

東海第二発電所 審査資料

資料番号 TKK審-15 改5

提出年月日 平成30年5月31日

東海第二発電所 劣化状況評価 (中性子照射脆化)

平成30年5月31日

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 審査会合における指摘事項の回答一覧表

No.	指摘事項	回答
0535-1 申請概要	2相ステンレス鋼の熱時効等について、「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」の要求事項に対する考え方を整理すること。	—
	・原子炉圧力容器の中性子照射脆化(加圧熱衝撃評価)	平成30年●月●日 P17 ~ P21

目次

1. 概要	4
2. 基本方針	5
3. 評価対象と評価手法	6
4. 代表機器の技術評価	7
5. 代表機器以外の技術評価	23
6. まとめ	24

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

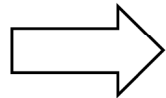
(1) 評価対象

- ・原子炉圧力容器を代表機器として評価する。

(2) 評価手法

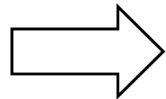
中性子照射脆化評価に用いた規格及び評価手法を以下に示す。

- ・社団法人 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) (以下, 「JEAC4206」という) 及び社団法人 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007) (2013年追補版含む) (以下, 「JEAC4201」という) により, 関連温度及び圧力・温度制限要求を満足することを示す。



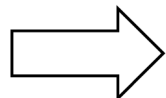
「4. (1) 関連温度に基づく評価」にて評価

- ・JEAC4201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

- ・設計基準事故時及び重大事故等時において, 加圧熱衝撃事象が発生せず, 原子炉圧力容器の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(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

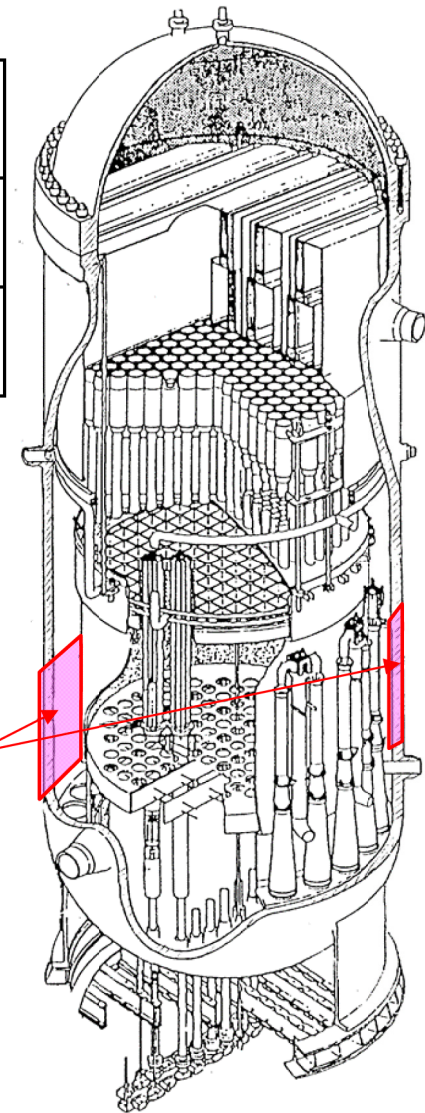
炉心領域部に対して、その他の部位では中性子照射量が十分に小さいことから、胴(炉心領域部)を対象として評価を実施した。

*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(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。

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(°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

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**運転開始後60年時点での**関連温度予測値は**11 °C**,
胴の最低使用温度は37 °Cとなった。

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: 原子炉圧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

