

東海第二発電所 審査資料

資料番号 TKK審-15 改4

提出年月日 平成30年5月24日

東海第二発電所
運転期間延長認可申請
(中性子照射脆化)

平成30年5月24日

目次

1. 概要	3
2. 基本方針	4
3. 評価対象と評価手法	5
4. 代表機器の技術評価	6
5. 代表機器以外の技術評価	20
6. まとめ	21

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第114条の規定に基づく、劣化状況評価の補足として中性子照射脆化に関する評価結果を説明するとともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

2. 基本方針

- ・中性子照射脆化評価の基本方針は、対象機器について中性子照射脆化の発生の可能性について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、その発生及び進展を前提としても運転開始後60年時点までの期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に定める要求事項に適合することを確認することである。
- ・中性子照射脆化についての要求事項を以下に示す。

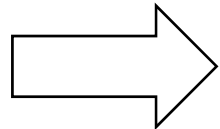
審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<ul style="list-style-type: none"> ○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。 ○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68 J以上である場合は、この限りではない。 <ul style="list-style-type: none"> ・延性亀裂進展評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75 %を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。 ○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。

3. 評価対象と評価手法

○ 原子炉圧力容器を代表機器の評価対象とする。

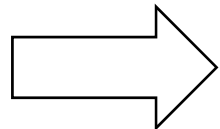
○ 評価手法を以下に示す。

・「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」(社団法人 日本電気協会)(以下、「JEAC4206」という)第2章クラス1機器の規定により、関連温度を明確にする。



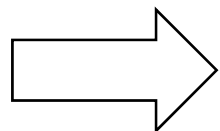
「4. (1) 関連温度に基づく評価」にて評価

・「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007」(2013年追補版含む)(社団法人 日本電気協会)(以下、「JEAC4201」という)の規定により、上部棚吸収エネルギーがプラント運転開始後60年時点において供用期間中の破壊靱性の要求を満足することを示す。



「4. (2) 上部棚吸収エネルギー評価」にて評価

・重大事故等が発生した場合に、原子炉圧力容器が重大事故時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを示す。



「4. (3) 加圧熱衝撃評価」にて評価

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(1/9)

(1) 関連温度に基づく評価

① 評価点の抽出

代表機器である原子炉圧力容器について、プラント運転開始後60年時点での中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 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を実施した。

○評価点：原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)

○胴内表面での中性子照射量*1 ($E > 1 \text{ MeV}$)

2016年11月時点： $3.26 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

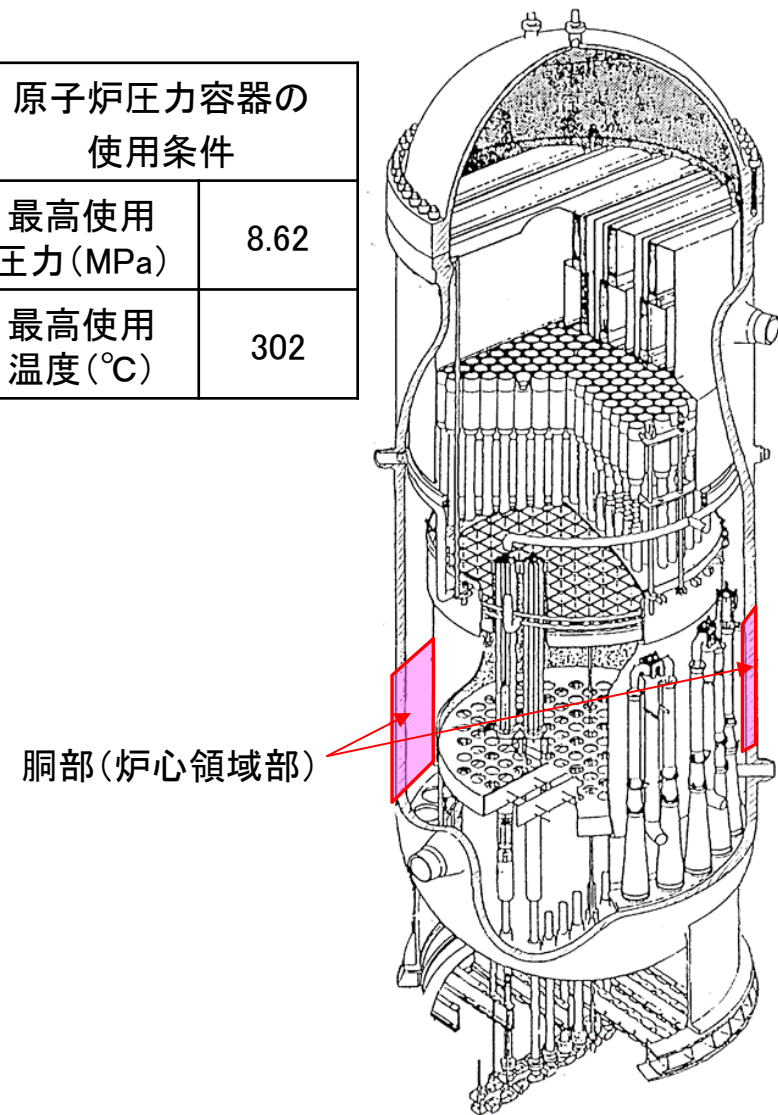
運転開始後60年時点*2： $5.35 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

