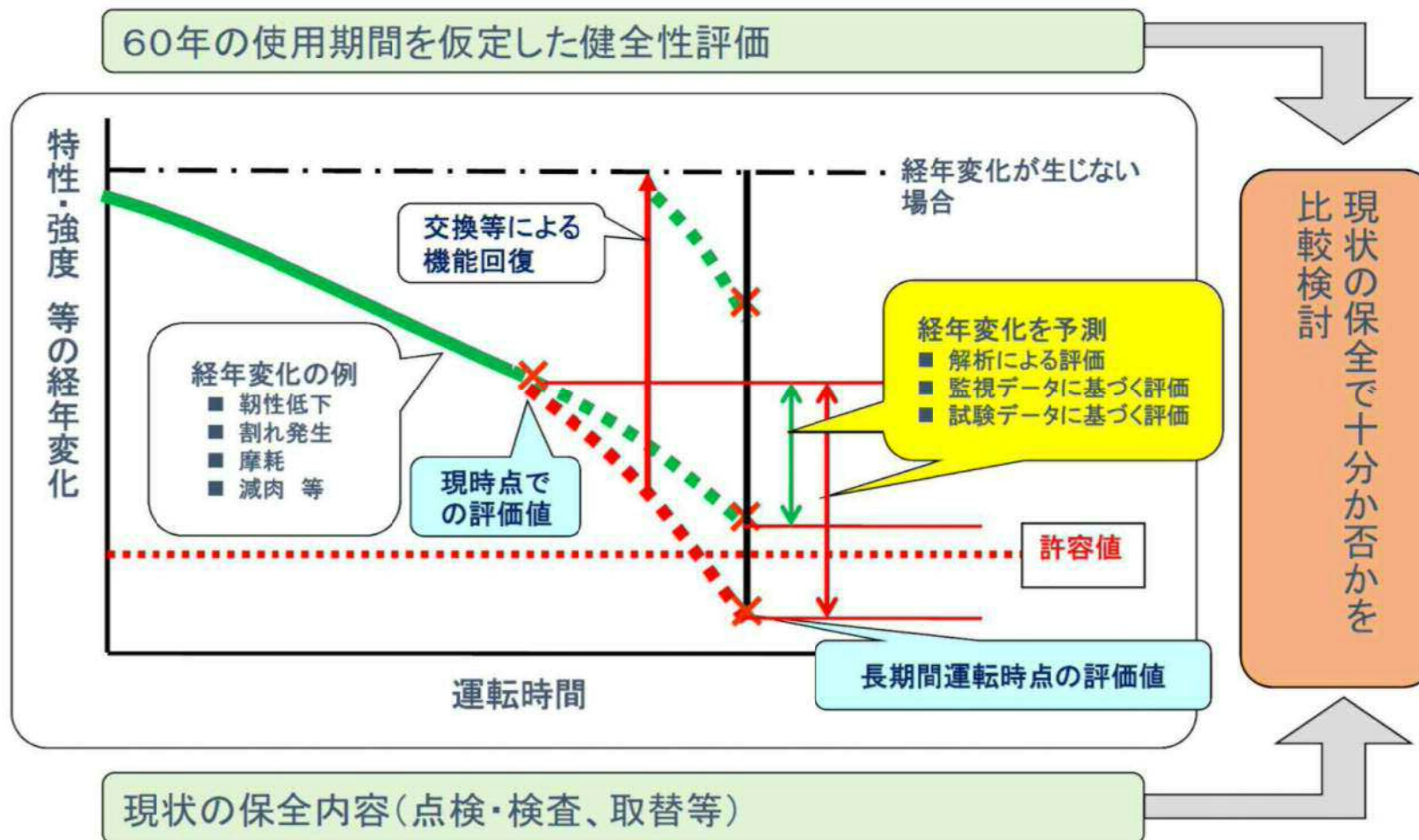


3. 劣化状況評価の説明

3. 1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の概念



プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうかを確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。

