

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-2 改16
提出年月日	平成30年6月21日

東海第二発電所 劣化状況評価
(中性子照射脆化)

補足説明資料

平成30年6月21日
日本原子力発電株式会社

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。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
(2) 評価手法	4
4. 代表機器の技術評価	5
(1) 関連温度に基づく評価	5
(2) 上部棚吸収エネルギー評価	29
(3) 加圧熱衝撃評価	30
(4) 現状保全	37
(5) 総合評価	39
(6) 高経年化への対応	39
5. まとめ	40
(1) 審査基準適合性	40
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	40
別紙 1 関連温度の計算過程	46
別紙 2 各監視試験結果のばらつきについて	51
別紙 3 圧力-温度制限曲線の算出根拠	53
別紙 4 耐圧・漏えい検査における原子炉冷却材温度の制限範囲	62
別紙 5 上部棚吸収エネルギーの計算過程	63
別紙 6 BWR における加圧熱衝撃評価についての考え方	66

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の評価結果を説明するものである。

中性子照射による材質変化として、炭素鋼，低合金鋼等のフェライト系材料は，照射による不純物元素（銅等）の拡散に伴う析出物や結晶格子中の原子のはじき出しによる格子欠陥などにより，変位の際の転移を妨げることで強度，硬さが増加し，延性，靱性が低下することが知られている。

そのため，重要機器である原子炉圧力容器内には監視試験片を**装荷**し，計画的に取出し監視試験を行って脆化程度を把握するとともに，原子炉圧力容器の耐圧機能が脆化を考慮しても確保されることが求められている。

したがって，中性子照射脆化の代表機器は原子炉圧力容器とし，「4. 代表機器の技術評価」にて評価を実施する。

2. 基本方針

評価対象機器について中性子照射による脆化予測及び健全性評価を行い，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。

原子炉圧力容器に使用する材料は，中性子照射の影響を考慮し設計基準事象において，適切な破壊靱性を維持できるよう，保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率の制限範囲を設定することを定めて，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するよう管理する必要がある。そのため，原子炉圧力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価として，監視試験片によって計画的に評価を行うとともに，プラント運転開始後 60 年時点の評価を実施する。

また，原子炉圧力容器に使用する材料として，重大事故等時における温度，圧力及び荷重に対して適切な破壊靱性を有すること，かつ，重大事故等時における温度，放射線，荷重その他の使用条件において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができることを確認する。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化を評価するにあたっての要求事項を表 1 に整理する。

表 1 (1/2) 原子炉压力容器の中性子照射脆化についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準</p>	<p>○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉压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>○原子炉压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、原子炉压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>○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>実用発電用原子炉の 運転期間延長認可申 請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 ②運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期に取り出した監視試験片の試験結果（監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間を考慮した上で、申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査とする）。 <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。 ②運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画。

表 1 (2/2) 原子炉压力容器の中性子照射脆化についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>②中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出</p> <p>運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉について、実施ガイド 3.1⑤に規定する監視試験の実施及びその結果に基づく健全性評価等が行われているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出に当たっては以下のとおりとすること。</p> <p>運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後 40 年を迎える高経年化技術評価及び運転開始後 50 年を迎える高経年化技術評価においては、それぞれ運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期及び運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>②運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後 40 年を迎える高経年化技術評価に伴い策定する長期保守管理方針については、3.1⑤に規定する運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき監視試験を行うことを加えること。</p>

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

適用する規程及び評価手法を以下に示す。

- ・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)
- ・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)

中性子照射脆化の劣化状況評価は大別して, JEAC4206 FB-4000 並びに附属書 A 及び附属書 F で規定される応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる関連温度を用いて評価する方法, 及び JEAC4201 SA-3440 で規定される高温時における靱性を示す上部柵吸収エネルギーの減少率を予測し, プラント運転開始後 60 年時点における上部柵吸収エネルギーを評価する方法に区分される。