炉心の有効高さを直接囲んでいる胴部(炉心領域部)に対して、その他の部位では中性子照射量が十分に小さいことから、胴部(炉心領域部)を対象として評価を実施した。

*1: 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

*2: 発電所実効運転期間 38.94EFPY, 設備利用率80%以上(想定)

原子炉圧力容器の使用条件	
最高使用圧力(MPa)	8.62
最高使用温度(°C)	302



胴部(炉心領域部)

原子炉圧力容器

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(2/9)

② 関連温度評価 (a. 監視試験結果による関連温度出)

- ・ JEAC4201等の規定に従い, 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。

東海第二 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(°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
初期値	-	0	-25*2	-25*2	-25*2	202	188	205
第1回 (加速)	1981年9月	5.30 (29.9EFPY*1)	-21	-23	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12 (7.42EFPY*1)	-22	-26	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64 (21.4EFPY*1)	-18	-25	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88 (26.2EFPY*1)	-10	-27	-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%として原子炉压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

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(3/9)

② 関連温度評価 (a. 監視試験結果による関連温度算出) (続き)

- ・ JEAC4201の国内脆化予測法による関連温度予測値を下表に示す。

東海第二 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)	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

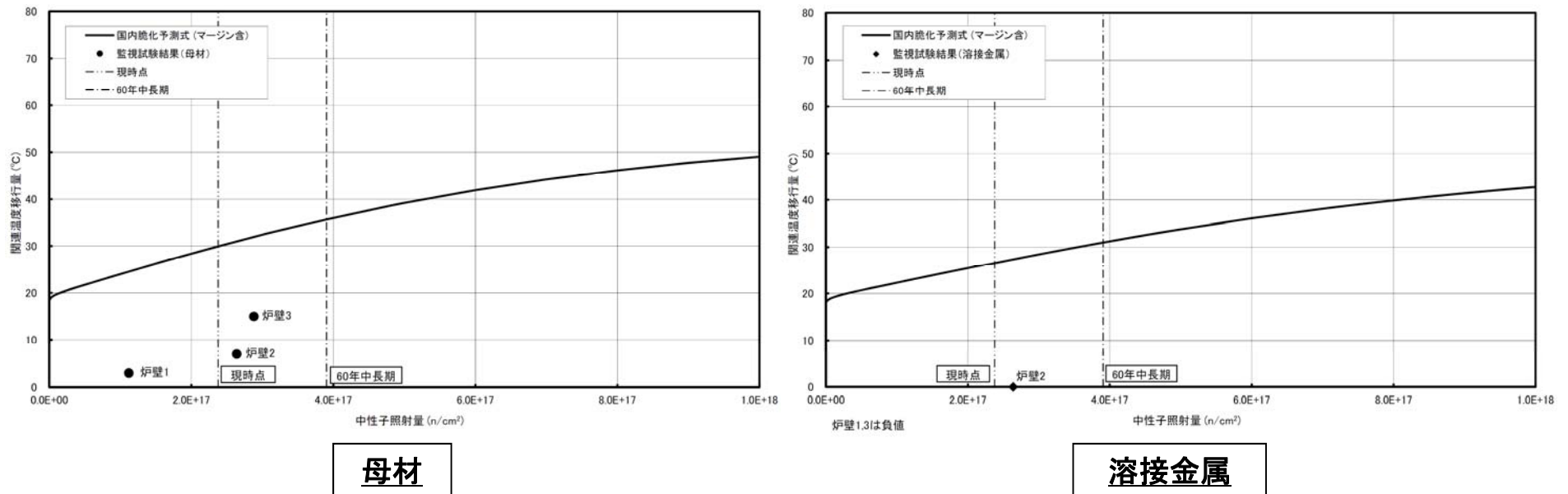
*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した**関連温度初期値**のうち母材, 溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(4/9)