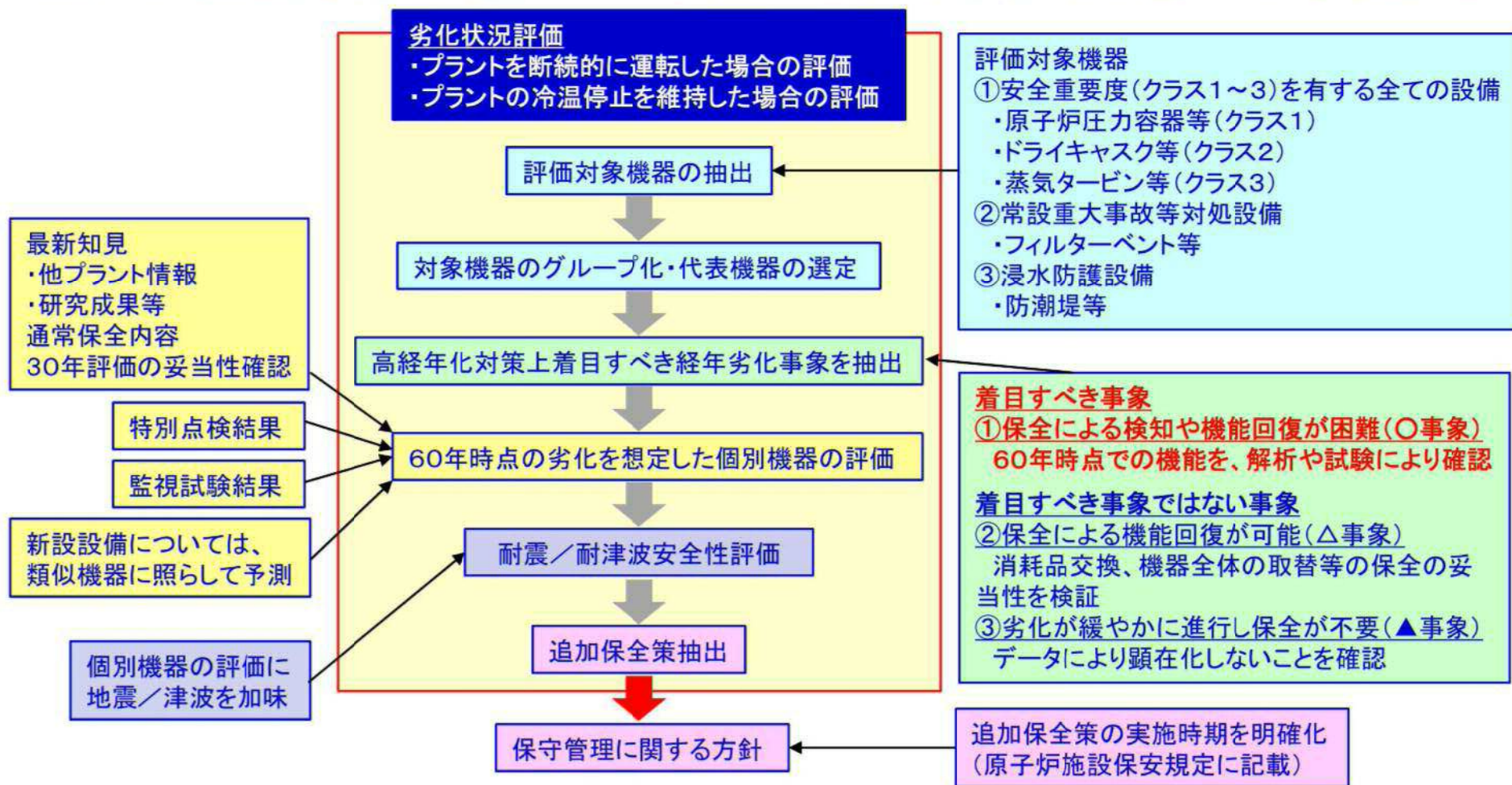


図の出典：H30.1.13他 東海第二発電所の新規制基準適合性審査等の結果に係る住民説明会
（「東海第二発電所に関する審査の概要」原子力規制庁）抜粋

3. 1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の紹介



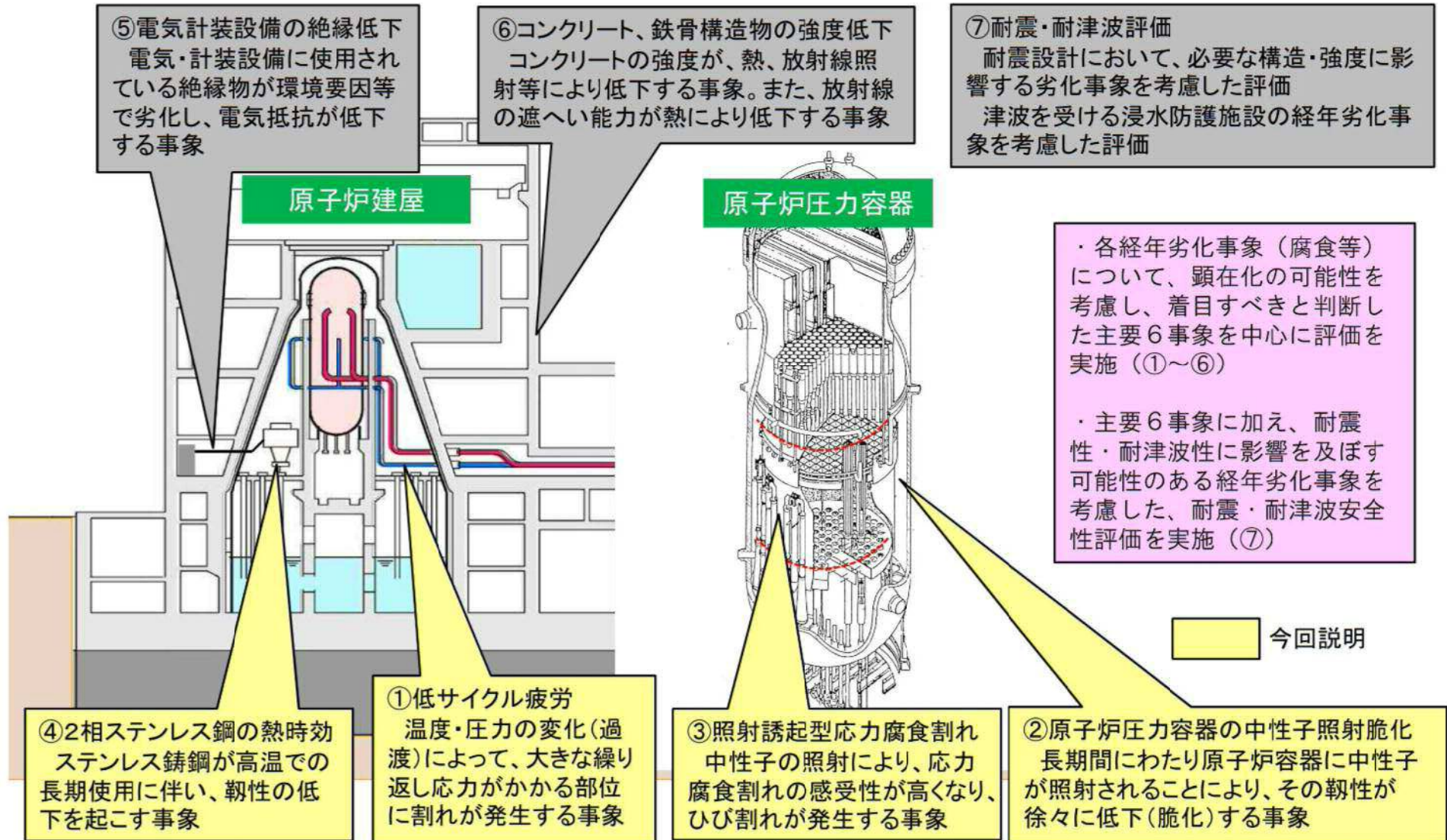
- ・劣化状況評価のイメージ図を示す。
- ・断続的な運転した場合の評価のうち、保全による検知や機能回復が困難な事象（○事象）についての個別機器の評価と、耐震・耐津波安全性評価について、一部で追加保全策を抽出していることから、詳細に説明する。それ以外については現状の保全で対応可能と評価



3. 1 劣化状況評価の概要－断続的な運転を前提とした評価内容



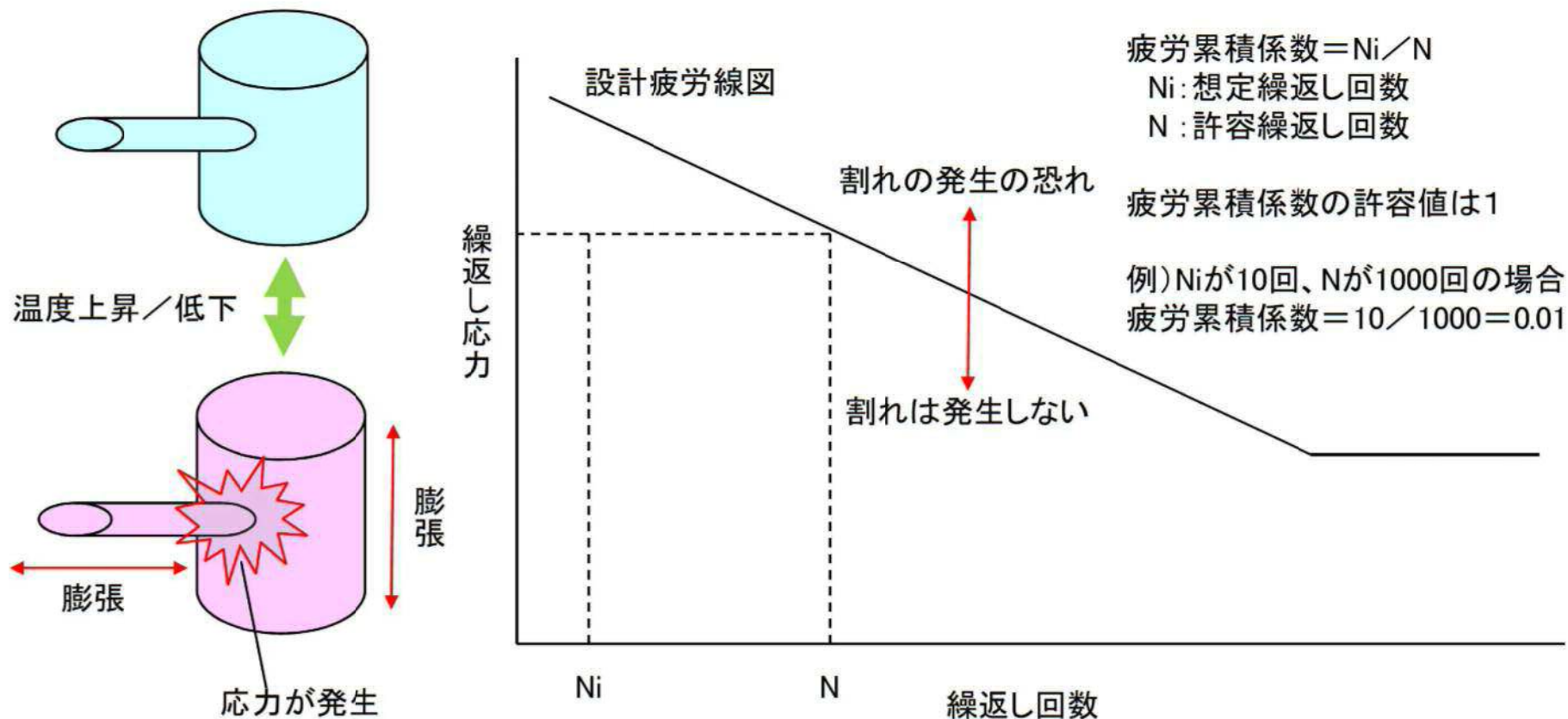
経年劣化事象に対して保全や劣化傾向を把握し、評価を実施。合わせて、耐震・耐津波評価を実施



3. 2 低サイクル疲労－低サイクル疲労の概要



金属の温度が上がると、熱により膨張し、不連続部があると応力が発生する。温度上昇と温度低下を繰り返すと力が繰返しかかることとなり、ある繰返し回数を超えると割れが生じることがある。この事象を疲労といい、繰返し応力が比較的大きい場合の疲労を低サイクル疲労という。