したがって, 原子炉圧力容器の材料で破壊靱性試験を要求される箇所に対し, 関連温度を基準とする評価を行うとともに圧力・温度制限要求を満足することを示す。

次に, 炉心領域材料について上部柵吸収エネルギーが, プラント運転開始後 60 年時点において破壊靱性の要求を満足することを示す。

また, 供用状態 C 及び D において, JEAC4206 解説-附属書 A-3120 より, 健全性評価上最も問題となるのは, 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加圧熱衝撃 (Pressurized Thermal Shock: 以下, 「PTS」という) 事象である。

そのため, 設計基準事故時及び重大事故等時において PTS 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. 代表機器の技術評価

(1) 関連温度に基づく評価

① 評価点の抽出

評価点の抽出にあたり、脆化と応力の観点から抽出する。中性子照射量又は荷重が大きい点が候補となる。中性子照射量は、JEAC4201 SA-1120 による範囲とする。

- ・中性子照射量最大値となる評価点の抽出
- ・プラント運転開始後 60 年時点の中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予想される範囲及び範囲に含まれる構造不連続部の抽出

< 中性子照射量最大値となる評価点の抽出 >

健全性評価上、厳しい箇所は炉心領域の胴である。プラント運転開始後 60 年時点での中性子照射量が、 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える原子炉压力容器本体の炉心領域部においては、中性子照射とともに関連温度が上昇することから、中性子照射脆化に対する評価を実施した。

○評価点：胴部（炉心領域部）

○胴内表面での中性子照射量（ $E > 1 \text{ MeV}$ ）

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： $5.35 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

a. 発電所実効運転期間（EFPY）の算出

2016 年 11 月時点及び運転開始後 60 年時点の EFPY は、積算熱出力から以下のとおり算出している。

< 2016 年 11 月時点の EFPY >

$$= 2011 \text{ 年 } 3 \text{ 月時点の積算熱出力} \div \text{定格熱出力} \div 365$$

$$= \frac{28,502.9 \text{ (GWD)} \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)}}{3,293 \text{ (MW)} \times 365 \text{ (D)}}$$

$$= 23.71 \text{ EFPY}$$

< 運転開始後 60 年時点の EFPY >

$$= (\text{次回起動日以降の積算熱出力} + 2011 \text{ 年 } 3 \text{ 月時点の積算熱出力})$$

$$\div \text{定格熱出力} \div 365$$

$$= \frac{(18,295.9 \text{ (GWD)} + 28,502.9 \text{ (GWD)}) \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)}}{3,293 \text{ (MW)} \times 365 \text{ (D)}}$$

$$= 38.94 \text{ EFPY}$$

- ・定格熱出力：3,293 (MW)

- ・ 運転日数：5,556 日*を想定
- ・ 第 26 サイクル以降の積算熱出力

$$= \frac{5,556 \text{ (D)} \times 3,293 \text{ (MW)}}{1,000 \text{ (MW/GW)}} = 18,295.91 \text{ (GWD)}$$

*：2015 年 9 月時点の中長期運転保守計画に基づく次回起動日以降 60 年時点までの運転日数 420 日×13 サイクル+96 日=5,556 日とした。

一方、現在社内で検討している将来の設備利用率を 80 %とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・ 2021 年 3 月末まで停止、暫定で同年 3 月 31 日起動想定
- ・ 60 年時点までの日数は 6,452 日であることから、設備利用率 80 %の場合は運転日数 6,452 日×80 %=5,162 日

よって、中性子照射量の算出に用いた運転期間は将来の設備利用率の値を 80 %以上とした計画より大きな設定となっている。

b. 中性子照射量の算出

評価時期における原子炉压力容器内表面及び原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量 f (n/m^2) は、以下により算出する。

$$\phi f \text{ (RPV)} = \phi' f \text{ (RPV)} \left(\text{n/m}^2/\text{s} \right) \frac{\phi f \text{ (TP)} \left(\text{n/m}^2/\text{s} \right)}{\phi' f \text{ (TP)} \left(\text{n/m}^2/\text{s} \right)}$$

$$f \text{ (RPV)} = \phi f \text{ (RPV)} \times T_{\text{ef}} \times 365 \text{ (日)} \times 24 \text{ (時間)} \times 3,600 \text{ (秒)}$$