② 関連温度評価(a. 監視試験結果による関連温度算出)(続き)

- ・ JEAC4201の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。

東海第二 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 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係



4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(5/9)

② 関連温度評価 (b. 炉心領域の各構成部材の関連温度算出)

・炉心領域のチャージNo.毎の構成材料について、関連温度を算出し影響を確認した。

<母材>

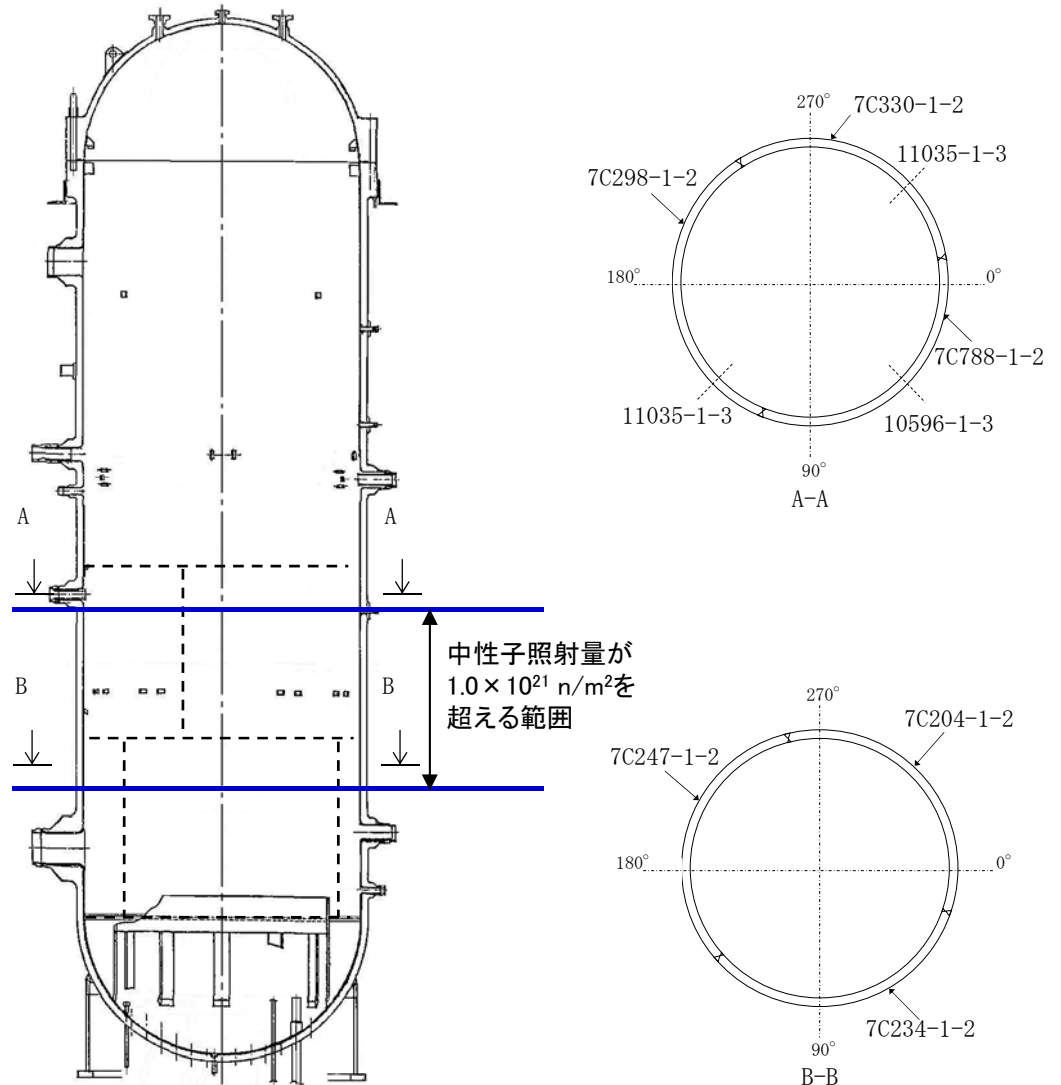
部位	チャージNo.	
原子炉压力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉压力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B,C	11035-1-3*2