温度上昇/低下を繰り返すことで、繰返し応力が発生する

3. 2 低サイクル疲労－評価対象の抽出

プラントの起動・停止時等に温度・圧力及び流量変化の影響を受ける機器



運転に伴う熱膨張により原子炉冷却材圧力バウンダリ内の機器が熱膨張

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び炉内構造物

原子炉圧力容器

- ・ 給水ノズル
- ・ スタッドボルト
- ・ 下鏡
- ・ 主フランジ
- ・ 支持スカート
- ・ 上鏡
- ・ 胴
- ・ ハウジング
- ・ 計装、ドレンノズル等

<代表機器による評価>

- ・ 構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点で、給水ノズル、下鏡、支持スカートを実施(疲労累積係数を考慮)
- ・ 加えて、ボルト締結の影響を受けるスタッドボルト、主フランジを実施

炉内構造物

- ・ シュラウド
- ・ シュラウドサポート

ポンプ

- ・ 原子炉再循環ポンプ

全て実施

配管、弁、貫通部

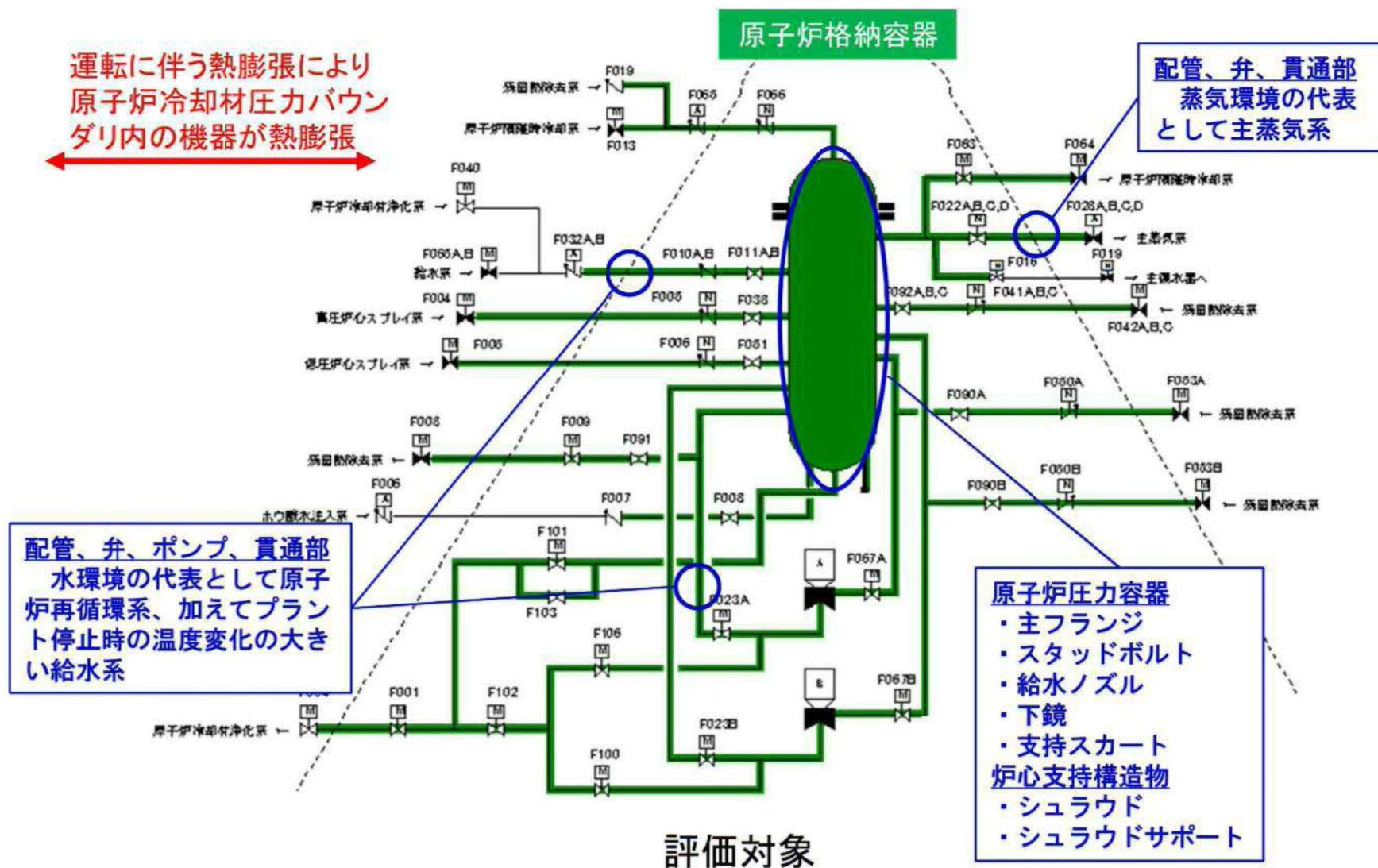
- ・ 主蒸気系
- ・ 原子炉再循環系
- ・ 給水系
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系
- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系

<代表機器による評価>

- ・ 蒸気系: 流れのある主蒸気系を実施
- ・ 水系: 常時流れがあり、圧力が高い原子炉再循環系、加えてプラント停止時の温度変化の大きい給水系を実施

3. 2 低サイクル疲労評価－評価対象

評価対象: 原子炉冷却材圧力バウンダリ内機器について、代表機器を抽出
(原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉再循環ポンプ、配管、弁)



3. 2 低サイクル疲労評価－評価結果

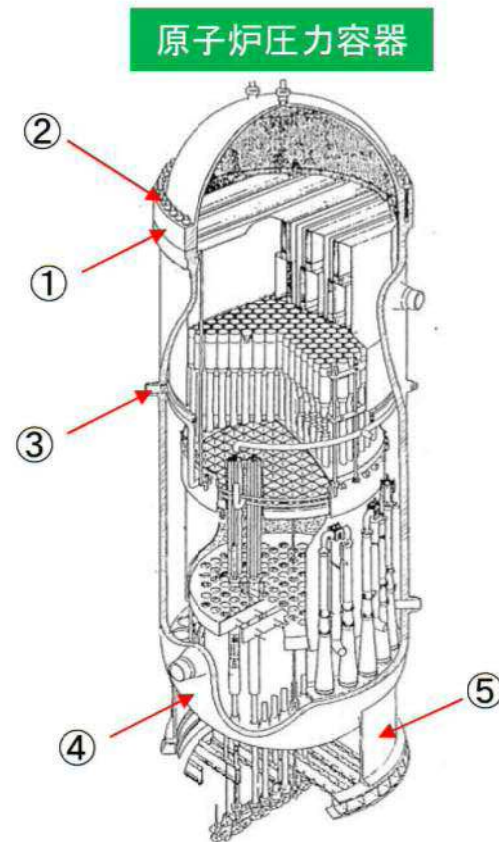
- ・規格*1に基づき大気中での疲労評価を行った結果、評価対象機器全てについて、疲労累積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・接液環境にある評価対象について、規格*2に基づき環境を考慮した評価の結果、評価対象機器全てについて、疲労累積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・特別点検において、最も疲労累積係数が高い給水ノズル(コーナー部)に有意な欠陥は認められなかったことから、評価の妥当性を確認することができた。

*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 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

評価例(原子炉圧力容器の評価結果)

評価対象機器		運転実績回数に基づく疲労評価 (60年時点)	
		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)
原子炉圧力容器	①主フランジ	0.0177	—
	②スタッドボルト	0.2526	—
	③給水ノズル	0.1270	0.6146
	④下鏡	0.0416	0.4475
	⑤支持スカート	0.5691	—



