

2.2 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

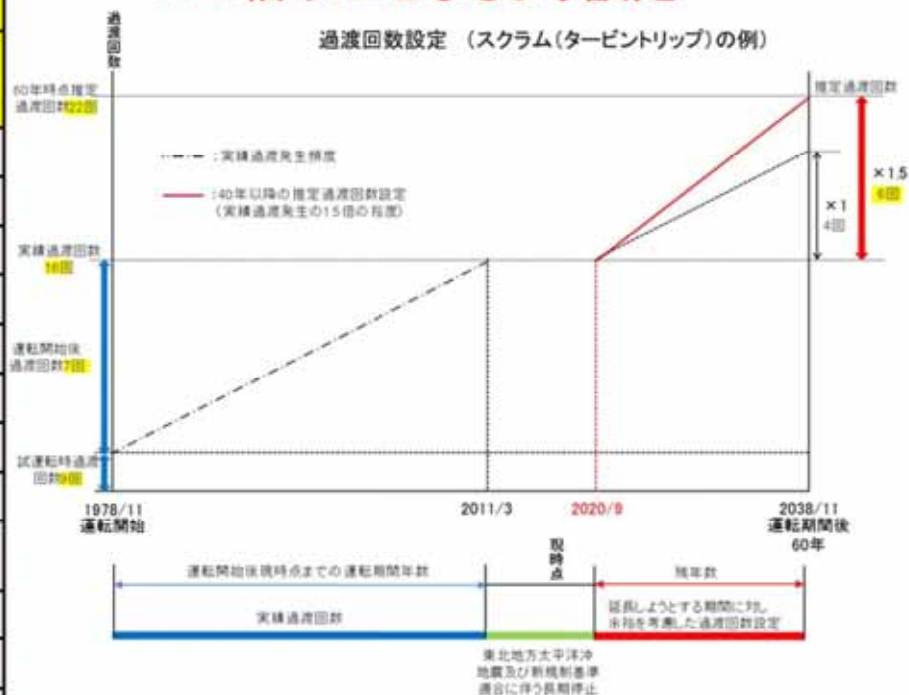


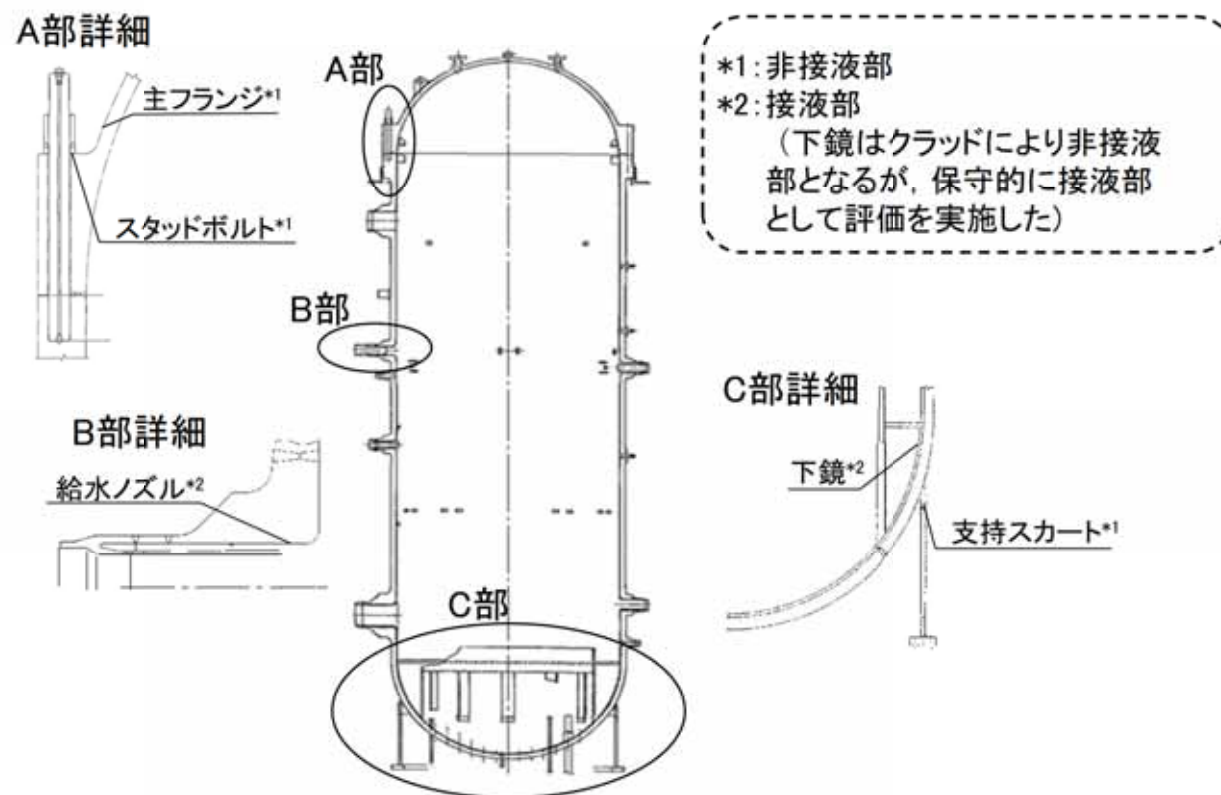
図2.2-2 過渡回数の裕度

*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)

2.2 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

2.2 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

2.2 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
	炭素鋼配管	原子炉系配管(純水部)	0.1423	0.5799
		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	0.0071	— *2
		給水系配管貫通部	0.0064	— *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

【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、**システム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	—

 :本資料説明範囲

○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

○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)にて取替実施

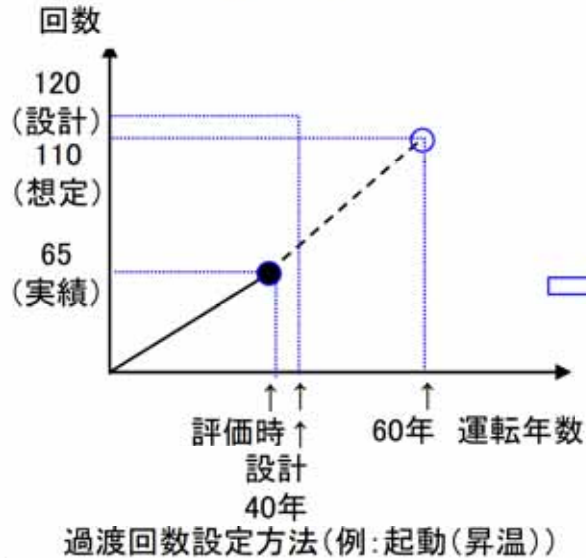
②推定過渡回数策定方針

- ・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。)



【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。」

※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

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

2.3 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

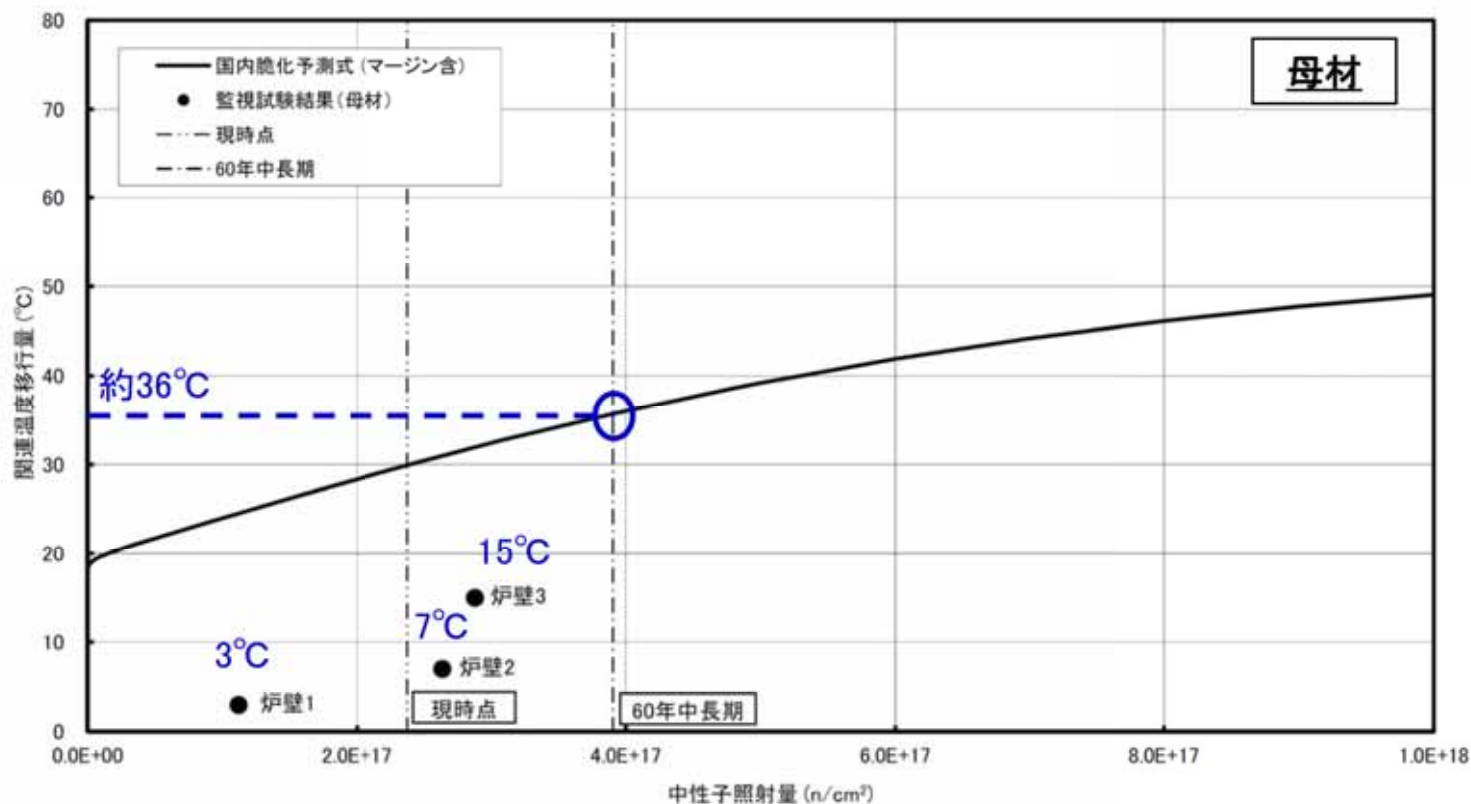
*1: 監視試験片位置の中性子束から, 設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: JEAC4206附属書E-5000I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

2.3 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)

2.3 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℃)

2.3 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。

原子炉压力容器胴部(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(℃)	
原子炉压力容器胴 (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
原子炉压力容器胴 (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
低压注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27

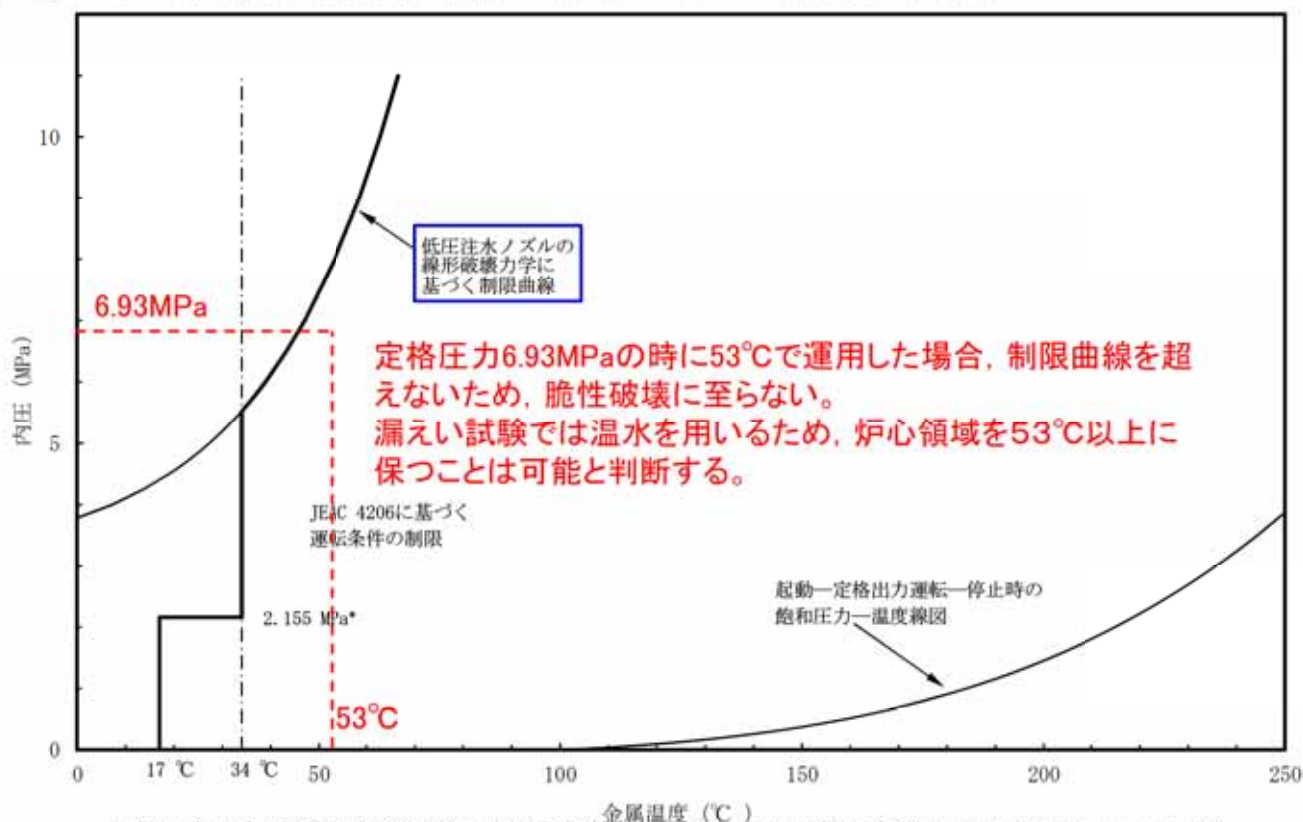
部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉压力容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低压注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*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、ただし低压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