*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ノズルは同一チャージであり、Bノズルを代表として実施

<溶接金属>

部位	溶接金属	
	Y-204	YF-200
原子炉压力容器胴	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



4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(6/9)

② 関連温度評価(b. 炉心領域の各構成部材の関連温度算出)(続き)

- ・炉心領域のチャージNo.毎の構成材料について、関連温度を算出し影響を確認した結果、監視試験結果よりも関連温度が高い部位が抽出された。

東海第二 原子炉圧力容器各部材の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値(運転開始後60年時点)

部位		チャージNo.	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量*(°C)	関連温度(°C)
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

部位	溶接金属		関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量*(°C)	関連温度(°C)
	Y-204	YF-200			
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

*: 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

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(7/9)

② 関連温度評価(c. 構造不連続部の評価)

- ・ 構造不連続部である低圧注水ノズルコーナー部のチャージNo.毎の構成材料について、運転開始後60年時点で中性子照射量は 0.87×10^{21} n/m² であり、脆化しきい値である 1.0×10^{21} n/m²未満であることから脆化の程度は小さい。
 - 低圧注水ノズルは面積補強されていることから、ノズル接続部近傍の応力は胴一般部と同等であるものと考えられる。
 - ISI及び特別点検(RPV)追加評価に合わせて実施した点検結果として有意な欠陥が確認されていない。
- ・ しかしながら、保守的な評価として、関連温度を算出し影響を確認した結果、炉心領域のチャージNo.毎の構成材料よりも関連温度が高い部位が抽出された。

東海第二 低圧注水ノズル(コーナー部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値(運転開始後 60年時点)

部位		チャージNo.	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量*1(°C)	関連温度(°C)
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

*1:原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/16深さ位置での予測値

*2:Bノズル及びCノズルは同一チャージNo.であり、Bノズルを代表として実施

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(8/9)

② 関連温度評価(c. 構造不連続部の評価)(続き)

- ・炉心領域及び低圧注水ノズルのチャージNo.毎の構成材料について、関連温度を算出し影響を確認した結果、関連温度が高い部位が抽出された。
- ・そのため、保守的な評価として、炉心領域及び低圧注水ノズルのチャージNo.毎の各構成材料の関連温度最大値を、監視試験結果に基づき算出した運転開始後60年時点における関連温度の予測値に替えて適用することとした。
- ・胴の最低使用温度について、最大値を示す低圧注水ノズルを適用して管理する。

東海第二 原子炉压力容器の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値(運転開始後60年時点)

部位			チャージNo.	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度 (°C)	T-RT _{NDT} (°C)	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*1	24	26	50*1
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3*2	-28	55*2	27	26	53*2
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*1	11	26	37*1
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56*1	24	26	50*1
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3*2	-28	55*2	27	26	53*2