原子炉圧力容器の評価対象

3. 2 低サイクル疲労－追加保全策



疲労評価の結果、60年時点での健全性が確認できたが、評価条件である過渡回数は実績を基に推定していることから、念のために追加保全策として、以下を抽出した。

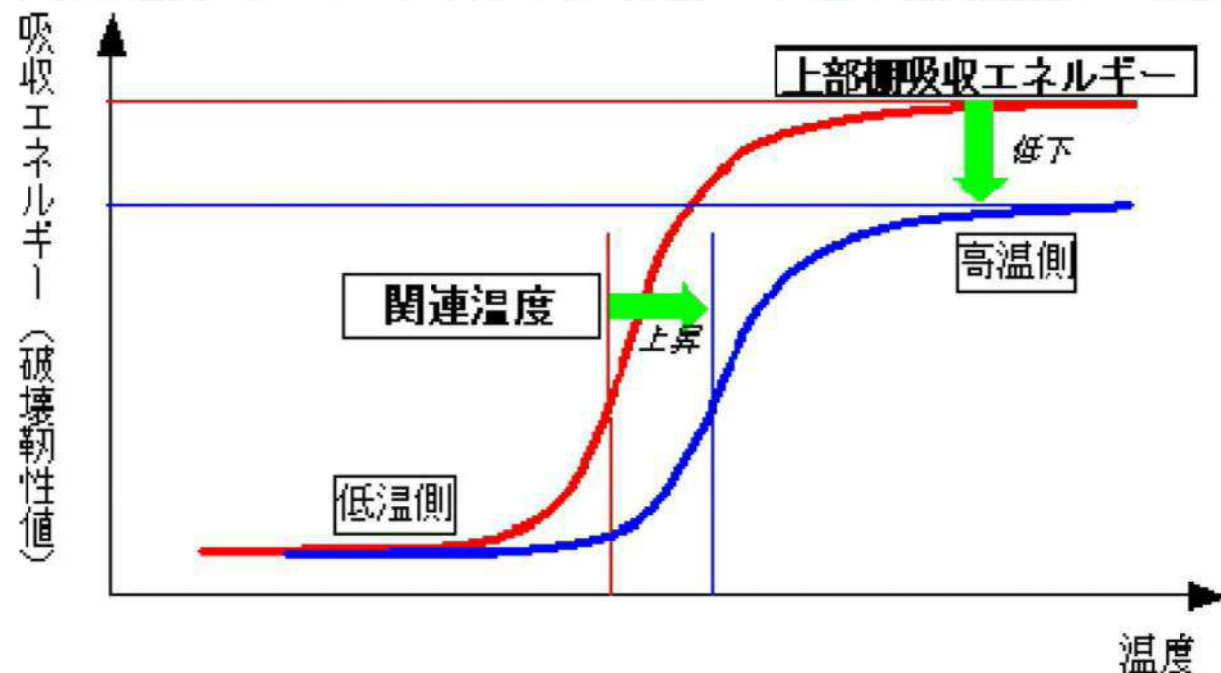
機器名	追加保全策
疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

3. 3 中性子照射脆化－中性子照射脆化の概要

種々の温度に対して実施したシャルピー衝撃試験により得られる吸収エネルギーを試験温度で整理すると下図に示すようになります。

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を**関連温度**(または、脆性遷移温度)と呼びます。また、高温側での吸収エネルギーを**上部棚吸収エネルギー**と呼びます。(定義については電気技術規程「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)に規定されています。)

関連温度が上昇するという事は、低温側の破壊に対する抵抗力(破壊靱性値)が低い領域が拡大することを意味しています。また、上部棚吸収エネルギーが低下するという事は、高温側の破壊に対する抵抗力(破壊靱性値)が低下することを意味します。これらのパラメータを監視することにより原子炉容器の中性子照射脆化の程度を把握することができます。



説明及び図は関西電力(株)HPより転記

3.3 中性子照射脆化－評価対象及び評価項目

原子炉压力容器において、プラント運転開始後60年時点での**中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ *1**を超える炉心領域部では、中性子照射とともに関連温度は上昇し、上部棚吸収エネルギーは低下することから、中性子照射脆化に対する評価対象とした。

○胴内表面での最大中性子照射量*2
($E > 1 \text{ MeV}$)

現時点 : $3.26 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度
60年時点*3 : $5.35 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

*1: 材料特性変化の可能性がある値(日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008)

*2: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出

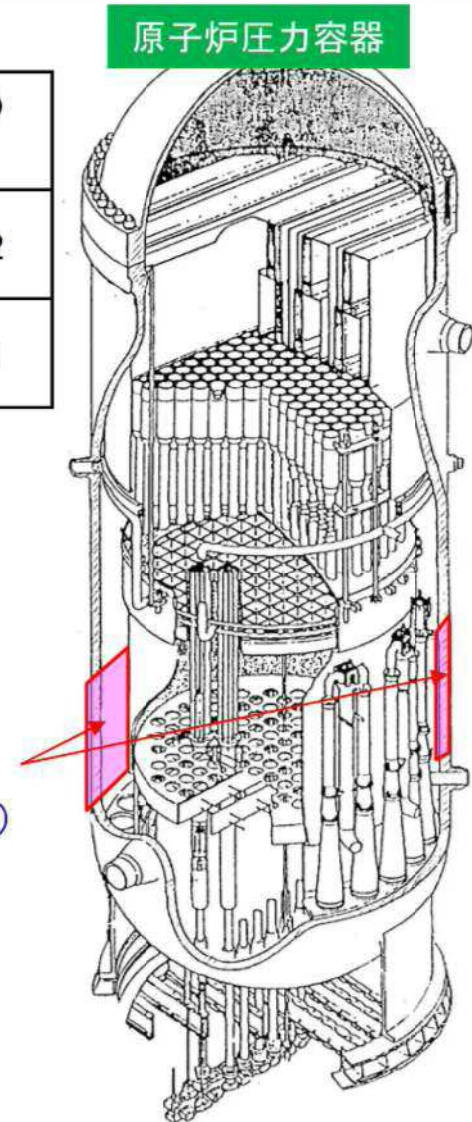
*3: 発電所実効運転期間 38.94EFPY、稼働率80%以上(想定)

炉心領域部に対して、以下の評価を実施。

- ①最低使用温度の評価
- ②上部棚吸収エネルギーの評価
- ③加圧熱衝撃(PTS)に関する評価
(PTSが問題となるのはPWRであるが、プラント寿命40年に際し改めて問題のないことを確認)

最高使用圧力(MPa)	8.62
最高使用温度(°C)	302

評価対象
(胴の炉心領域部)



評価対象

3.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価対象)



原子炉圧力容器、部位(板材やノズル)を溶接で接合しており、部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量が違うため、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>

監視試験片を取り出した部位

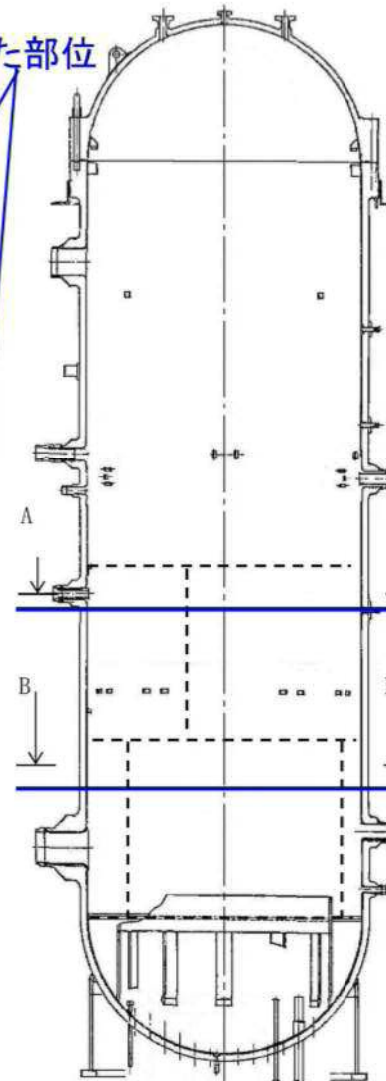
部位	識別番号	
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B、C	11035-1-3*2

*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

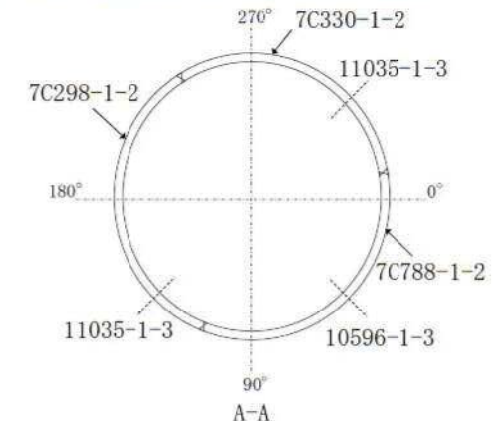
<溶接金属>

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

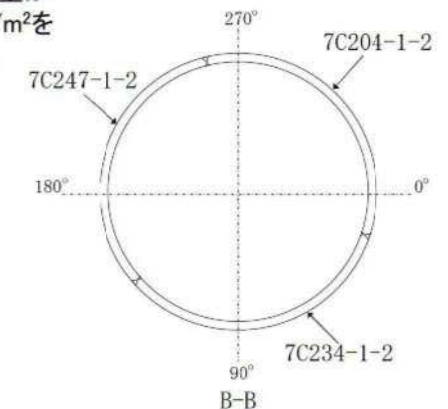


*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)、

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



3.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価手法と評価結果)