2.3 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)

2.3 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。

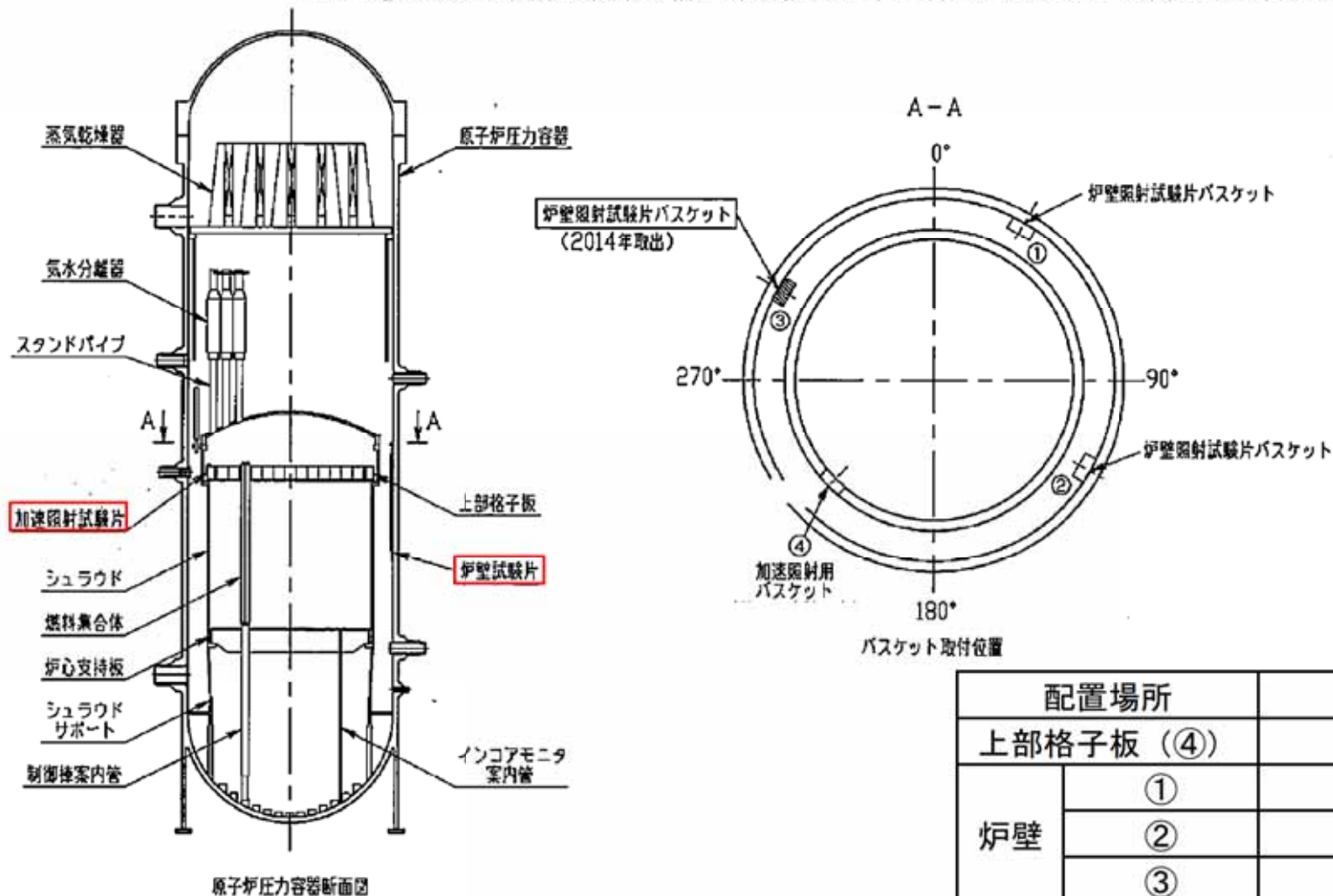
監視試験結果(上部棚吸収エネルギー)

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

2.3 中性子照射脆化—追加保全策(監視試験片)

○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



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

2.3 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(°C)						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

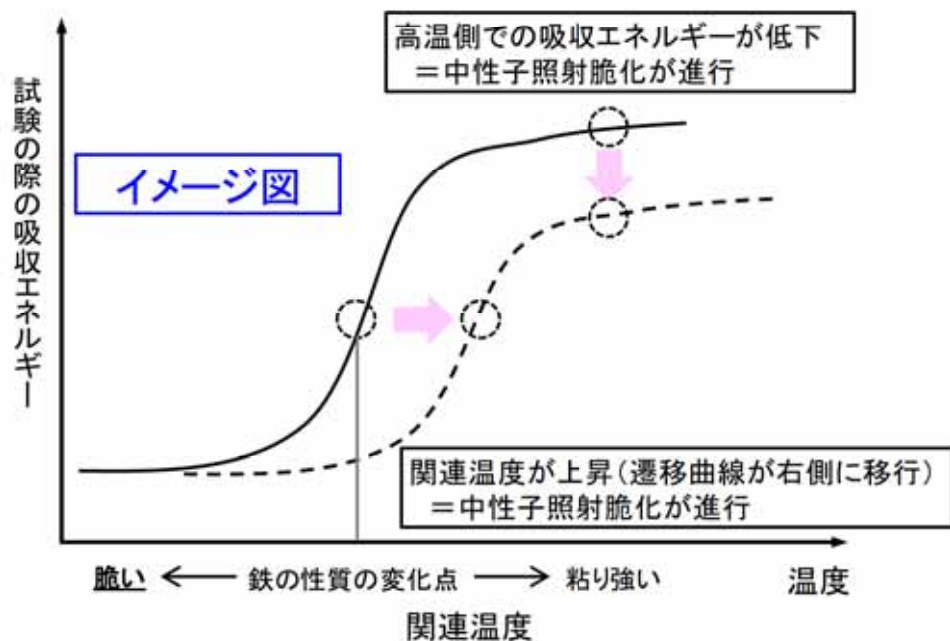
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*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

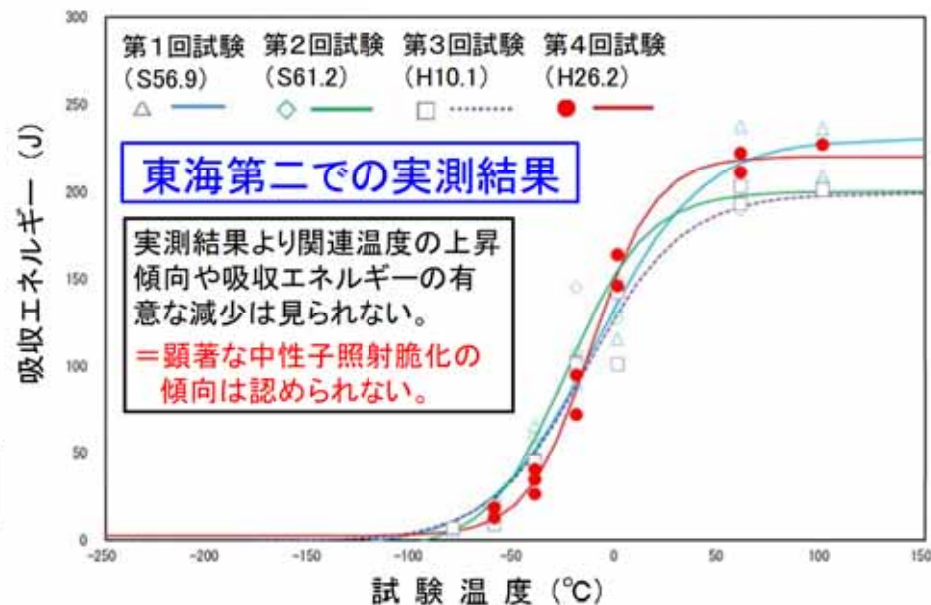
2.3 中性子照射脆化—シャルピー—衝撃試験結果

- 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)