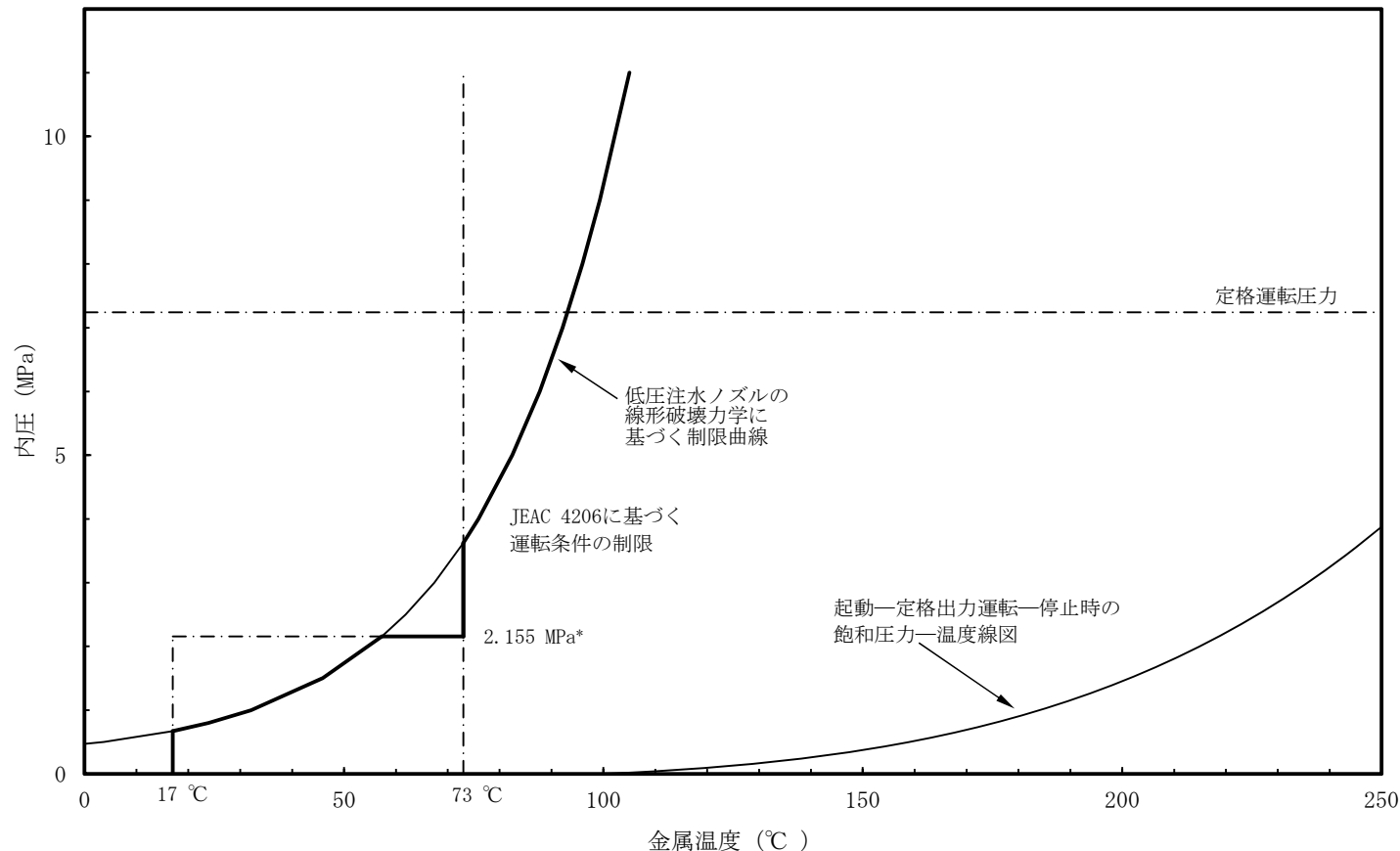
*1: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4 深さ位置での予測値

*2: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/16深さ位置での予測値

4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(9/9)

② 関連温度評価(d. 運転上の制限に関する評価)

- ・ 低圧注水ノズルにおいて、運転開始後60年時点を考慮した場合の圧力・温度制限曲線を求め健全性を評価した結果、通常運転時及び耐圧・漏えい試験時に遵守可能な温度であり、十分な安全性が確保されていることを確認した。



*: 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)(低圧注水ノズル, 炉心臨界時)

4. 代表機器の技術評価—上部棚吸収エネルギー評価

(2) 上部棚吸収エネルギー評価

- 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(JEAC4201 附属書Bの国内USE予測式)を用いて、運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

その結果、JEAC4206で要求している68 J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

東海第二 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 上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位:J)

	初期値	2016年11月時点*1	運転開始後60年時点*1	許容値
母材	202	111	111	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113	112	

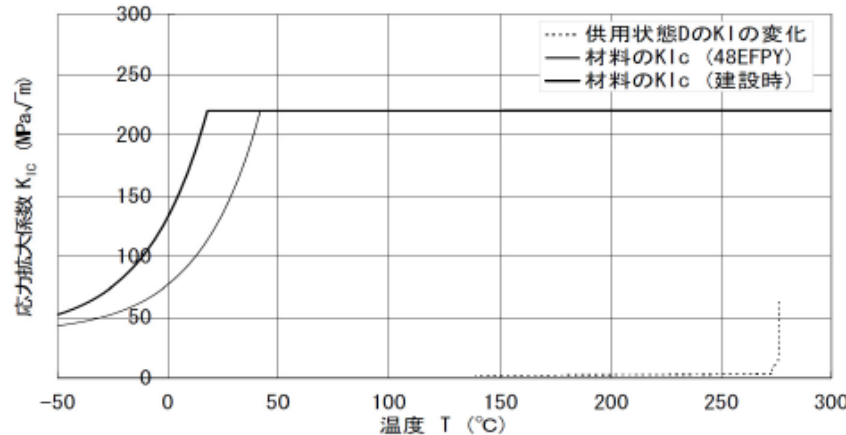
*1:原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さでの予測値