ϕf (RPV)：原子炉压力容器内表面又は板厚 t の 1/4 深さ位置の推定中性子束

$\phi' f$ (RPV)：原子炉压力容器内表面又は板厚 t の 1/4 深さ位置の計算中性子束

T_{ef} ：評価時点の EFPY

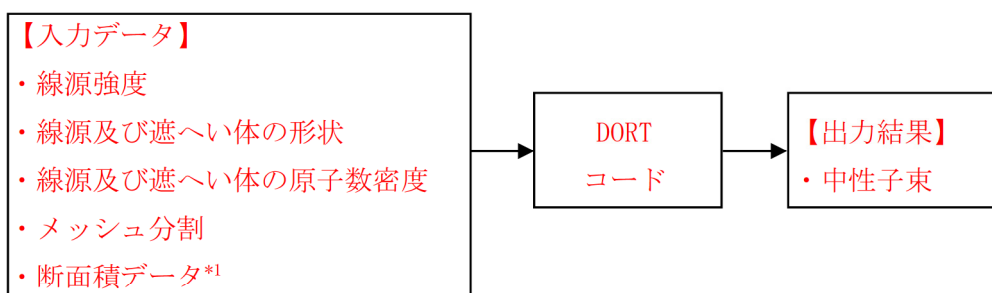
ϕf (TP)：炉壁照射試験片位置の実測中性子束

$\phi' f$ (TP)：炉壁照射試験片位置の計算中性子束

また、第 4 回監視試験より得られた中性子束 ϕf に運転開始後 60 年時点での EFPY を掛け合わせて原子炉压力容器内表面又は原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量を算出する。表 2 に算出に用いる値を示す。

なお、中性子照射量は、計算中性子束 $\phi' f$ を 2 次元放射線輸送計算コード DORT (DOORS3.2a バージョン) により算出した上で、上述の式で求めている。

DORT コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、プログラムの構成は以下のとおりである。



*1：評価済み核データ JENDL-3.3 より作成された輸送計算用断面積ライブラリ MATXSLLIB-J33 を使用

表2 中性子照射量算出に用いる値

	記号	算出に用いる値
炉壁照射試験片位置の実測中性子束	ϕf (TP) ($\times 10^8$ n/cm ² /s)	3.85*
原子炉压力容器内表面又は原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ位置の推定中性子束	ϕf (RPV) ($\times 10^8$ n/cm ² /s)	原子炉压力容器内表面：4.36 原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ：3.18
評価時点の EFPY	T_{ef} (EFPY)	2016 年 11 月時点：23.71 運転開始後 60 年時点：38.94
原子炉压力容器内表面又は原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ位置の計算中性子束	$\phi' f$ (RPV) ($\times 10^8$ n/cm ² /s)	原子炉压力容器内表面：9.84 原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ：7.17
炉壁照射試験片位置の計算中性子束	$\phi' f$ (TP) ($\times 10^8$ n/cm ² /s)	8.70*

*：種々の BWR で CE 値（計算値／実測値）は 程度であり、東海第二の約 2.3(=8.70/3.85) はその範囲内である。DORT コードを用いた遮蔽ベンチマーク問題の解析結果「Integral Test of JENDL-3.3 with Shielding Benchmarks」(Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Supplement 2, p.841-846, August 2002) では、CE 値が約 2 程度であることを示している。

2016 年 11 月時点及び運転開始後 60 年時点における原子炉压力容器内表面での中性子照射量は以下となる。

$$f = 9.84 \times 10^8 \times (3.85 \times 10^8 / 8.70 \times 10^8) \times 23.71 \times 365 \times 24 \times 3,600 \times 10^4$$

$$= 3.26 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$$

$$f = 9.84 \times 10^8 \times (3.85 \times 10^8 / 8.70 \times 10^8) \times 38.94 \times 365 \times 24 \times 3,600 \times 10^4$$

$$= 5.35 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$$

また、2016 年 11 月時点及び運転開始後 60 年時点における板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量は以下となる。

$$f = 7.17 \times 10^8 \times (3.85 \times 10^8 / 8.70 \times 10^8) \times 23.71 \times 365 \times 24 \times 3,600 \times 10^4$$

$$= 2.38 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$$

$$f = 7.17 \times 10^8 \times (3.85 \times 10^8 / 8.70 \times 10^8) \times 38.94 \times 365 \times 24 \times 3,600 \times 10^4$$