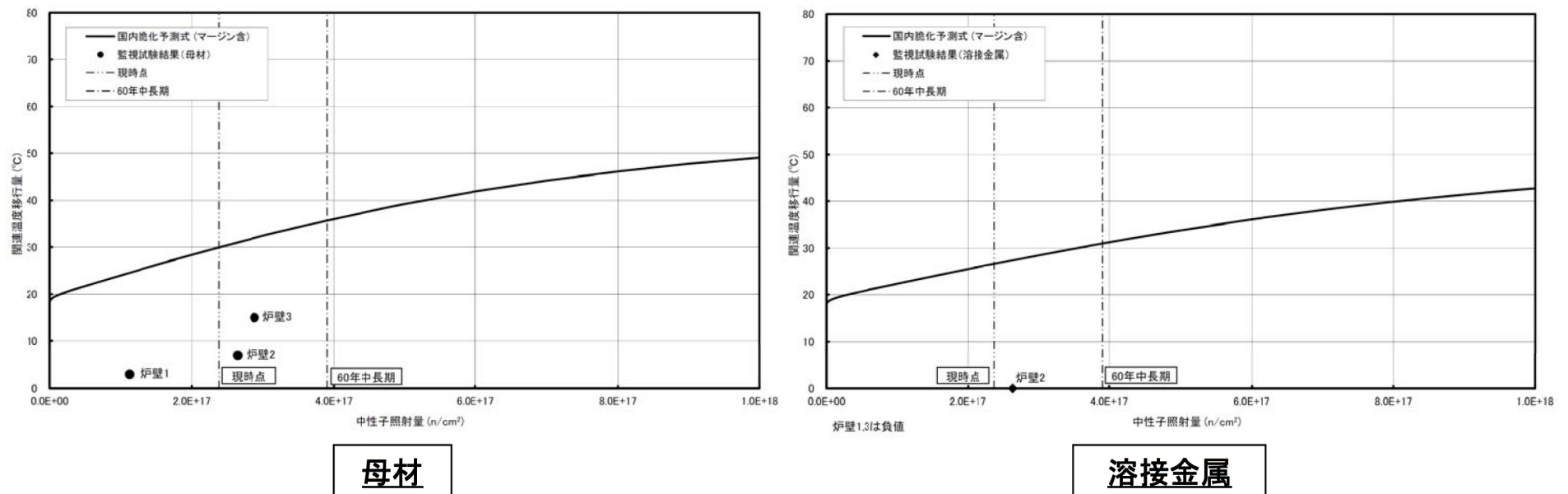
4. 代表機器の技術評価—関連温度に基づく評価(4/9)