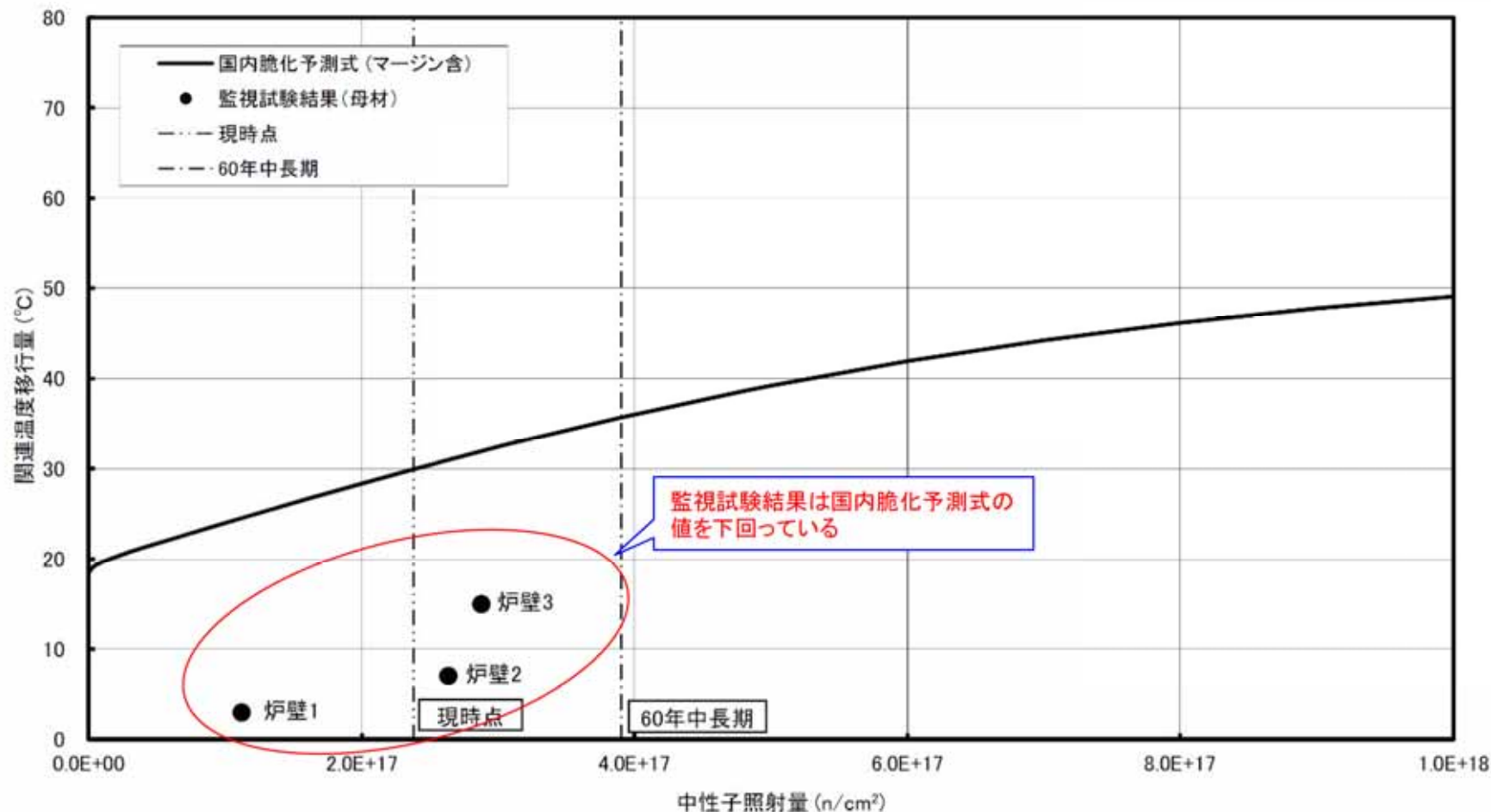
※溶接金属及び熱影響部については別紙1参照

2.3 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。

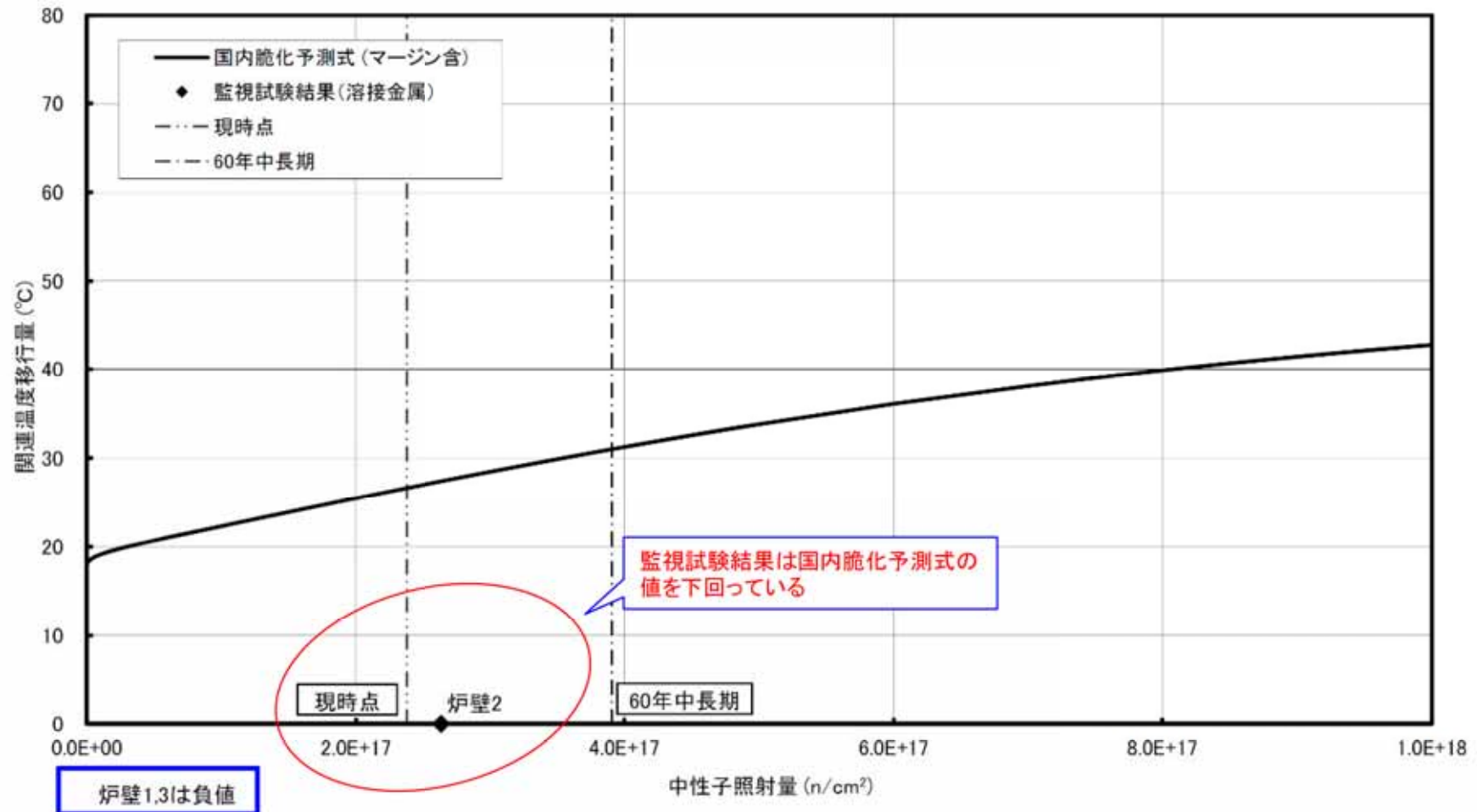


JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

高経年化-161

2.3 中性子照射脆化

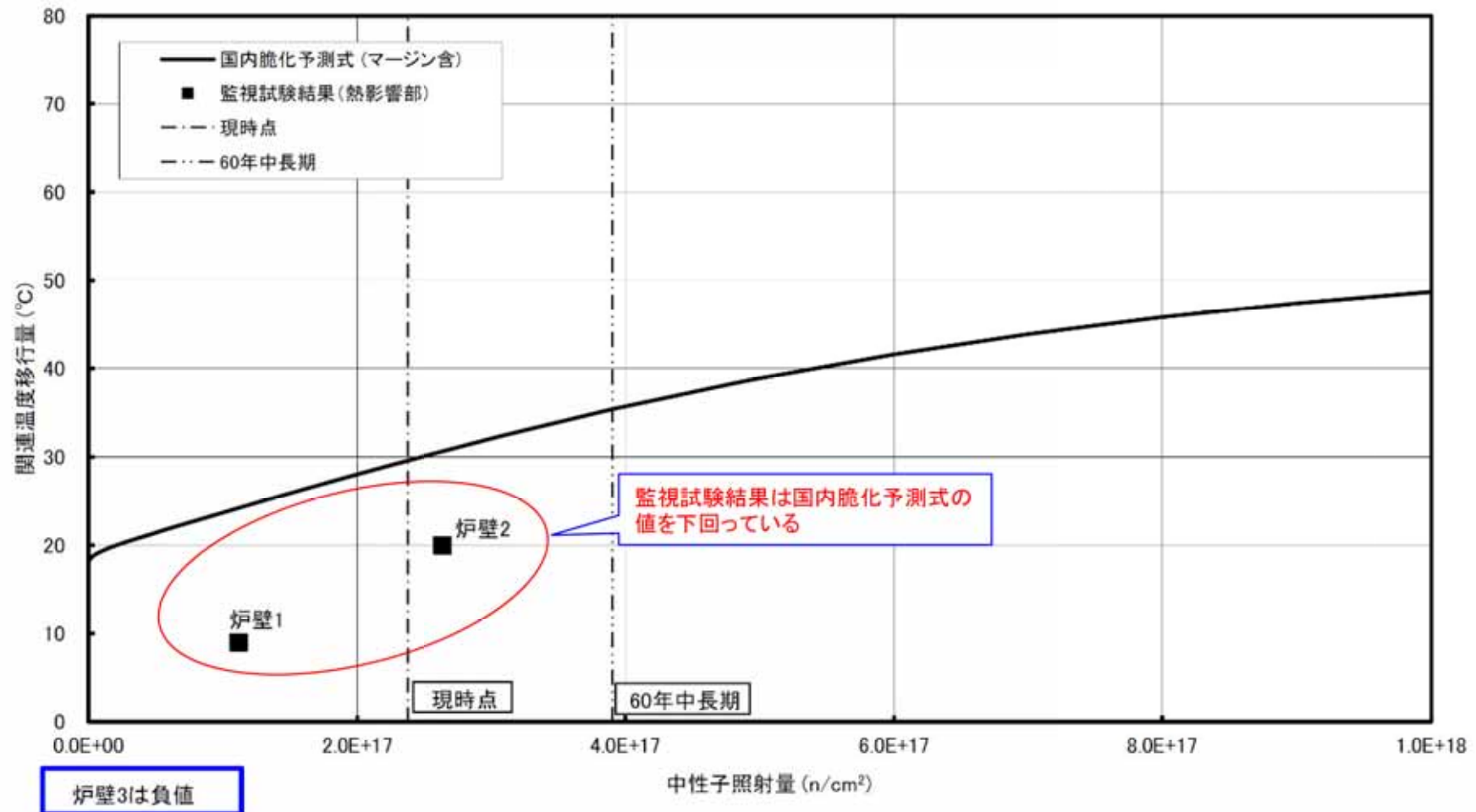
—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)



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)

2.3 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)

2.3 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°C、**運転開始後60年時点で約11°C**。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°Cを考慮して、2016年11月時点で31°C、運転開始後60年時点で37°C**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(°C)	B 関連温度 移行量(°C)※	C=A+B 関連温度(°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
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 °C, 溶接金属:26.6 °C, 熱影響部:29.6 °C

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

2.3 中性子照射脆化 —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は異なるため、**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

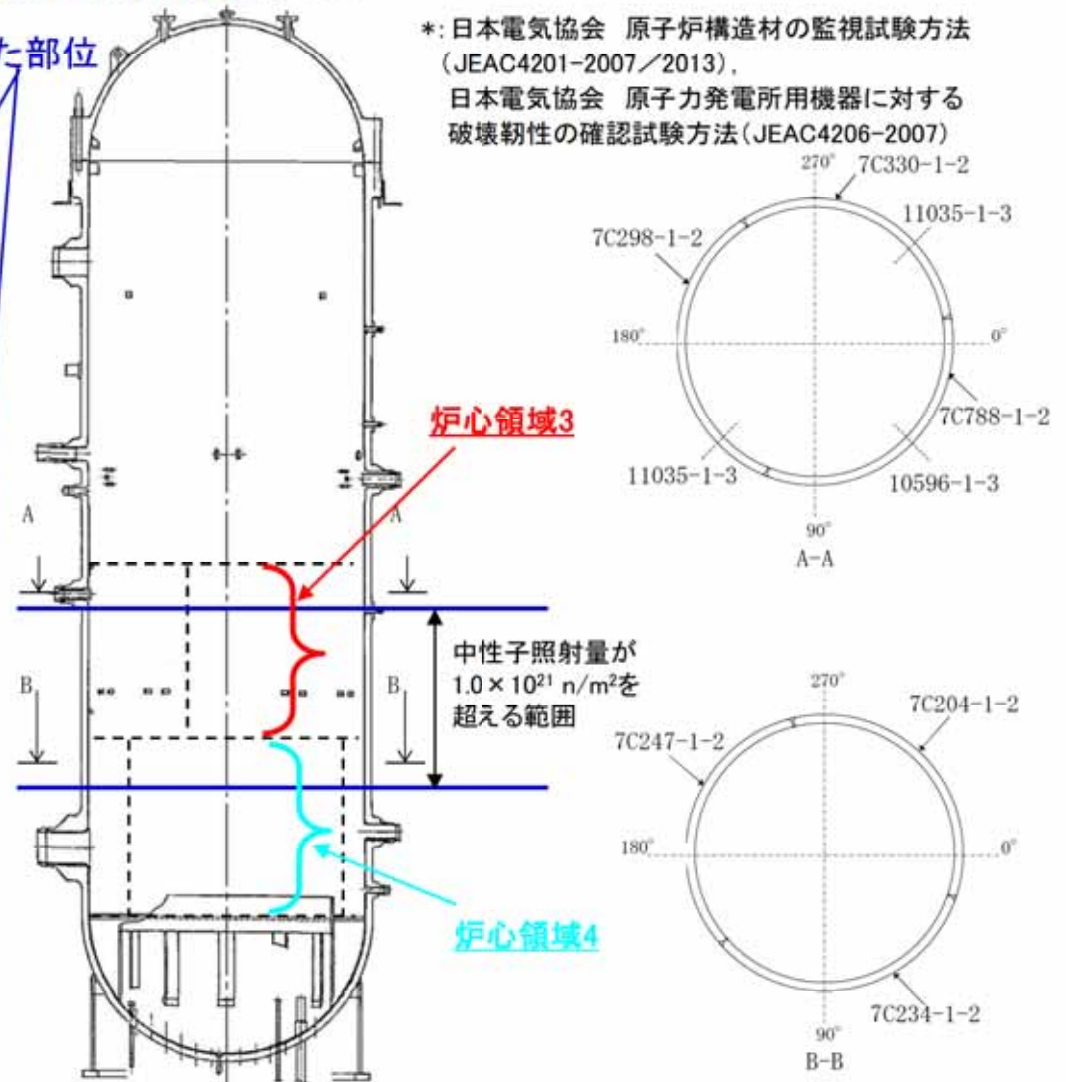
*1: ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

*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)

2.3 中性子照射脆化 —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。
原子炉压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	
原子炉压力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉压力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低压注水ノズル	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

原子炉压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
原子炉压力容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低压注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

監視試験片を取り出した部位

※原子炉压力容器を構成する材料の材料成分は、比較的の不純物が少ない。
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: 压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))

2.3 中性子照射脆化 —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	19
	3-3	7C330-1-2	-32	4
	4-4	7C788-1-2	-25	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	8
	4-2	7C234-1-2	-32	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	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。

2.3 中性子照射脆化 —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°C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圧力容器胴と, 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

部位ごとの原子炉圧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(°C)	B 関連温度 移行量(°C)	C=A+B 関連温度 (°C)	D 余裕* $T-RT_{NDT}$ (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
母材	原子炉圧力 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	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 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。

2.3 中性子照射脆化

－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°C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°C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°C)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