4. 代表機器の技術評価—加圧熱衝撃評価(1/2)

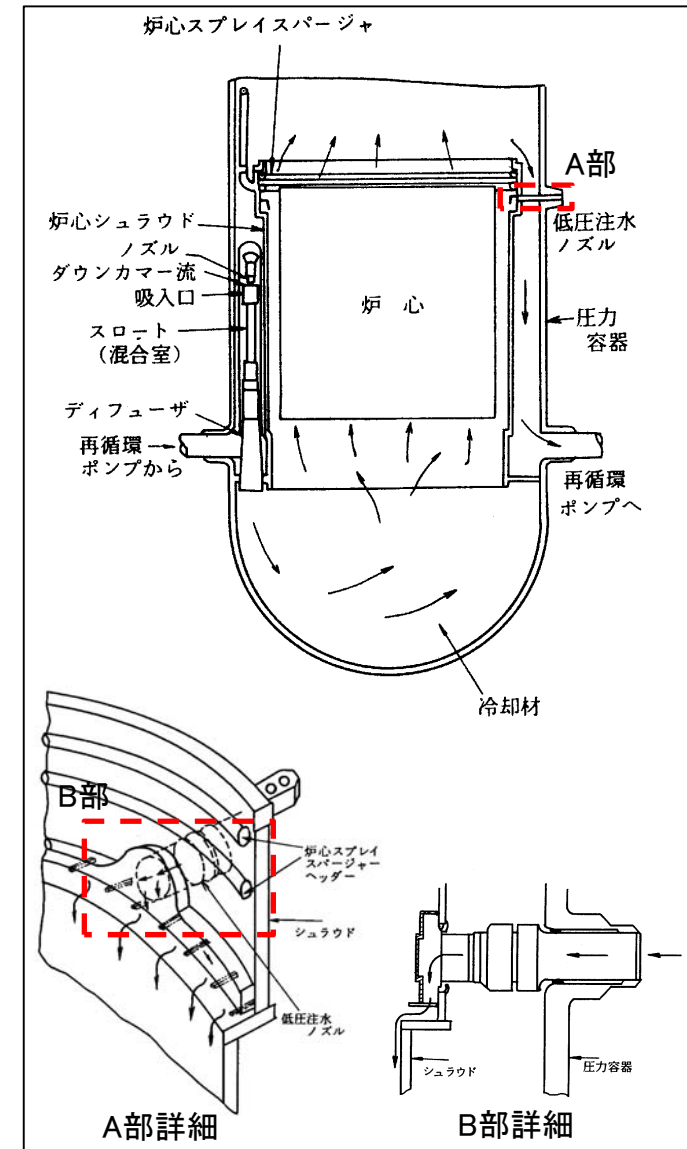
(3) 加圧熱衝撃評価(設計基準事故時)

- ・BWRでは、蒸気温度低下に伴い原子炉圧力は低下し、冷水注入するノズルにはサーマルスリーブが設けられ、冷水が直接炉壁に接することはない。
- ・BWR-5を対象とした供用状態Dにおける**原子炉圧力容器**の加圧熱衝撃評価にて、**静的平面ひずみ破壊靱性値 K_{IC} は応力拡大係数 K_I を上回ることが確認されている。***
- ・この評価では**48EFPY**であり、**東海第二の38.94EFPY**に対して裕度があることから、**東海第二に適用できる。**
- ・**したがって、設計基準事故時における加圧熱衝撃評価として、破壊靱性の裕度が十分にあることを確認した。**

*: 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



供用状態Dにおける原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)



低圧注水ノズルの注入先

4. 代表機器の技術評価—加圧熱衝撃評価(2/2)

(3) 加圧熱衝撃評価(重大事故等時)

- ・ 重大事故等時について評価した結果, 原子炉圧力容器内の圧力・温度条件は, 設計熱サイクルで想定している「過大圧力」及び「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。
- ・ 原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動及び温度の低下挙動を, 重大事故等時と設計基準事故時で比較した結果, すべて設計基準事故時に包絡されることから, 重大事故等時の静的平面ひずみ破壊靱性値 K_{IC} は, 設計基準事故時で想定する値を超えることはない。
- ・ したがって, 重大事故等時を考慮しても, 破壊靱性の裕度が十分にあることを確認した。