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。

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>

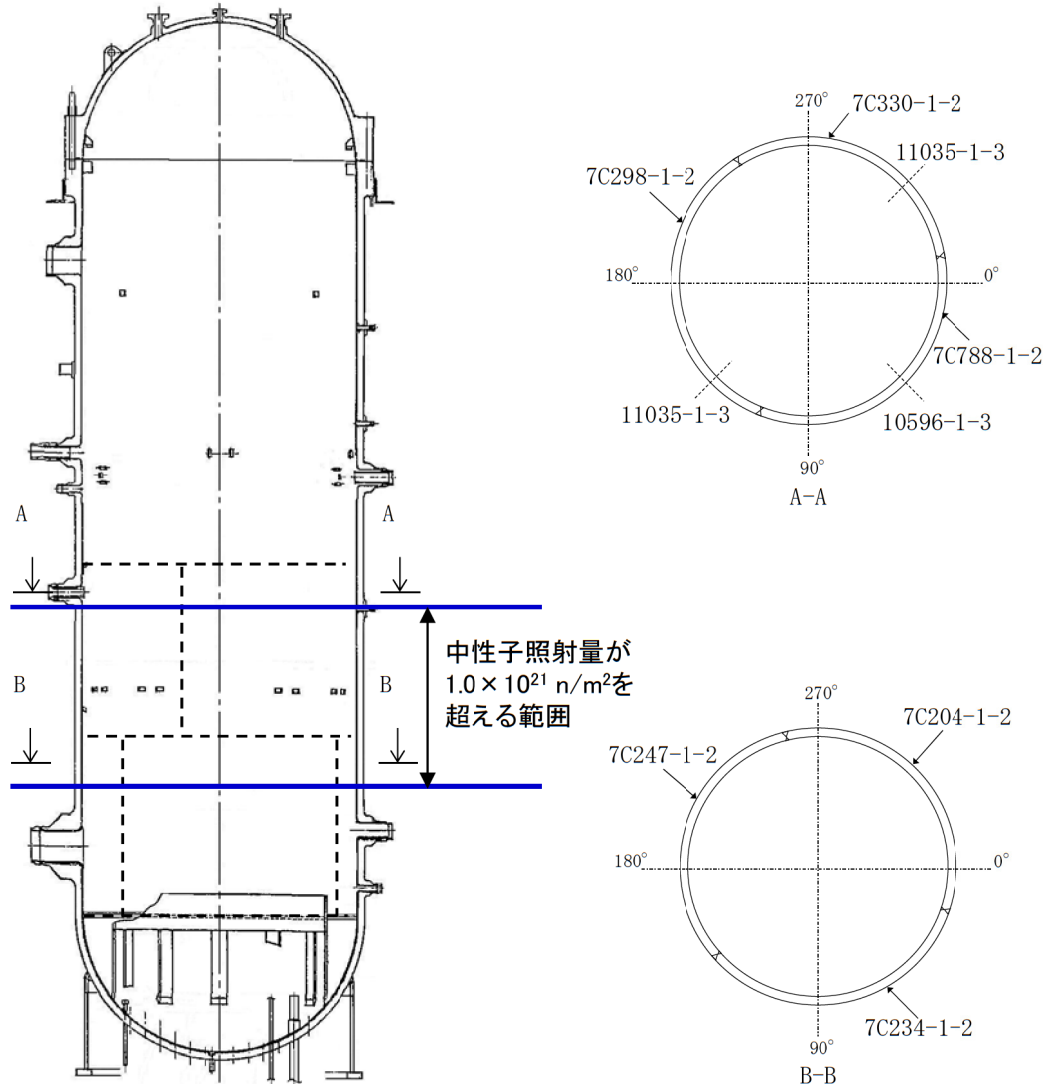
部位	チャージNo.	
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B,C	11035-1-3*2

*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



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(11°C)よりも関連温度が高い部位(24°C)が抽出された。

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 $0.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ であり、脆化しきい値である $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満であることから脆化の程度は小さい。
- ・ 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(24 °C)よりも関連温度が高い部位(27 °C)が抽出された。