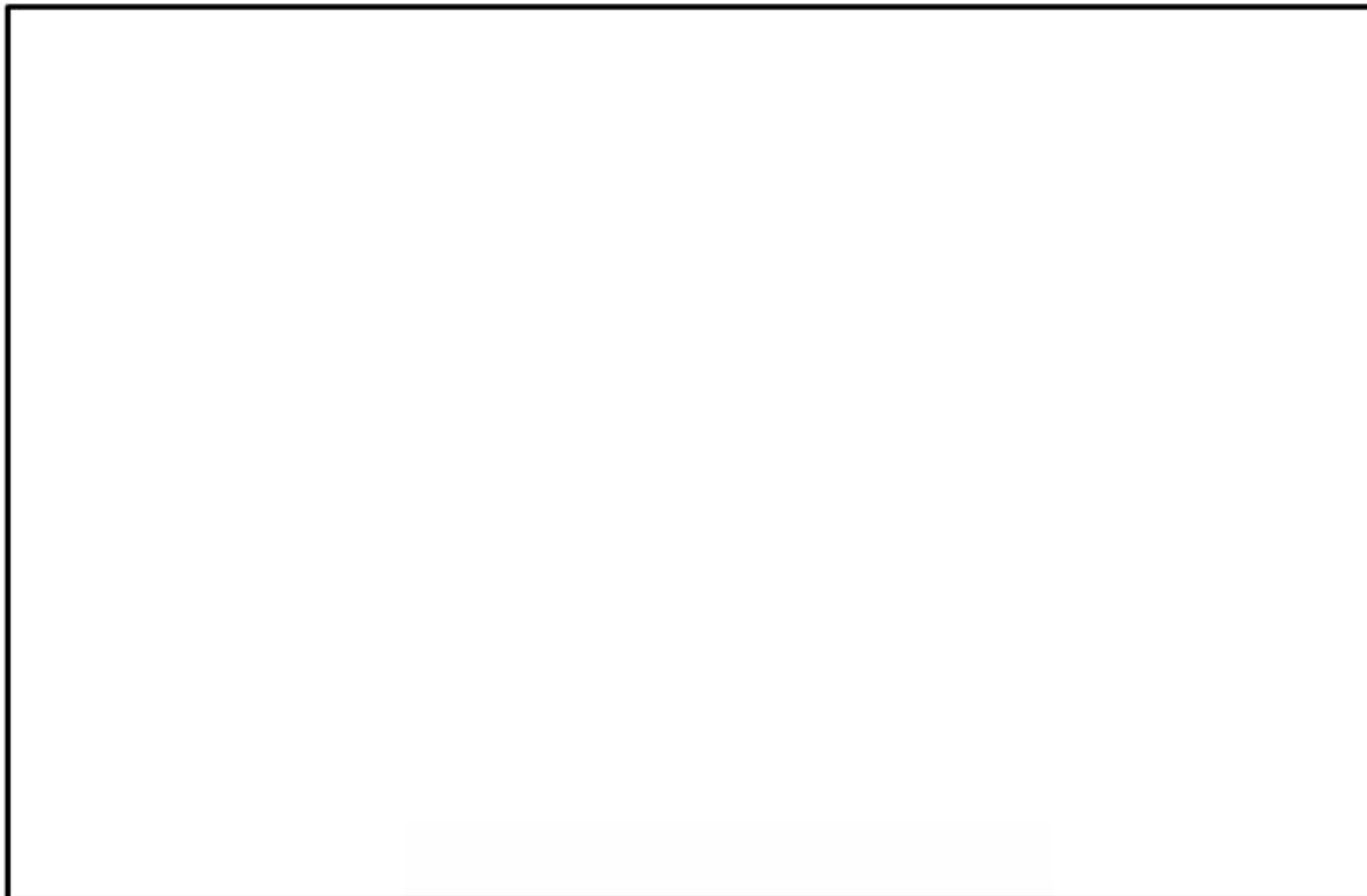
	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度 (°C)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (°C)	最低使用温度 (°C)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 〔低圧注水ノズル〕 (コーナ一部)	-28	55	27	26	53

2.3 中性子照射脆化

ー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°C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)の加温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°Cを上回る約58°C～約60°Cに上昇できていることから、今後最低使用温度53°Cを設定しても運用上問題ないと判断する。



2.3 中性子照射脆化

－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。

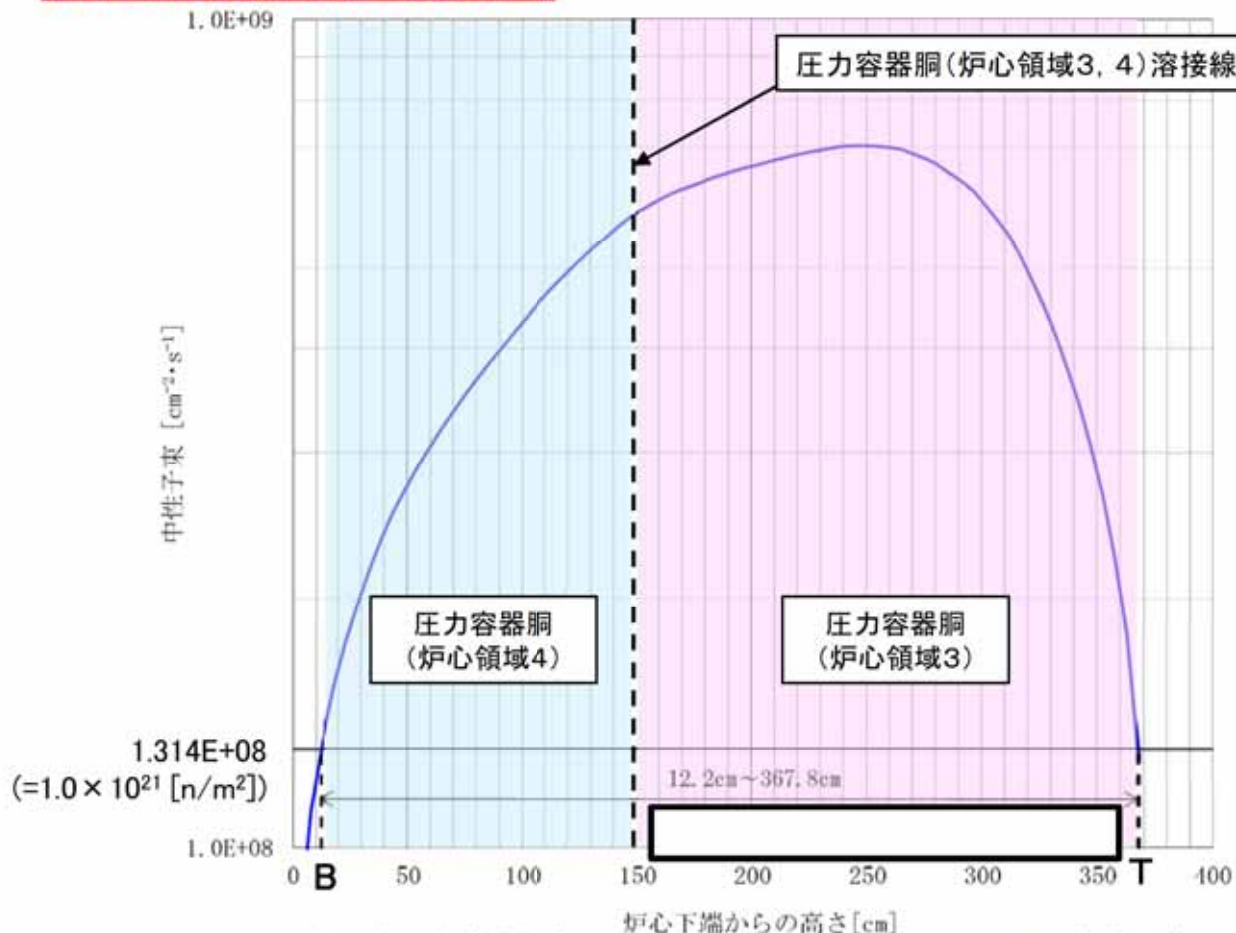
○(2)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より低いことを確認していることから、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

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。

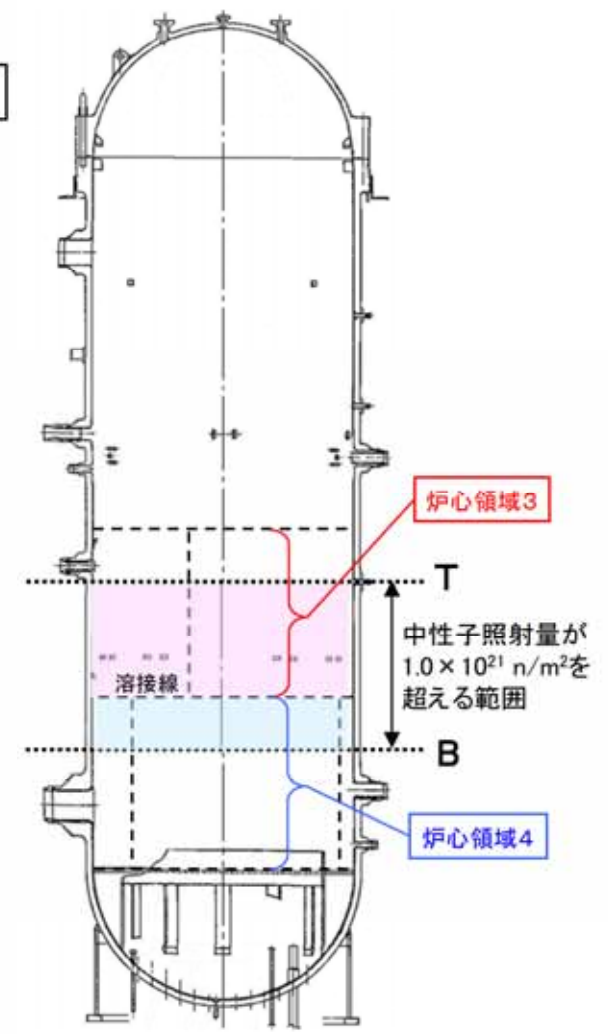
2.3 中性子照射脆化－燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉压力容器内の中性照射量分布(軸方向)と評価上の扱い)



- 原子炉压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压力容器胴(炉心領域3)において最大となる。
- 压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、また保守的に压力容器胴(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。



原子炉压力容器内表面における中性子束(E>1 MeV)の上下方向分布
(運転開始後60年時点で 1.0×10^{21} n/m²を超える範囲)
高経年化-172



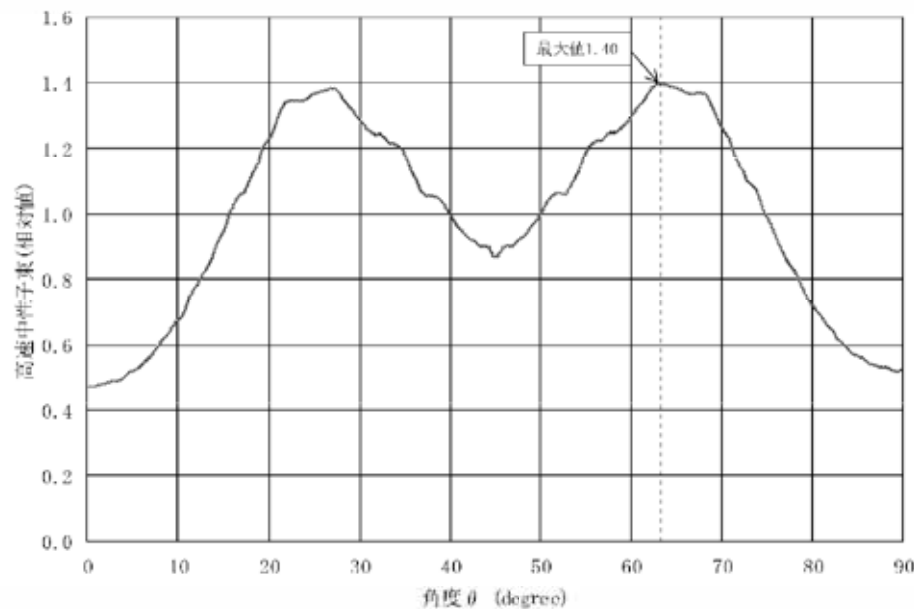
2.3 中性子照射脆化－燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉圧力容器内の中性照射量分布(円周方向)及びまとめ)



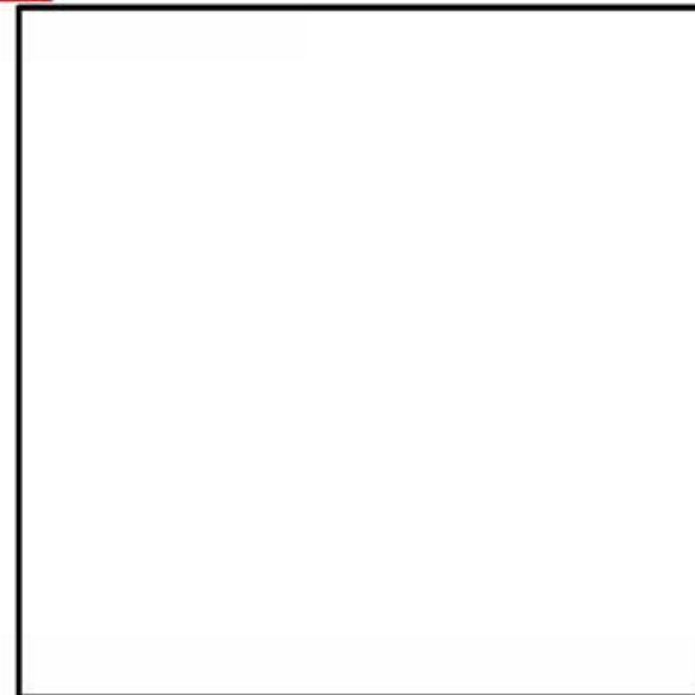
- 原子炉圧力容器内面の円周方向の中性子束分布は、燃料集合体が原子炉圧力容器・シュラウドに近い位置では中性子束は高くなり、遠い位置では低くなる。
- 燃料集合体上下方向の燃料有効長範囲では燃料集合体の形状及び配置は同じであるため、燃料集合体位置と中性子束分布の相対的な大小関係は、炉心中央部及び炉心上部で傾向として変わることはない。これにより、円周方向の中性子照射量についても、当該データの不整合が評価に影響することはない。