設計基準事故時及び重大事故等時における 原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動及び温度の低下挙動

比較項目	設計基準事故時	重大事故等時(代表例)
原子炉圧力容器内 圧力の上昇挙動	過大圧力	原子炉停止機能喪失
	2秒で 7.24 MPa[gage]から 9.31 MPa[gage]まで上昇	主蒸気隔離弁閉止後, 約5.6秒で 約7.23 MPa[gage]から 約8.19 MPa[gage]まで上昇
原子炉圧力容器内 温度*の低下挙動	原子炉冷却材喪失	LOCA時注水機能喪失
	15秒で 276 °Cから138 °Cまで低下	原子炉減圧後, 約8分で 約294 °Cから約138 °Cまで低下

*: 温度は圧力条件での飽和温度としている

4. 代表機器の技術評価—現状保全

(4) 現状保全

- ・ JEAC4201に基づいて計画的に監視試験を実施し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。
- ・ 監視試験結果から、JEAC4206に基づき運転管理上の制限として、耐圧・漏えい試験温度を設けて運用している。
- ・ 原子炉圧力容器については、胴部(炉心領域)の溶接部について、定期的に超音波探傷検査及び漏えい検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。
- ・ 特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

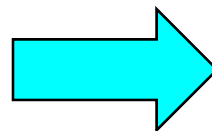
4. 代表機器の技術評価—総合評価及び高経年化への対応

(5) 総合評価

- 健全性評価結果から判断して、原子炉圧力容器の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。今後も適切な時期に監視試験を実施し、破壊靱性の変化を把握していくとともに、耐圧・漏えい試験温度を管理していくことにより、健全性を確保していくことは可能であると考えます。
炉心領域部材の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことを超音波探傷検査及び漏えい検査により確認していることから、保全内容として適切である。

(6) 高経年化への対応

- 中性子照射脆化については、JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査及び漏えい検査を実施していく。
また、監視試験結果、炉心領域及び低圧注水ノズルの各構成材料の関連温度結果から、JEAC4206に基づき耐圧・漏えい試験温度を設定していく。
- 健全性評価の結果から、炉心領域部の中性子照射脆化が原子炉圧力容器の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。



保守管理に関する方針として策定

5. 代表機器以外の技術評価

- 原子炉圧力容器以外の機器について評価した結果、すべ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(日常劣化管理事象以外)であり、機器の健全性に影響を与える可能性は小さいものと判断した。

評価対象機器		経年劣化事象	技術評価
計測制御設備	SRNM, LPRM	検出器構造材の機械的損傷	SRNM検出器及びLPRM検出器は、特性変化に伴い構造材の設計寿命である20年間の供用期間を超える前に取替えられることから、構造材に機械的損傷が発生する可能性は小さい。
機械設備	使用済燃料乾式貯蔵容器	バスケットの性能低下	設計評価期間内のアルミニウム合金(1～15号機)及びステンレス鋼(16, 17号機)が受ける中性子照射量は、それぞれ設計値以下であることから、中性子照射脆化によるバスケットの性能低下が発生する可能性は小さい。

6. まとめ—審査基準適合性

(1) 審査基準適合性

要求事項*1	技術評価の結果
<p>○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認した。</p>	<p>○「4. (3)加圧熱衝撃評価」に示すとおり、設計基準事故時において、静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認した。重大事故等時を考慮しても、静的平面ひずみ破壊靱性値は設計基準事故時で想定する値を超えることがないことを確認した。</p>
<p>○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68 J以上である場合は、この限りではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・延性亀裂進展評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認した。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ることを確認した。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないことを確認した。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないことを確認した。 	<p>○「4. (2)上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値が68 J以上であることを確認した。</p>
<p>○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。</p>	<p>○「4. (1)関連温度に基づく評価」に示すとおり、運転開始後60年時点での関連温度を想定した温度・圧力の制限範囲を評価し、通常運転時及び耐圧・漏えい試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。</p>

*1:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

6. まとめ—保守管理に関する方針として策定する事項

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

機器名	保守管理に関する方針	実施時期*2
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時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期

*2: 実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。