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。

原子炉圧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

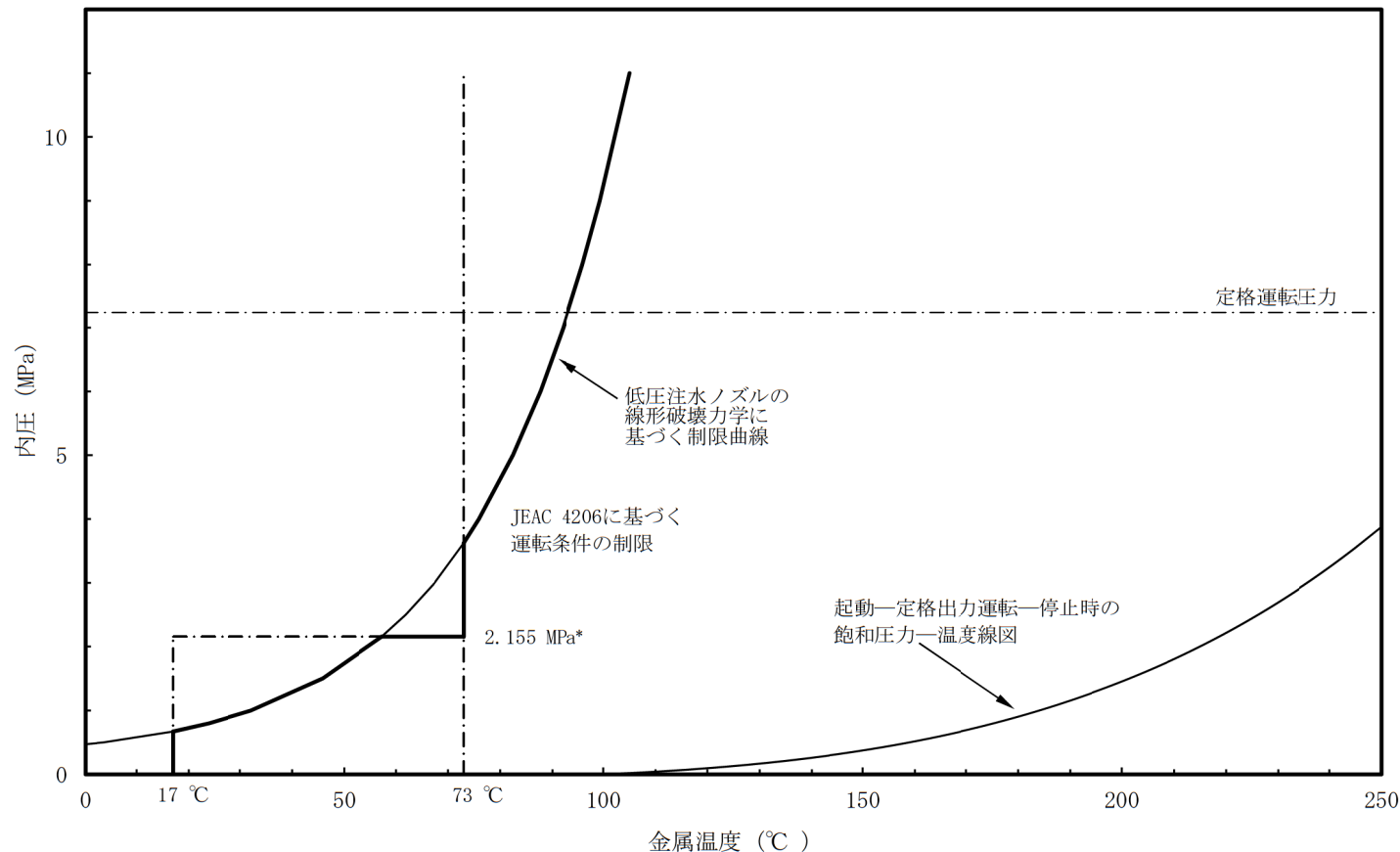
*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4 深さ位置での予測値

*2: 原子炉圧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。

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 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: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4深さでの予測値