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。

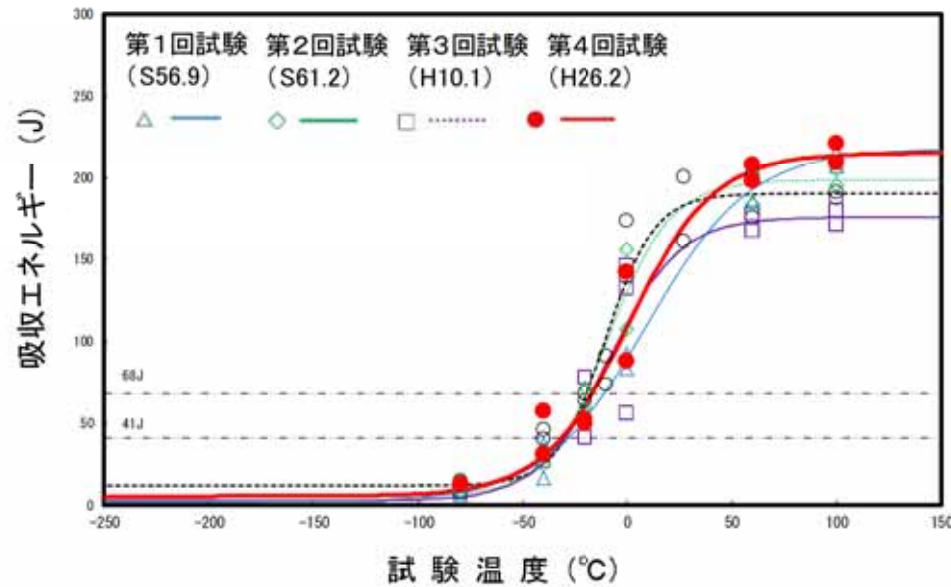


原子炉圧力容器内面における周方向の中性子束計算値
(相対分布)

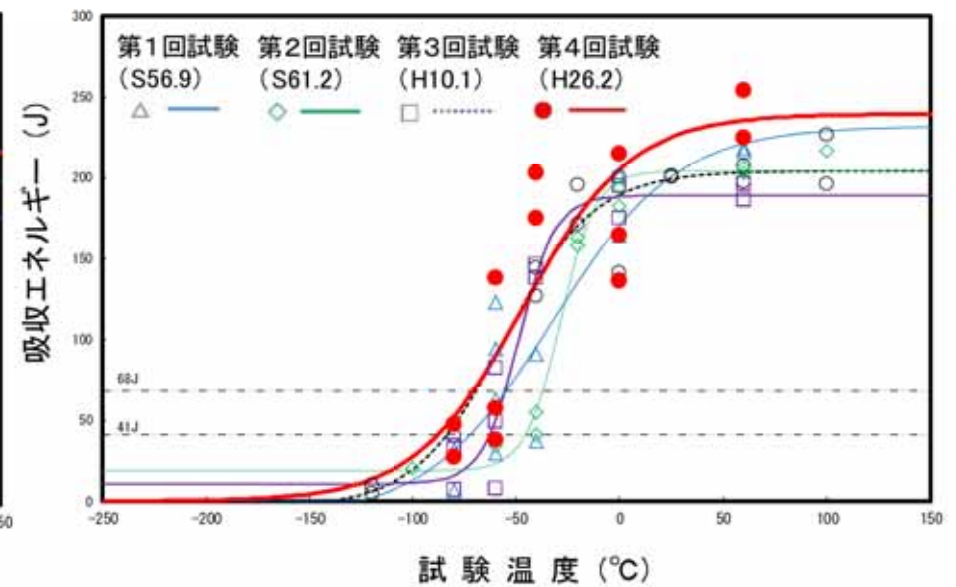


R-θ 計算用の炉心チャンネル毎の相対線源強度

○ 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)

- 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(沸騰水型原子炉圧力容器に対する 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 $_1, EFPY_2$ ($EFPY_1 \leq EFPY_c \leq EFPY_2$)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 $_1, EFPY_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{NDT1,c}, \Delta RT_{NDT2,c}$)を求める。

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

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

$$\Delta RT_{NDT c} = \Delta RT_{NDT 1,c} + \frac{\Delta RT_{NDT 2,c} - \Delta RT_{NDT 1,c}}{\log EFPY_2 - \log EFPY_1} (\log EFPY_c - \log EFPY_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{NDT c}$)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圧力容器胴(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 n/cm ² /s)	EFPY	Ni (mass%)			
		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
附属書表 B-2100-2(3/14)	32 (EFPY ₁) 40 (EFPY ₂)		$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$
附属書表 B-2100-2(4/14)	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。 $\Delta RT_{\text{NDT}2,c} = \text{}^{\circ}\text{C}$

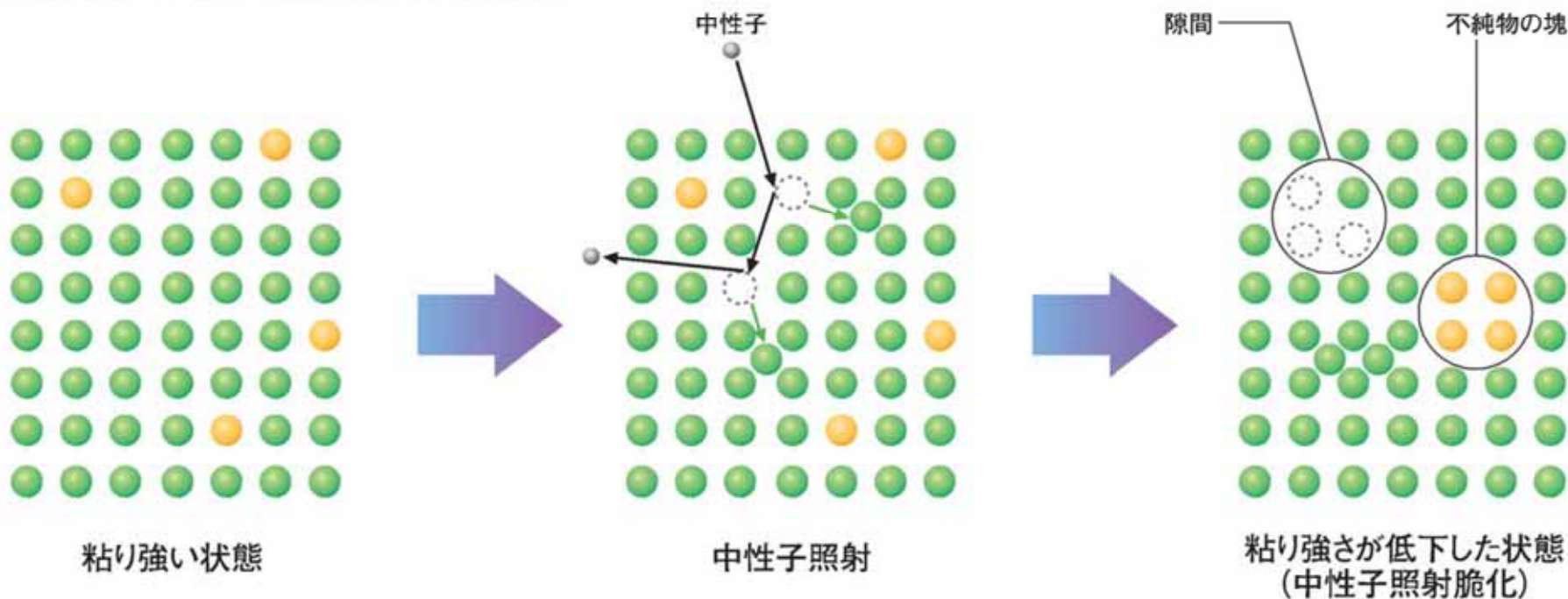
$$\begin{aligned} \ast \Delta RT_{\text{NDT}c} &= \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1) \\ &= \text{} + \frac{\text{}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{} \doteq 34^{\circ}\text{C} \end{aligned}$$

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

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。

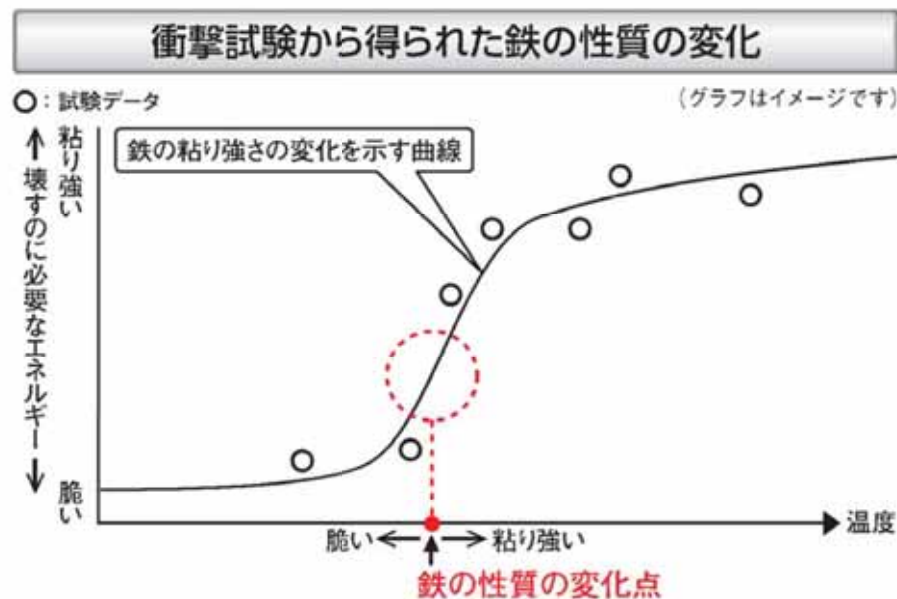
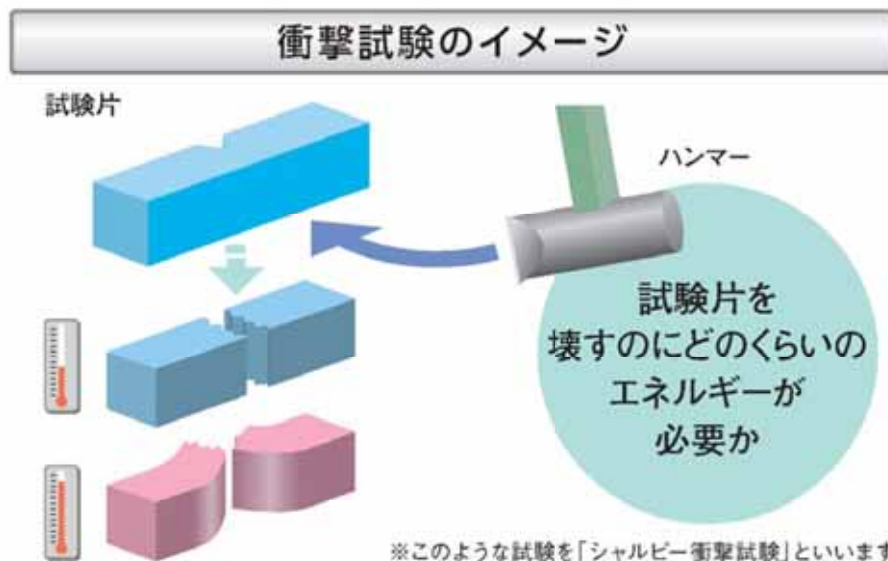
中性子照射に伴う原子構造の変化(イメージ)

● 鉄原子 ○ 空孔 ● 銅原子(不純物原子)