評価手法: これまでは最低使用温度は監視試験片の結果(監視試験片を取り出した材料の化学成分量に基づき算出)していたが、今回の評価では、より保守的な評価を得るために、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。

*: 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

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、十分に管理可能な温度であることを確認した。**

今後、最低使用温度はその時点での照射量より算出し、耐圧・漏えい試験時等、原子炉圧力容器を加圧する際は、その温度を下回らないよう運用することとなる。

なお、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ことから、本評価が保守的なものであることを確認することができた。

原子炉圧力容器の関連温度の予測値(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。

3.3 中性子照射脆化－②上部棚吸収エネルギーの評価



評価手法：規格*1に基づく国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて、60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価し、規格*2で要求している68 J以上であることを確認する。

評価結果：**母材、溶接金属、熱影響部のいずれにおいても、許容値を十分上回ることを確認した。**

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

運転中に中性子の照射を受ける原子炉圧力容器について、原子炉圧力容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を定期的に調査し、評価するための規程

*2: 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)

原子力発電所の機器の非延性破壊防止のため、機器構成材料に対する破壊靱性の妥当性を確認するための試験方法及び合格基準等について規定した規程

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位: J)

	初期値	現時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	202	111	111	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113	112	

3.3 中性子照射脆化－③加圧熱衝撃評価(評価手法)



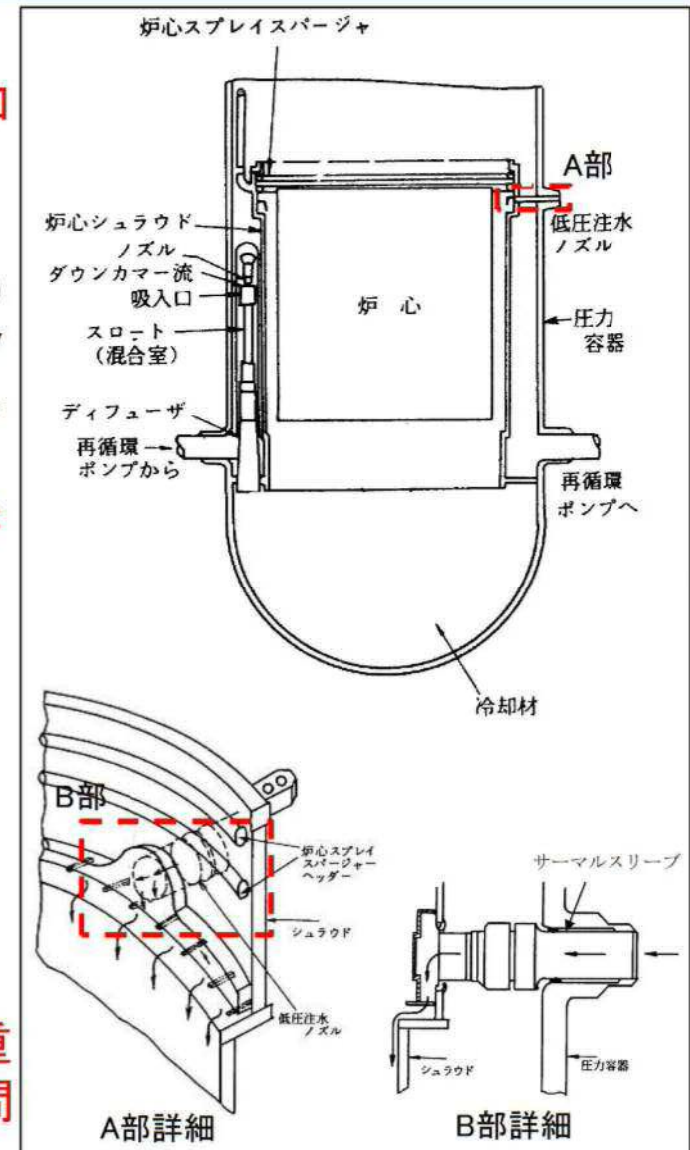
【加圧熱衝撃評価について】

- ・加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)事象は、加圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生する事象である。
- ・東海第二の炉型である沸騰水型原子炉では、蒸気温度の低下に伴い原子炉圧力は低下すること、冷水を注水するノズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水はサーマルスリーブを経てシュラウド内に注水され、直接炉壁に接することはないことから、PTS事象は問題とならない*とされてきた。
- ・なお、新規規制基準で考慮することとなった、重大事故等時においても、PTS事象が発生しないことを確認する必要がある。

*:財団法人 発電設備技術検査協会、溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書
[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版]、平成4年3月、p20-26

【評価手法】

- ・これまで設計で考慮してきた事故(設計基準事故)で引張応力が高くなる温度低下率が高い事象の評価を利用し、重大事故等時の温度低下率を比較することで、PTS事象が問題とならないか検証する。



低圧注水ノズルの注水先

3.3 中性子照射脆化－③加圧熱衝撃評価(評価結果)



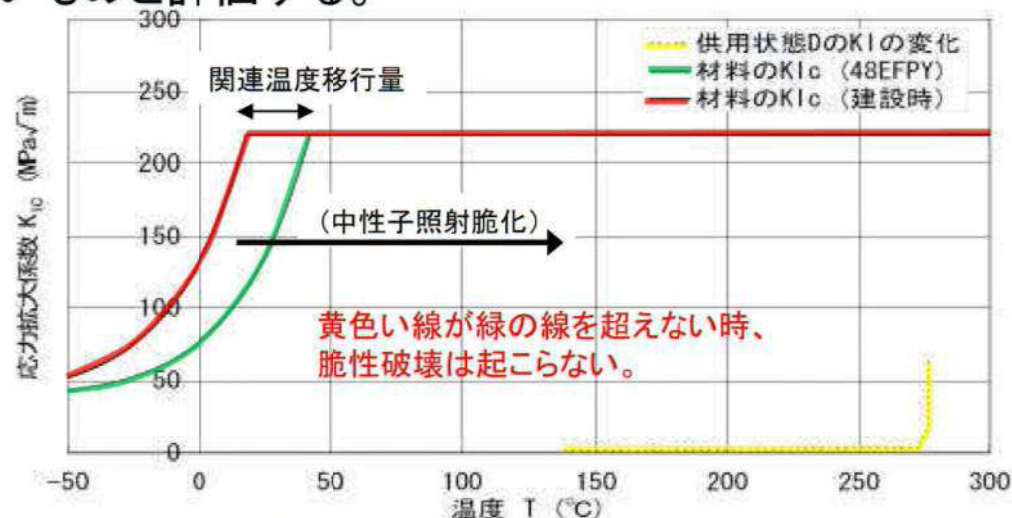
【評価結果】

- ・「原子炉冷却材喪失(原子炉に近い配管が破断し、原子炉水が漏えいする事象)」における・BWR-5のPTS評価*の結果、中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量が増加しても、下図のとおり静的平面ひずみ破壊靱性値(K_{IC})は応力拡大係数(K_I)に対して、十分な裕度があることが確認されている。ここで、 $K_{IC} > K_I$ であれば脆性破壊には至らない。
- ・プラント毎に関連温度初期値、関連温度移行量(脆化量)に差異はあるが、十分な裕度があることから、東海第二の中性子照射脆化を考慮しても、 K_{IC} は K_I を上回ると言える。
- ・**重大事故等時の原子炉圧力容器内温度低下の挙動**(温度低下率が高い場合に K_I が大きくなる)を整理した結果、すべて「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認したため、重大事故等時も「原子炉冷却材喪失」の評価に包絡されることを確認した。
- ・以上より、PTS事象が問題となることはないものと評価する。