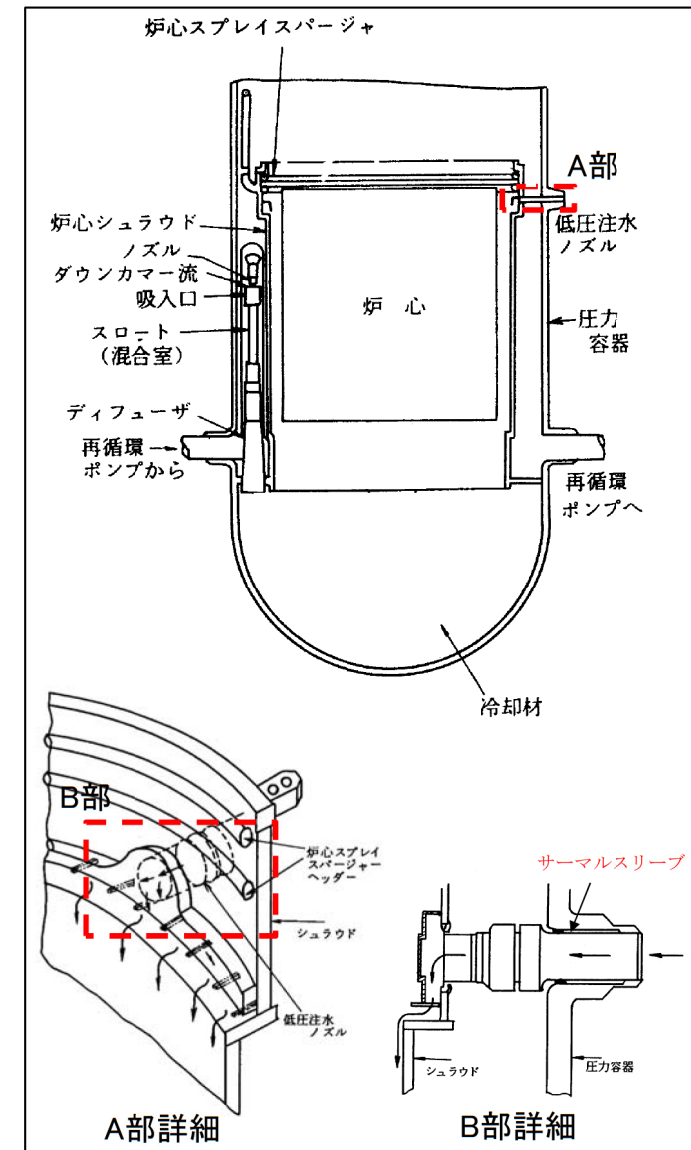
4. 代表機器の技術評価—加圧熱衝撃評価(1/4)

(3) 加圧熱衝撃評価(設計基準事故時)

- ・ JEAC4206より、供用状態C及びDで健全性評価上最も問題となる事象は、加圧された原子炉压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加圧熱衝撃(PTS)事象である。
- ・ BWRでは、相当運転期間での中性子照射量が低いこと、蒸気温度の低下に伴い原子炉圧力は低下すること、冷水注入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事象は発生しない*1と報告されている。
- ・ また、国内のBWR-5を対象とした供用状態Dにおける原子炉压力容器のPTS評価において、破壊靱性の裕度が十分あることが確認されている*2。
- ・ そのため、設計基準事故時と同様、重大事故等時においても破壊靱性の裕度が十分にあることを確認する。

*1: 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 [原子炉压力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版], 平成4年3月, p20-26

*2: 梶田他, 「沸騰水型原子炉压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



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(2/4)

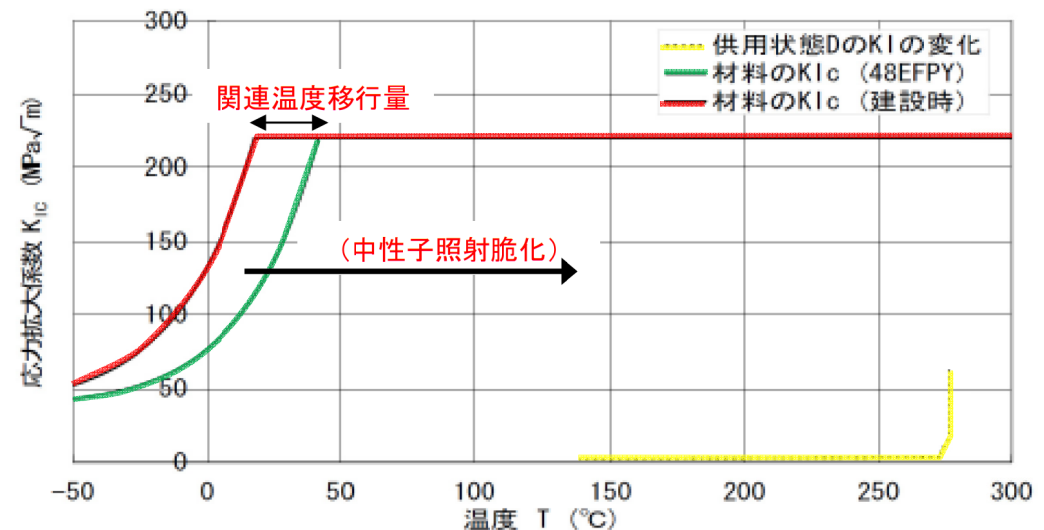
(3) 加圧熱衝撃評価(設計基準事故時)(続き)