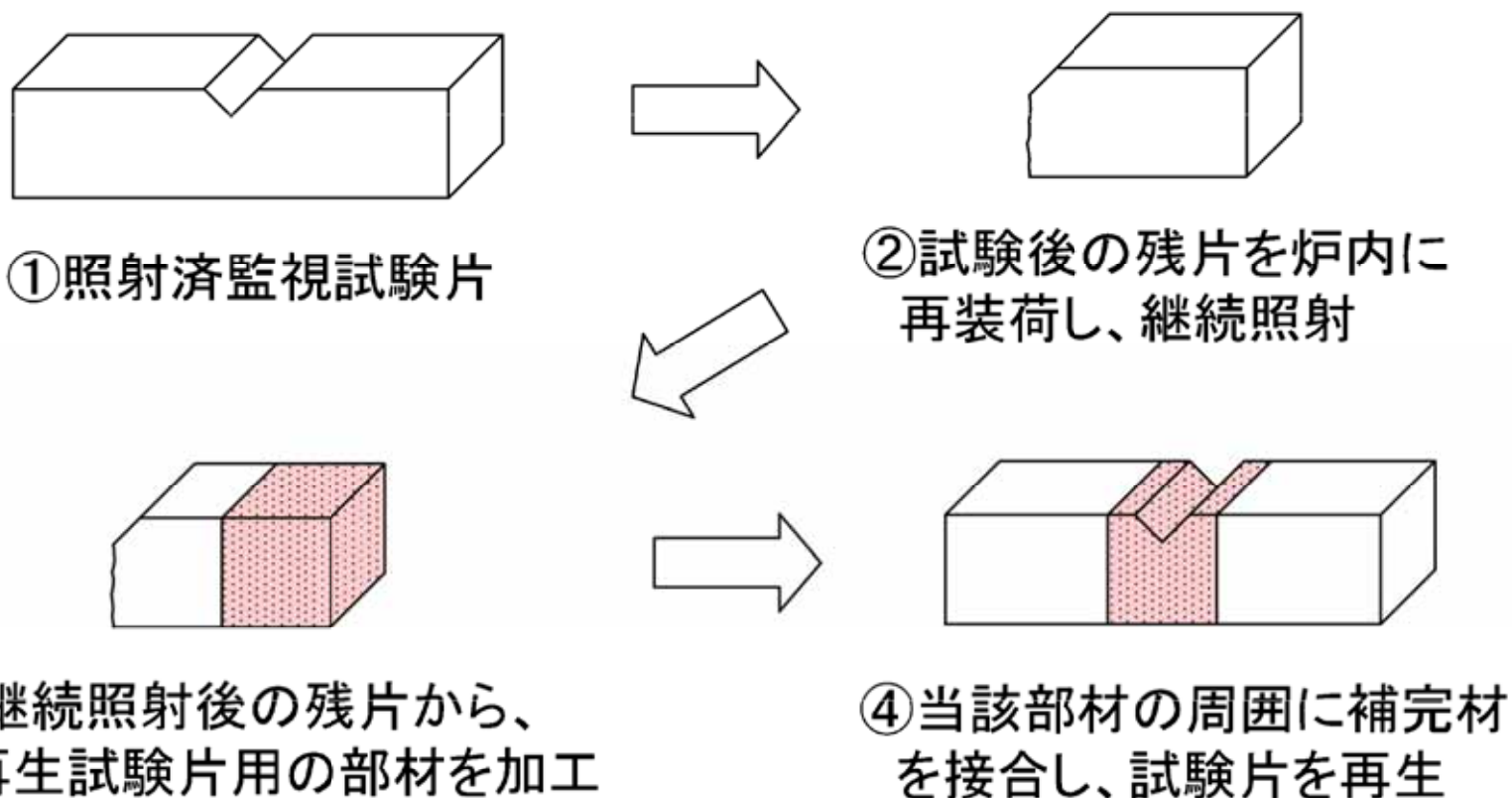


鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

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。



○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。



※出典：JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

2.4 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</u> 、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。
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</u> 、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。
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</u> 、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。
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</u> 、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。

2.4 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

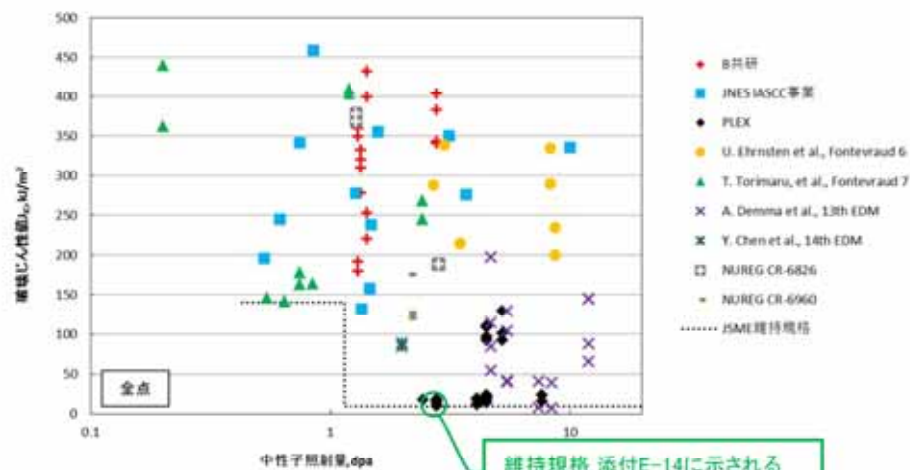
$$\text{モデル式: } J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * \text{dpa}^D)$$

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

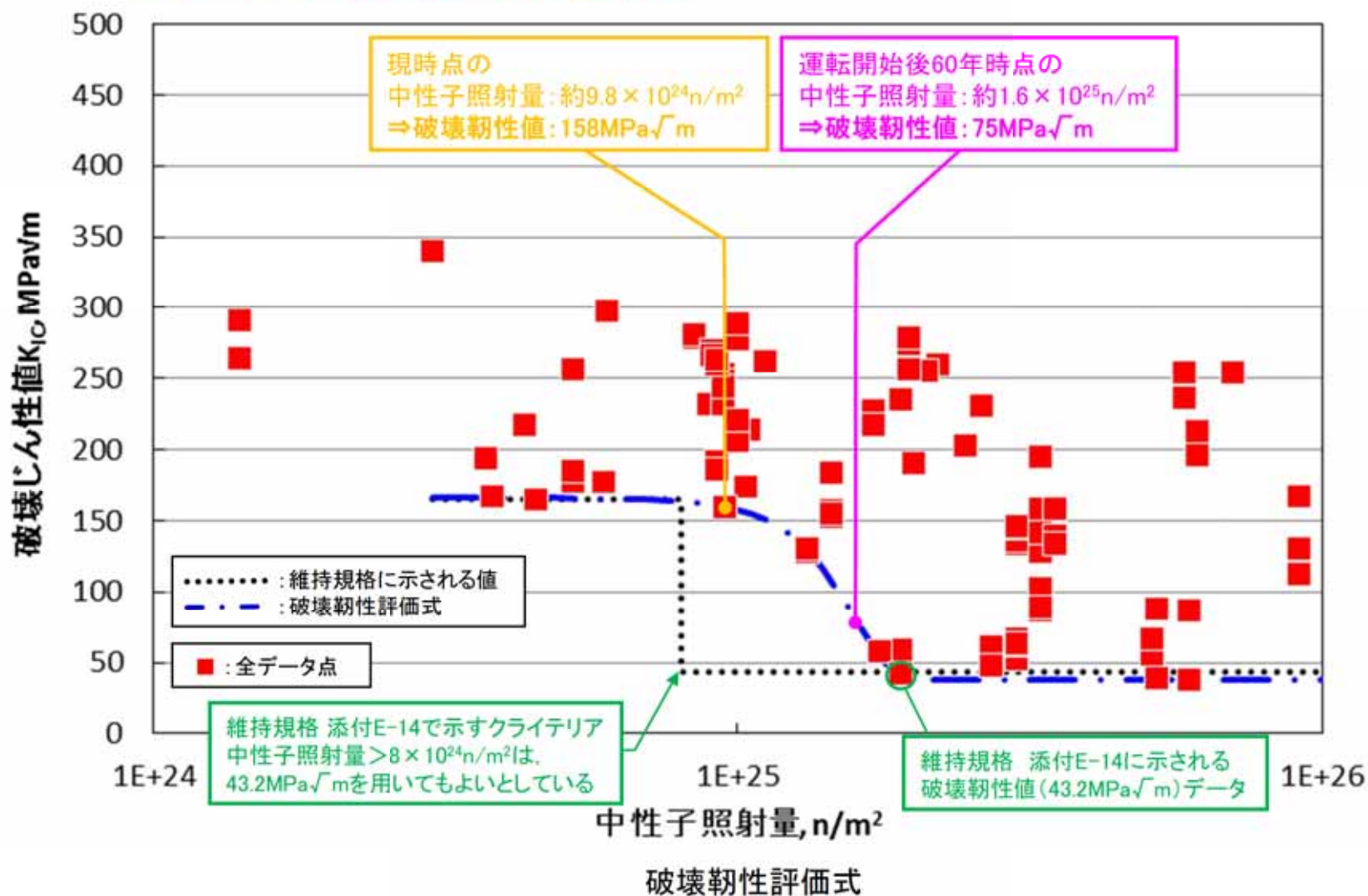


*: 発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成3年度)」

収集された破壊靱性値の試験データ群

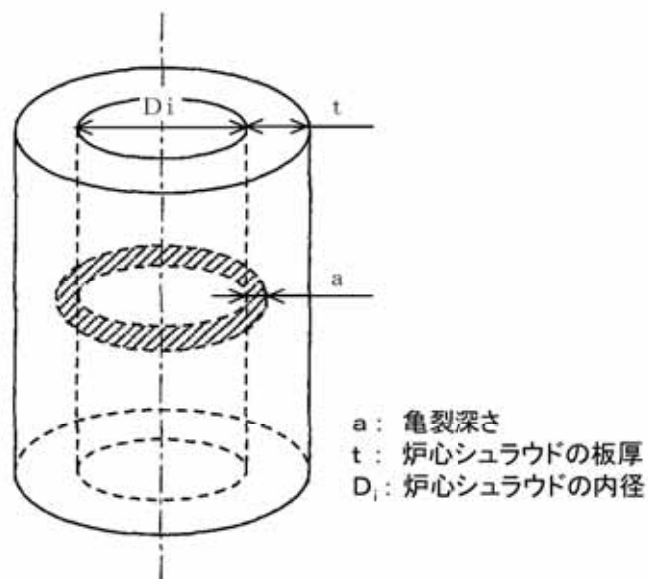
2.4 照射誘起型応力腐食割れ—評価条件

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。



2.4 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

$$K = \left[(\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1G_1\left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2G_2\left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3G_3\left(\frac{a}{t}\right)^3 + \sigma_4G_4\left(\frac{a}{t}\right)^4 \right] \sqrt{\pi a}$$

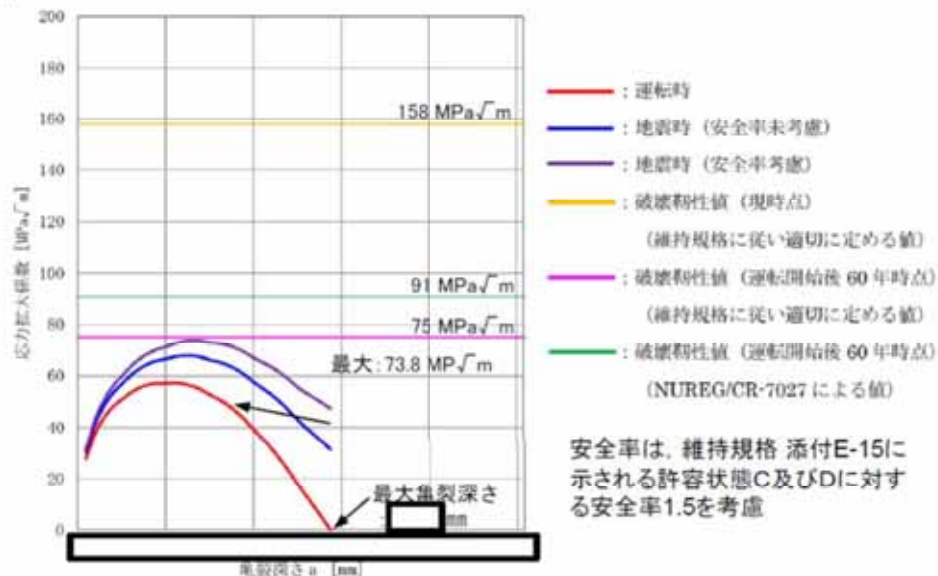
a: 亀裂深さ[m]