*: 梶田他、「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」、日本保全学会第10回学術講演会、2013.7

原子炉冷却材喪失における想定(BWR-5)

想定事象	原子炉冷却材喪失	
概要	原子炉圧力容器の再循環出口ノズルから冷却材が流出し、ECCS作動	
ECCS作動後	水位	再循環出口ノズル
	圧力	格納容器内圧力まで低下
	温度	飽和蒸気温度



原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)

3.3 中性子照射脆化－追加保全策

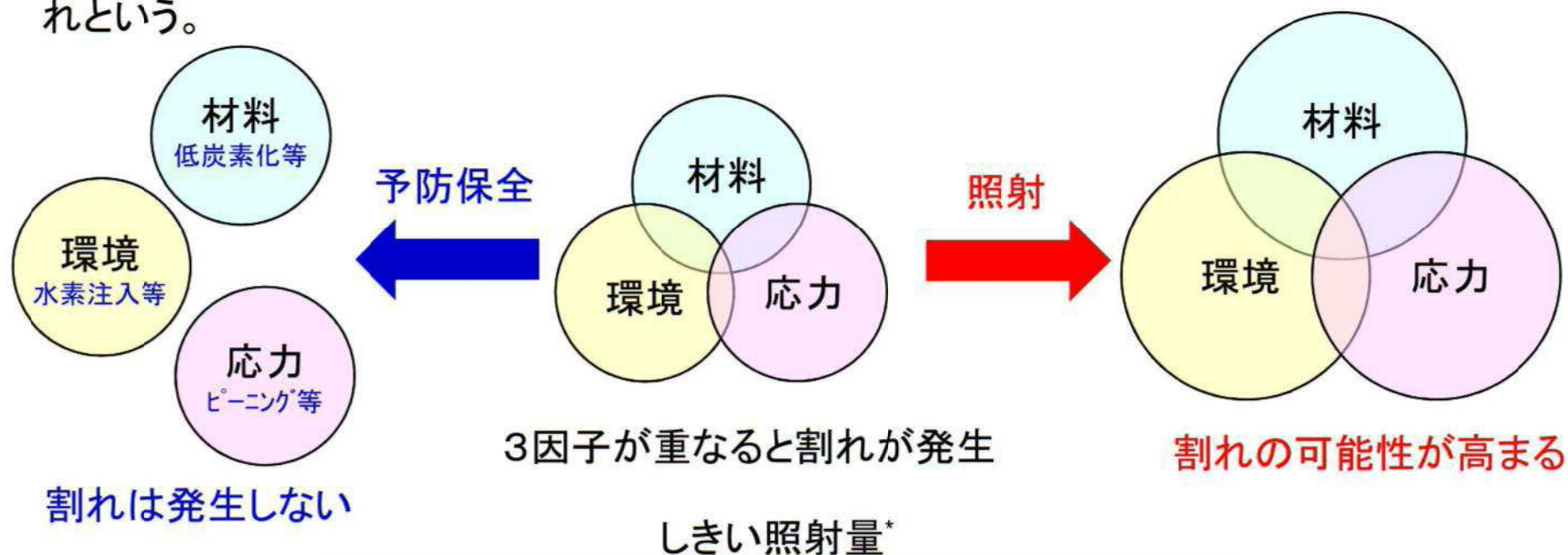


評価の結果、60年時点での健全性が確認できたが、念のために追加保全策として、以下を抽出した。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉压力容器	原子炉压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。

3. 4 照射誘起型応力腐食割れ－評価対象

- ・オーステナイト系ステンレス鋼は一般的に腐食に強いが、材料因子(炭素量等)、環境因子(酸素等)、応力因子(溶接による残留応力等)が全て重畳すると、腐食が進み割れが生じることがある。この割れを応力腐食割れという。
- ・軽水炉環境でオーステナイト系ステンレス鋼が一定量を超える中性子の照射を受けると、応力腐食割れの可能性が高まることが知られている。この割れを照射誘起型応力腐食割れという。



材料	しきい照射量 [n/m ²]
ステンレス鋼(SUS304)	約 5 × 10 ²⁴
ステンレス鋼(SUS316)	約 1 × 10 ²⁵

* 高速中性子(エネルギー>1 [MeV])による照射量。

3. 4 照射誘起型応力腐食割れ－評価対象

- ・しきい照射量(規格*に基づきSUS304の場合約 5×10^{24} [n/m²])以上の中性子照射量を受ける炉内構造物は、**炉心シュラウド中間胴及び上部格子板(グリッドプレート)**である。

*: 日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008

炉内構造物の60年時点での推定中性子照射量

評価対象機器	材料	中性子照射量[n/m ²]
炉心シュラウド	SUS304L相当	約 2.0×10^{25} *
上部格子板	SUS304相当	約 2.9×10^{25}
炉心支持板	SUS304相当	約 2.1×10^{24}
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約 7.1×10^{23}
制御棒案内管	SUS304相当	約 2.1×10^{24}

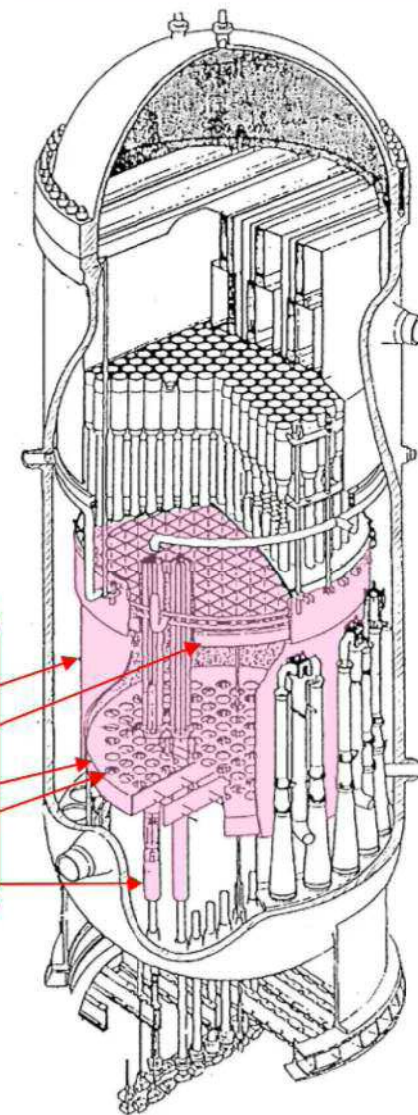
- ・応力の観点で、ピーニングによる残留応力改善が行われている炉心シュラウド外面溶接部、溶接による残留応力がない中間胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)については、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価した。



残留応力改善を図っていない**炉心シュラウド内面溶接部**について、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性があるため、**割れの発生を前提とした評価を行うこととした。**

【炉内構造物】

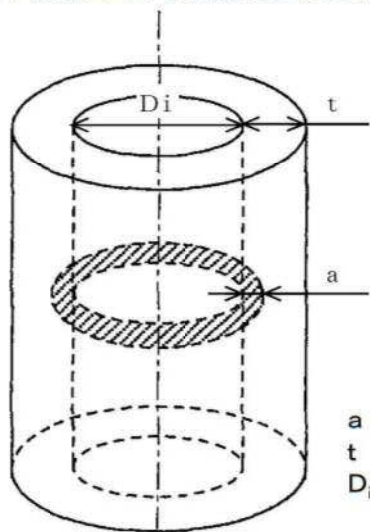
- 炉心シュラウド
- 上部格子板
- 炉心支持板
- 周辺燃料支持金具
- 制御棒案内管



3. 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**を実施した。
- ・規格*に基づく解析により応力拡大係数を算出し、規格*に基づき60年時点の照射量に応じて算出した破壊靱性値と比較した結果、**応力拡大係数は破壊靱性値を下回る**ため、不安定破壊に至らない。