- ・ JEAC4206より, 設計基準事故時に原子炉压力容器内の温度低下率が一番厳しい「原子炉冷却材喪失」について検討する。
- ・ 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, 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, 大きな裕度があることを確認している。
- ・ 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, 東海第二の関連温度初期値や関連温度移行量を考慮しても, K_{IC} は K_I を上回ると言える。
- ・ 以上より, 設計基準事故時において, 中性子照射脆化を考慮してもPTS事象が発生することはないと評価する。

*: 樹田他, 「沸騰水型原子炉压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における原子炉压力容器水位, 圧力及び温度の想定(BWR-5)

想定事象	原子炉冷却材喪失	
概要	原子炉压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



供用状態Dにおける原子炉压力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)

4. 代表機器の技術評価—加圧熱衝撃評価(3/4)

(3) 加圧熱衝撃評価(重大事故等時)

- ・「原子炉冷却材喪失」と重大事故等時について、原子炉圧力容器内温度の低下挙動の観点で比較した。

設計基準事故時	原子炉圧力容器内温度*の低下挙動
原子炉冷却材喪失	15秒で276 °Cから138 °Cまで低下
重大事故等時(事故シーケンスグループ等)	原子炉圧力容器内温度*の低下挙動
高圧・低圧注水機能喪失	原子炉減圧後、約12分で約293 °Cから約138 °Cまで低下
高圧注水・減圧機能喪失	原子炉減圧後、約17分で約293 °Cから約150°Cまで低下
全交流動力電源喪失(長期TB)	原子炉減圧後、約15分で約293 °Cから約138 °Cまで低下
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	原子炉減圧後、約15分で約294 °Cから約138 °Cまで低下
全交流動力電源喪失(TBP)	約298 °Cまで上昇後、約188分で約138 °Cまで低下
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	原子炉減圧後、約13分で約291 °Cから約138 °Cまで低下
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉減圧後、約14分で約292 °Cから約138 °Cまで低下
原子炉停止機能喪失	主蒸気隔離弁閉止後、約5.6秒で約268 °Cから約298 °Cまで上昇
LOCA時注水機能喪失	原子炉減圧後、約8分で約294 °Cから約138 °Cまで低下
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	原子炉減圧後、約9分で約293 °Cから約138 °Cまで低下
津波浸水による注水機能喪失	全交流動力電源喪失(長期TB)と同じ
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉冷却材喪失後、約15秒で約132°Cから約94°Cまで低下
水素燃焼	
高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用、熔融炉心・コンクリート相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、評価不要

*: 温度は圧力条件での飽和蒸気温度としている

4. 代表機器の技術評価—加圧熱衝撃評価(4/4)

(3) 加圧熱衝撃評価(重大事故等時)(続き)

- ・重大事故等時の原子炉圧力容器内温度の低下挙動は、すべて「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。



「LOCA時注水機能喪失」と「原子炉冷却材喪失」との比較(原子炉圧力容器内温度*の低下挙動)

*: 温度は圧力条件での飽和蒸気温度としており、温度の低下挙動は圧力の低下挙動より類推できる

- ・したがって、重大事故等時においても、PTS事象が発生することはないと評価する。

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

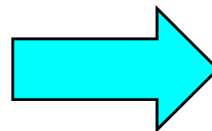
(5) 総合評価

- 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*	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。</p>	<p>○「4. (3)加圧熱衝撃評価」に示すとおり、設計基準事故時及び重大事故等時において、中性子照射脆化を考慮しても加圧熱衝撃事象が発生しないものと評価した。したがって、原子炉圧力容器の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。</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。 ・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。 	<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>

*:「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*
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

*: 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。