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。

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。

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

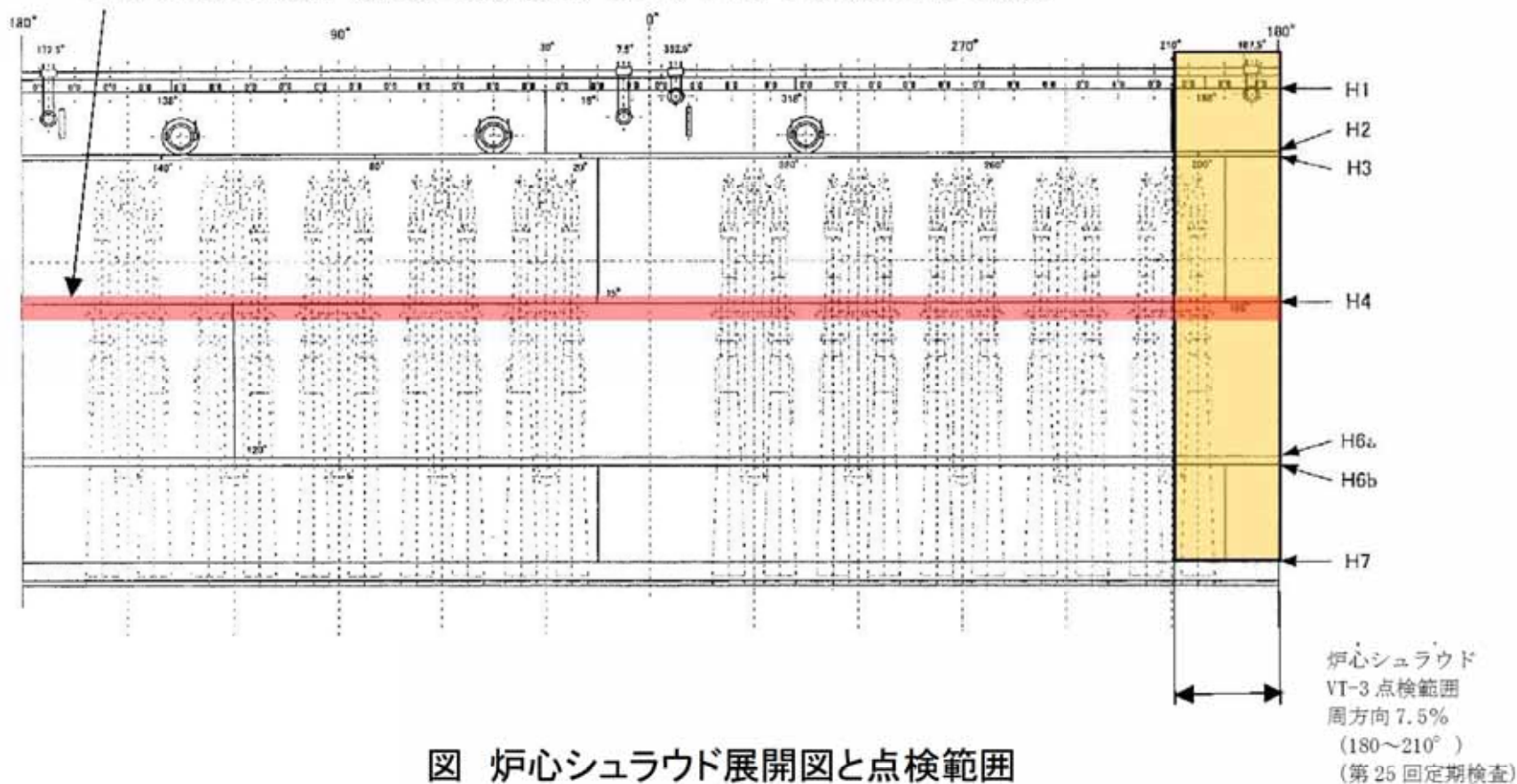


図 炉心シュラウド展開図と点検範囲

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

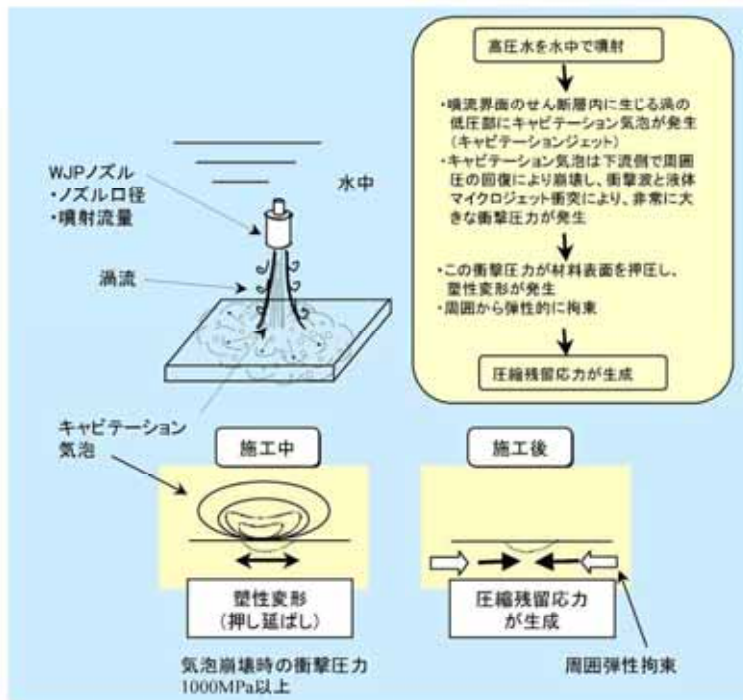
発生因子	炉心シュラウド
応力	<ul style="list-style-type: none"> ➤ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年)(外面)
材料	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 低炭素ステンレス鋼SUS304Lを使用(全体)
環境	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 水素注入による腐食電位の低減(1997年1月～)(全体) ➤ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)(内面)

2.4 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

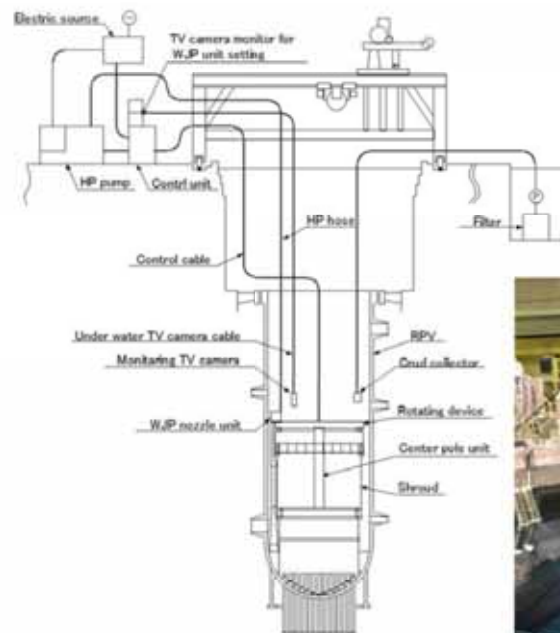
W J Pは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングする技術である。このW J Pの原理を、解説図 2-1 に示す。



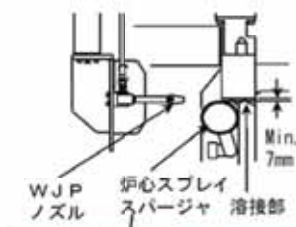
解説図 2-1 W J P の原理

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

② 応力腐食割れに対する予防保全対策(続き)

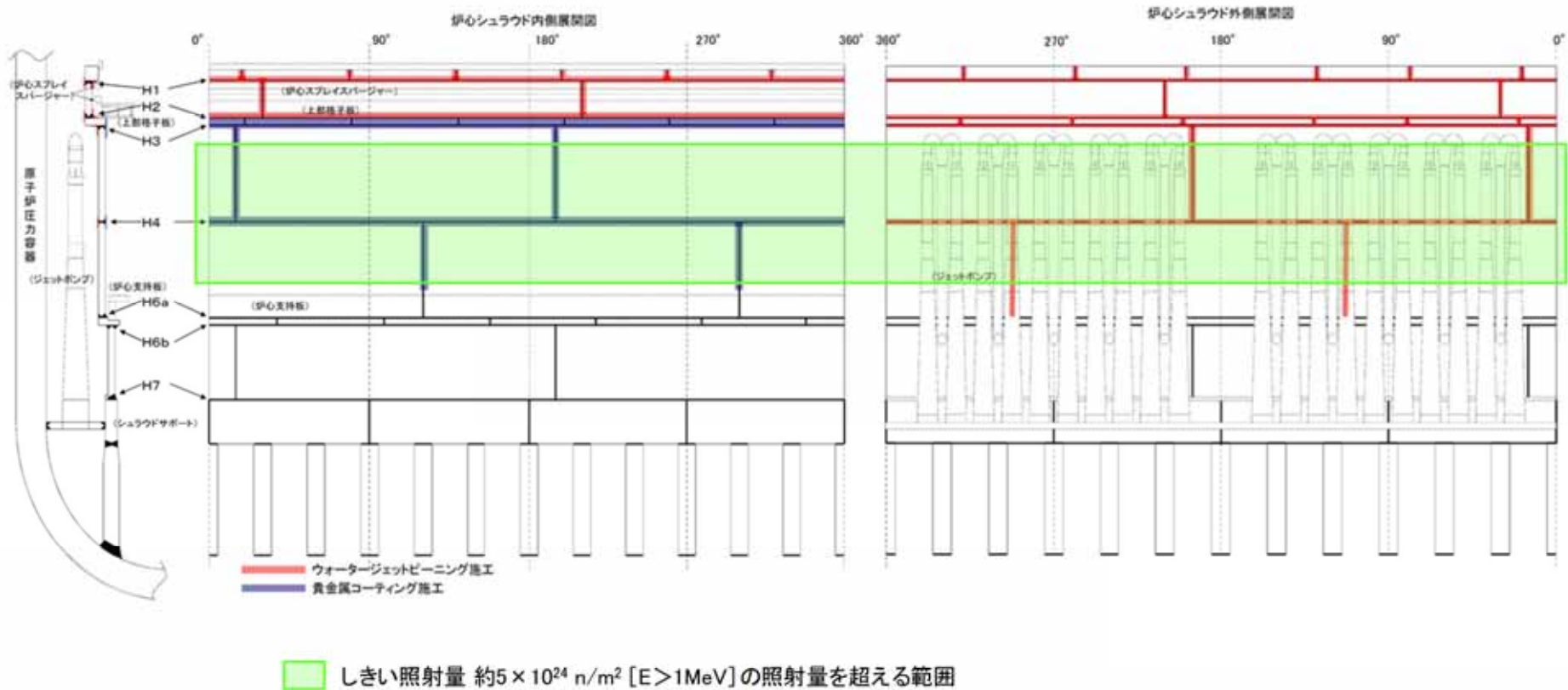


図 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図(1999年第17回定期検査)

2.4 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。

(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～)

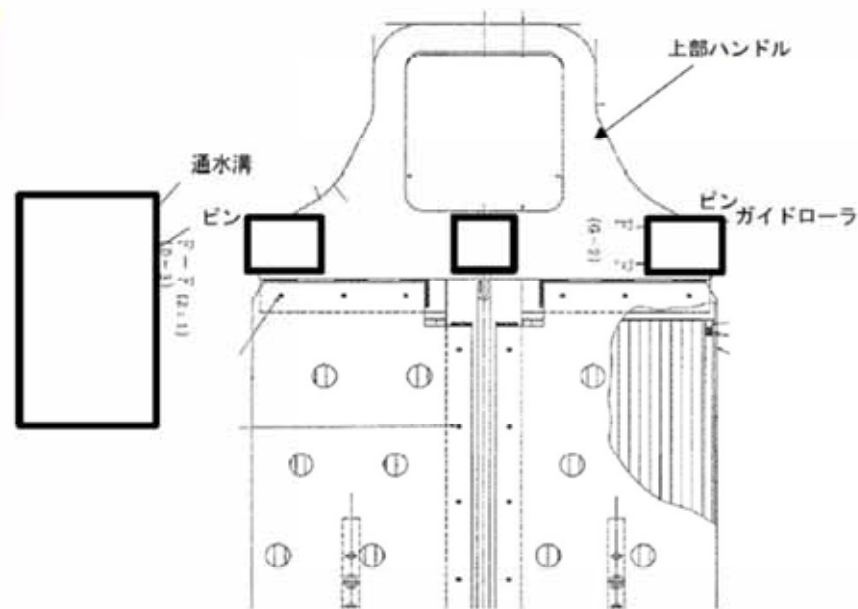


図 上部ハンドルガイドローラのピン穴長穴構造化

(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。

2.5 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)

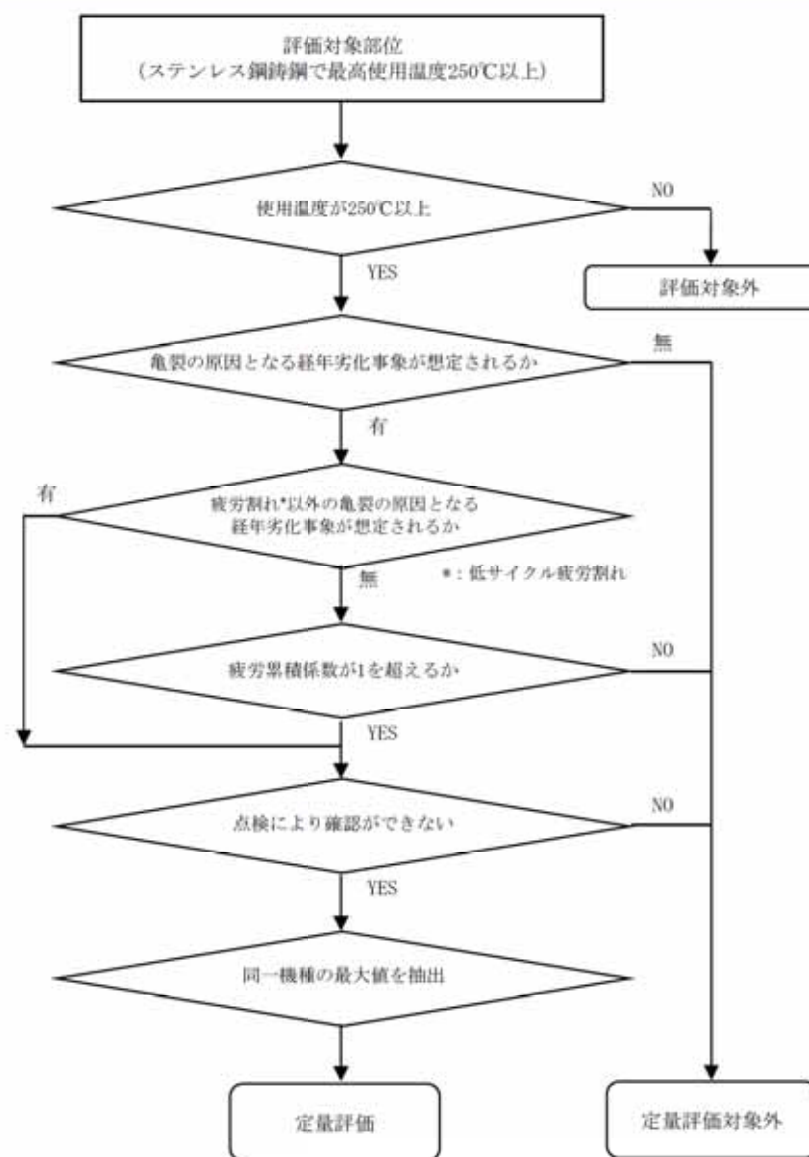
以下について定量評価を行うこととした。

- 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。



2.5 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 【℃】	電裂の原因となる 経年化事象 ^{*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	—	—	
		ケーシングラジエーター	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	—	—	
		原子炉冷却材浄化電流弁	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	—	—	
		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	—	—
安全弁	排ガス復水器側安全弁	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
		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
		弁ふた、ボールシャフト	定量評価対象外	302	285	—	—	
機械設備	制御棒	落下速度リミッター	定量評価対象外	302	285	—	—	
		コレットピストン、コレットリテーナチューブ	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
	ディーゼル機関本体	送給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	—	—	運転時間 (時効時間) が短いため
		燃料支持金具 (中央、周辺)	中心燃料支持金具	定量評価対象外	302	285	—	—
炉内構造物	制御棒案内管	ベース	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ノズル	定量評価対象外	302	285	—	—	
	炉心スプレッド配管・スパージャ	インレットミキサ	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ディフューザ	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	—	—	
		リストレナーブラケット	定量評価対象外	302	285	—	—	