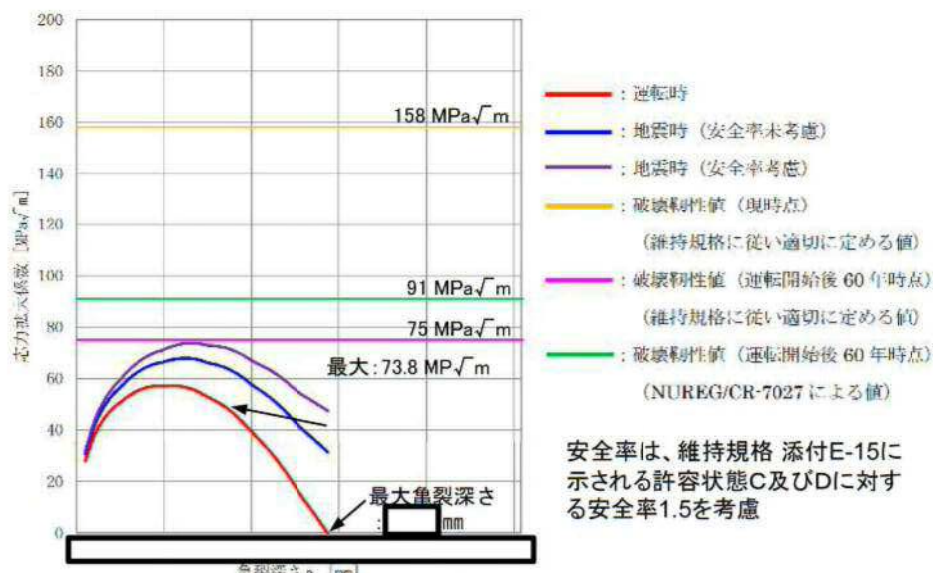
*: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)



a : 亀裂深さ
t : 炉心シュラウドの板厚
Di : 炉心シュラウドの内径

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



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。

3. 4 照射誘起型応力腐食割れ－追加保全策



評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、割れの検出は現状の保全(目視点検:MVT-1)で可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。

3.5 2相ステンレス鋼の熱時効—評価対象



2相ステンレス鋼(鋳鋼)は比較的高い温度で長時間使用すると、フェライト相中に合金成分であるCr相が析出し、フェライト相を硬化させ靱性が低下する。この事象はフェライト量が多く使用温度が高いほど、その傾向が顕著になる。

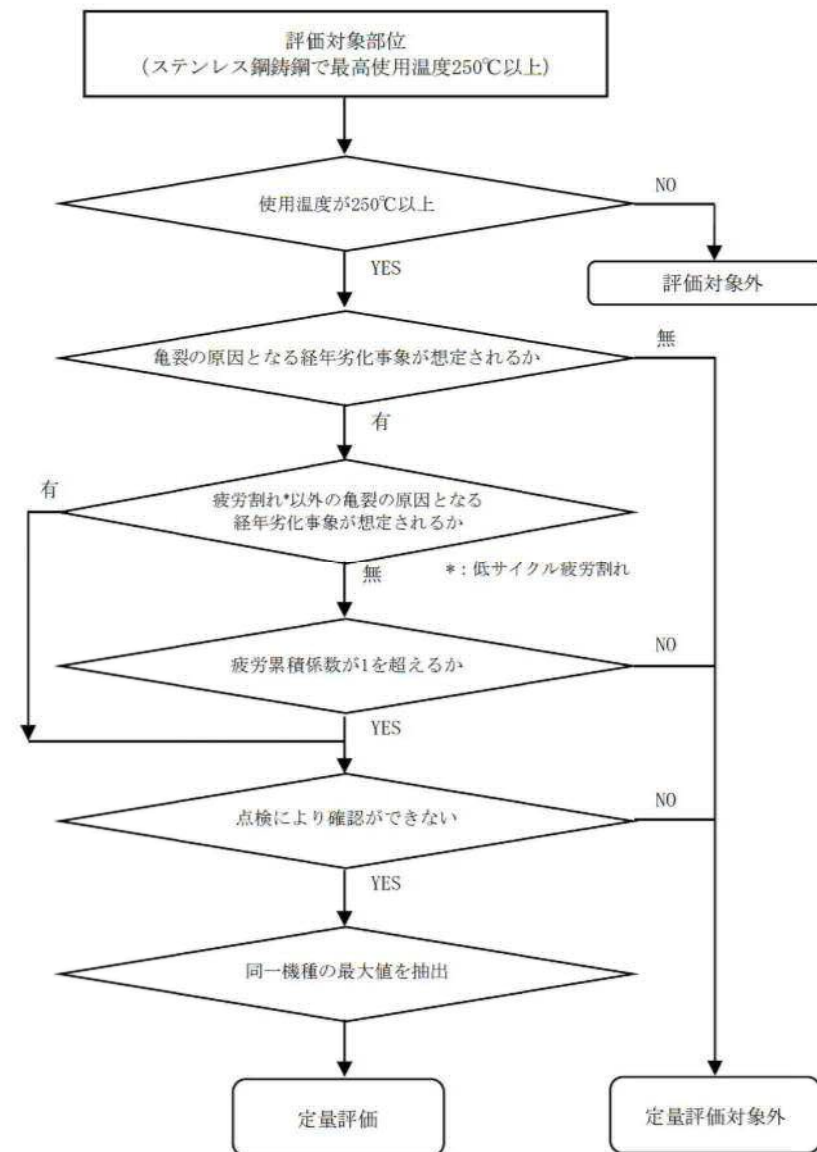
評価対象は以下のとおりとした。

- 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。**



3.5 2相ステンレス鋼の熱時効—評価対象



定量評価対象部位は抽出されなかったが、**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。**

定量評価を実施するにあたり、熱時効への影響が大きいと考えられる条件(発生応力及びフェライト量)での比較を実施し、**発生応力が最大となる部位として原子炉再循環ポンプのケーシング及びフェライト量が最大となる部位として原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を代表部位として選定した。**

熱時効の代表評価対象部位

機種分類	対象機器	対象部位	フェライト量*1 [%]	使用温度[°C]	発生応力*2 [MPa]
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	約21.1	285	198.5
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約24.3	285	146.7

*1:フェライト量は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM 800/A800M)」に示される線図より決定した。

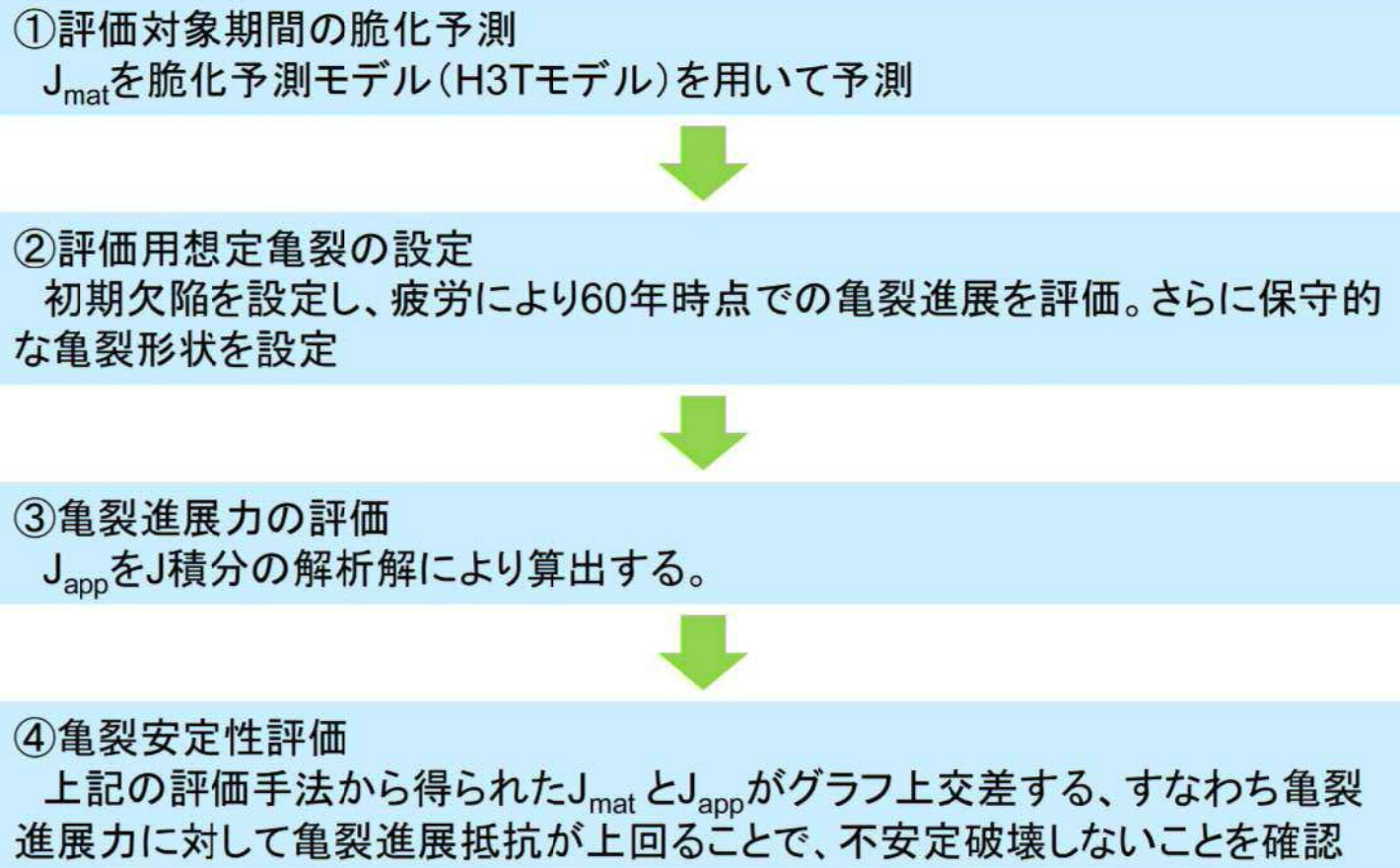
*2:発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧、自重、地震(Ss))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。