2.5 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	

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。

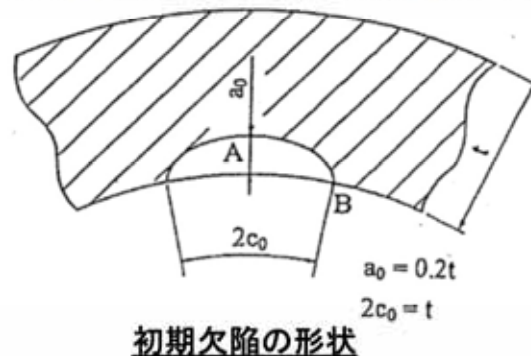
亀裂進展抵抗(破壊靱性値: J_{IC} , J_6) 評価結果

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。

2.5 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

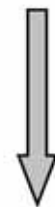
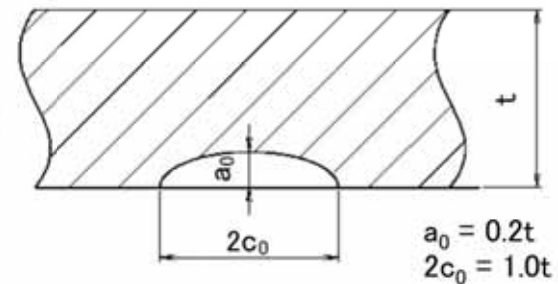
原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚*1 : $t=33.4$ mm]

	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

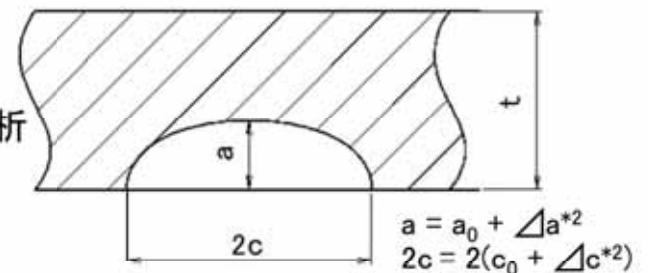
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚*1 : $t=37.0$ mm]

	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

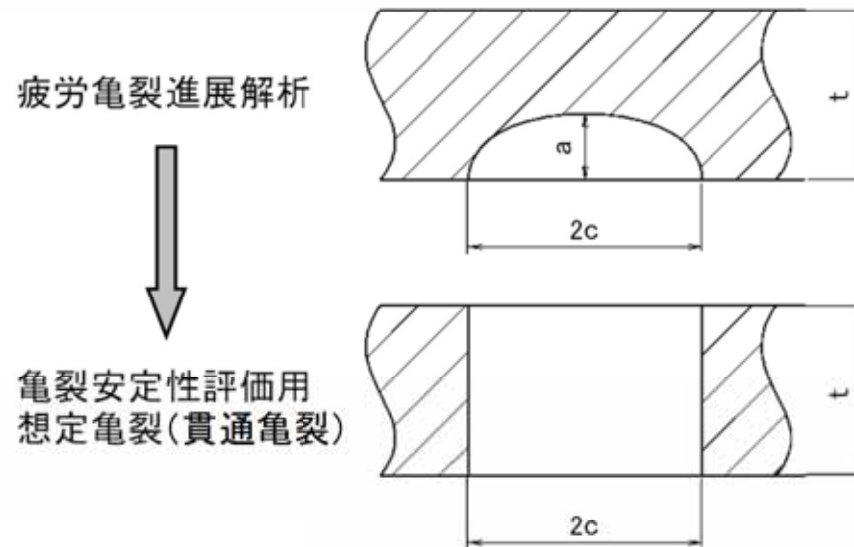


*1: 初期亀裂長さ($2c_0$)である板厚(t)は、評価に用いる応力を保守的に評価するため、評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち、最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

*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	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

2.5 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。

2.5 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	100.2	167.0
	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

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－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)

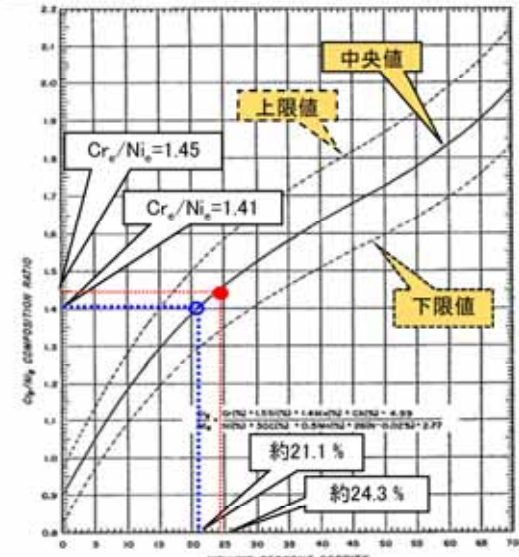


図1 フェライト量導出図

- : 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

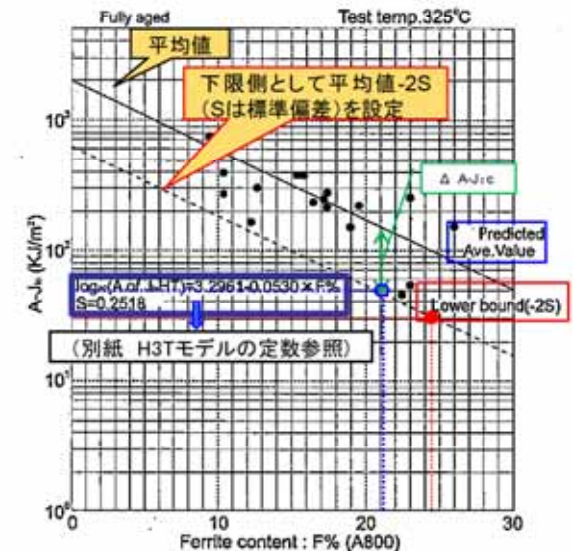


図2 靱性値(熱時効時間無限大時)

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－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		
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	

○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。**

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効—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。

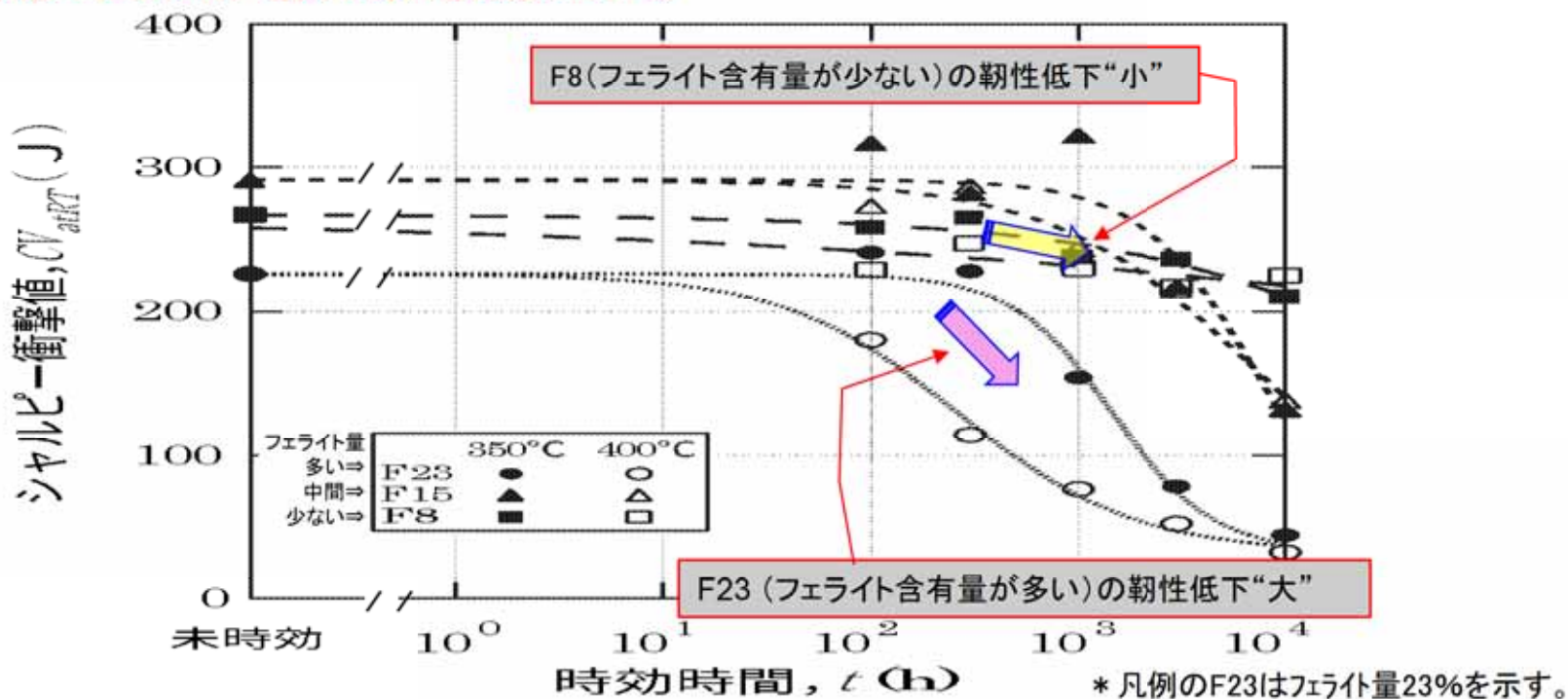


図3 時効時間によるシャルピー衝撃値の変化

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>

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－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。

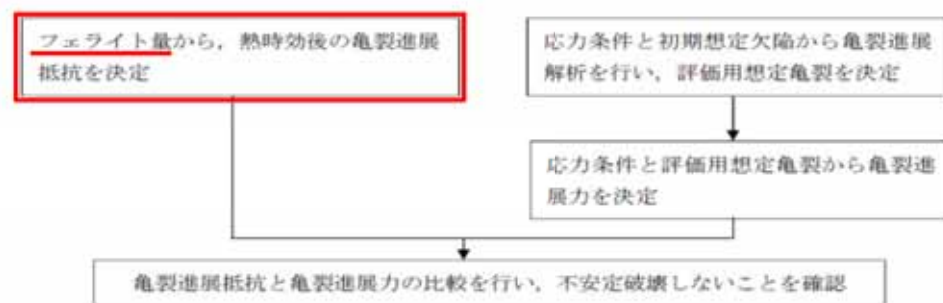


図4 熱時効評価の流れ

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

M_k : 熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]
 (J_{IC} : 破壊靱性値, J_0 : $\Delta a=6$ 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/m²]
 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 · 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]

2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—評価対象(鉄骨構造物含む)

経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位


構造種別		コンクリート構造物							鉄骨構造物		機械設備(鉄骨部)		
経年劣化事象		強度低下							遮蔽能力低下	耐火能力低下	強度低下		
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	凍結融解	機械振動	熱	火災などの熱	腐食	風などによる疲労	風などによる疲労
代表構造物	原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	原子炉圧力容器 ベデスタル ○	原子炉圧力容器 ベデスタル、 一次遮蔽壁 ○	○	○	△	▲	○	ガンマ線 遮蔽壁 ○	▲	△	▲	
	タービン建屋			外壁 (屋内面) ○	○	△	▲	タービン 発電機 架台 ○		▲	△	▲	
	取水口構造物			気中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○	△	▲			▲			
	主排気筒												△
	非常用ガス処理系排気筒												△

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)

▲：(同上)

(日常劣化管理事象以外)

：評価対象部位

2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－審査基準の要求事項(1/2)

構造物の経年劣化事象、劣化要因に対して審査基準の要求事項を下表に示す。

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<p>(1) コンクリートの強度低下</p> <p>① 熱</p> <p>○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値(貫通部は90℃, その他の部位は65℃)を超えたことがある場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 放射線照射</p> <p>○評価対象部位の累積放射線照射量が, コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>③ 中性化</p> <p>○評価対象部位の中性化深さが, 鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>④ 塩分浸透</p> <p>○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑤ アルカリ骨材反応</p> <p>○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>

2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－審査基準の要求事項(2/2)

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<p>⑥ 機械振動</p> <p>○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑦ 凍結融解</p> <p>○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</p> <p>① 熱</p> <p>○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88 °C又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177 °Cを超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置(変更)許可における遮蔽能力を下回らないこと。</p> <p>(3) 鉄骨の強度低下</p> <p>① 腐食</p> <p>○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 風などによる疲労</p> <p>○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>