3. 5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価手法



原子炉再循環ポンプのケーシング、原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を代表評価対象部位として、それぞれの評価手法を以下に示す。

評価では欠陥を想定し、脆化を考慮した亀裂進展抵抗(J_{mat})と、地震を考慮した応力により生ずる亀裂進展力(J_{app})を比較することで評価する。具体的には以下のとおり。



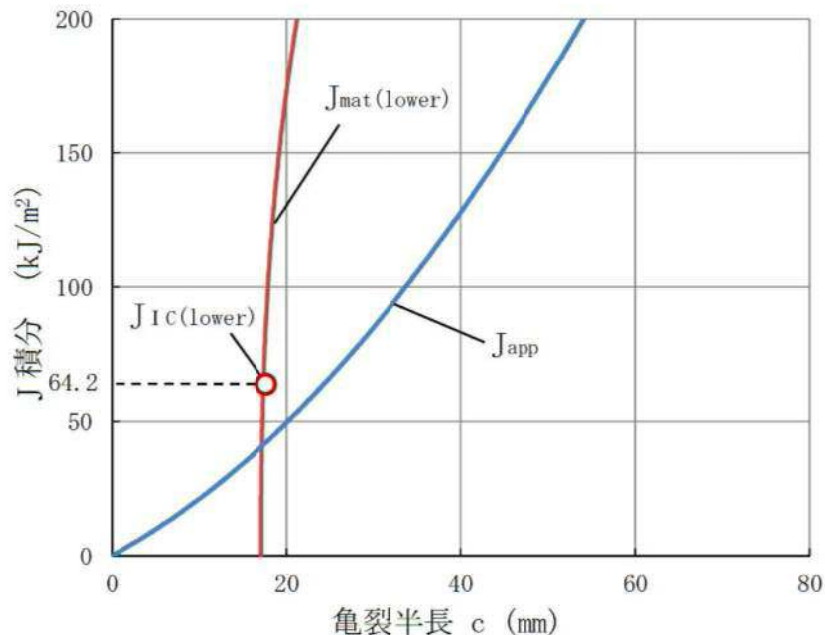
3.5 2相ステンレス鋼の熱時効一評価結果



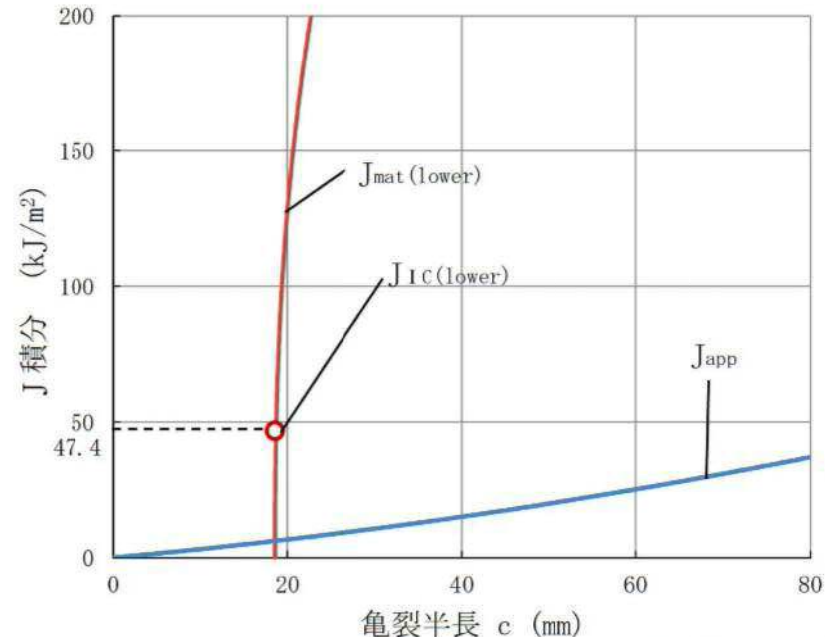
前述の亀裂進展抵抗(J_{mat})と亀裂進展力(J_{app})を比較し、破壊力学による健全性を評価した結果、

- ・亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認した。
- ・亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることを確認した。

よって、原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定破壊することはない、健全性評価上問題ない。



原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果



原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

3.5 2相ステンレス鋼の熱時効－追加保全策



評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、割れの検出は現状の保全（超音波探傷試験）で可能であるため、**追加保全策は抽出されなかった。**

3.6 まとめ－評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の選定方法	評価部位	代表評価※	代表性・網羅性の考え方
低サイクル疲労	設計時に疲労評価をする部位	原子炉圧力容器	有	構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点で給水ノズル、下鏡、支持スカートを実施(疲労累積係数を考慮) 加えて、ボルト締結の影響を受けるスタッドボルト、主フランジを実施
		バウンダリ配管系(弁含む)	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり、圧力が大きい原子炉再循環系とプラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
		ポンプ	無	全て実施(原子炉再循環ポンプ)
		炉心支持構造物	無	全て実施(シュラウド、シュラウドサポート)
		格納容器貫通部	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり、プラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
原子炉圧力容器の中性子照射脆化	60年時点での中性子照射が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴、 低圧注水ノズル	無	最低使用温度評価及びPTS評価:全て実施*1 *1:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴、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
			有	上部棚吸収エネルギー評価:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴(監視試験結果)を実施
照射誘起型応力腐食割れ	しきい照射量 $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える SUS304系炉内構造物	炉心シュラウド中間胴内面溶接部	無	全て実施*2 *2:ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部、溶接による残留引張応力が無い胴母材部及び溶接部が無い上部格子板(グリッドプレート)は除外
2相ステンレス鋼の熱時効	ステンレス鋼であって、使用温度が 250°C を超える部位	ポンプケーシング、弁箱等	有	疲労割れの発生が想定される部位がなかったため、低サイクル疲労が想定される部位の中から、熱時効への影響が大きいと考えられる条件として発生応力が最も大きい部位と、フェライト量が最も多い部位を実施

※:選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』、していないものを『無』としている。

3.6 まとめ－評価の保守性



評価種別	主な保守性	
	項目	説明
低サイクル疲労	過渡回数	今後の過渡回数はこれまでの実績の1.5倍で設定 これまで実績のない過渡回数を1と設定
中性子照射脆化	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	特別点検や現状保全で欠陥を検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、規格に基づき欠陥を模擬して最低使用温度を算出
照射誘起型応力腐食割れ	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬
	地震力	評価用地震力として S_s の1.5倍を付与、さらに規格に基づき1.5倍を考慮
2相ステンレス鋼の熱時効	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全で欠陥を検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、保守的に初期亀裂を模擬 さらに、亀裂の進展評価結果は貫通しないが、保守的に貫通亀裂を模擬
	地震力	評価用地震力として S_s の1.5倍を付与