$$= 3.91 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$$

中性子照射量の算出にあたり、dpa (displacements per atom, 原子当たりのはじき出し数) 評価を実施しており、その評価結果を表3に示す。

dpa 評価による、運転開始後 60 年時点における板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量は以下のとおりであり、中性子照射脆化評価においては保守的な値である DORT コード算出値を適用した。

$$f = 4.36 \times 10^8 \times 38.94 \times 365 \times 24 \times 3,600 \times 10^4 \times (5.01 \times 10^{-13} / 6.94 \times 10^{-13})$$

$$= 3.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$$

表3 dpa 評価

項目	位置	ドジメータワイヤ平均値による評価
原子当たりのはじき出し数 (1/s)	原子炉压力容器内表面	6.94×10^{-13}
	原子炉压力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ	5.01×10^{-13}

<運転開始後 60 年時点の中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超えると予想される範囲>

原子炉压力容器内面における中性子束 ($E > 1 \text{ MeV}$) の周方向分布の計算値を図1に、R- θ 体系モデル (水平断面モデル) における炉心チャンネル毎の相対線源強度を図2に示す。

また、監視試験で評価したドジメータワイヤ位置の測定値 ($3.85 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$) と計算値 ($8.70 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$)、さらに、図1に示す中性子束の周方向最大相対値 (1.40) を補正係数として掛けた値が、原子炉压力容器内面における中性子束の最大値である。この中性子束を基に中性子照射量が運転開始後 60 年時点で $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲を検討する。

$$\text{補正係数} = 1.40 \times 3.85 \times 10^8 / (8.70 \times 10^8) = 0.6195$$

運転開始後 60 年時点での EFPY は 38.94 と評価しており、その時点で中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える中性子束は、

$$1.0 \times 10^{21} / (3,600 \times 24 \times 365 \times 38.94 \times 10^4) = 0.8143 \times 10^8 \text{ (n/cm}^2/\text{s)}$$

であり、計算値 (上下方向平均) に換算すると、以下の値となる。

$$0.8143 \times 10^8 / 0.6195 = 1.314 \times 10^8 \text{ (n/cm}^2/\text{s)}$$

図3の原子炉压力容器内表面における中性子束 ($E > 1 \text{ MeV}$) の上下方向分布に示すとおり、中性子束が $1.314 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ を超える範囲、すなわち 1.0×10^{21}

n/m²を超える範囲については、燃料有効長下部（BAF）より上方 122 mmから 3,678 mmとなる。原子炉压力容器内表面における中性子照射量の上下方向分布を図 4 に示す。

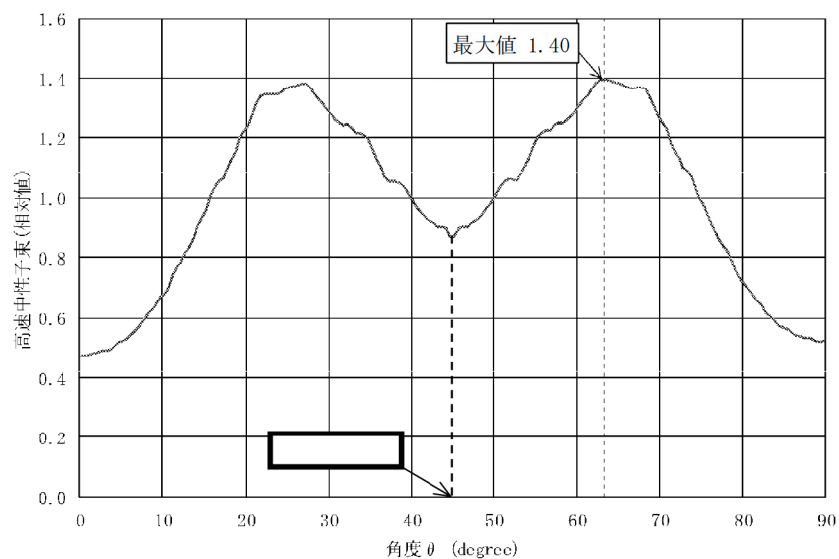


図 1 原子炉压力容器内面における周方向の中性子束計算値（相対分布）

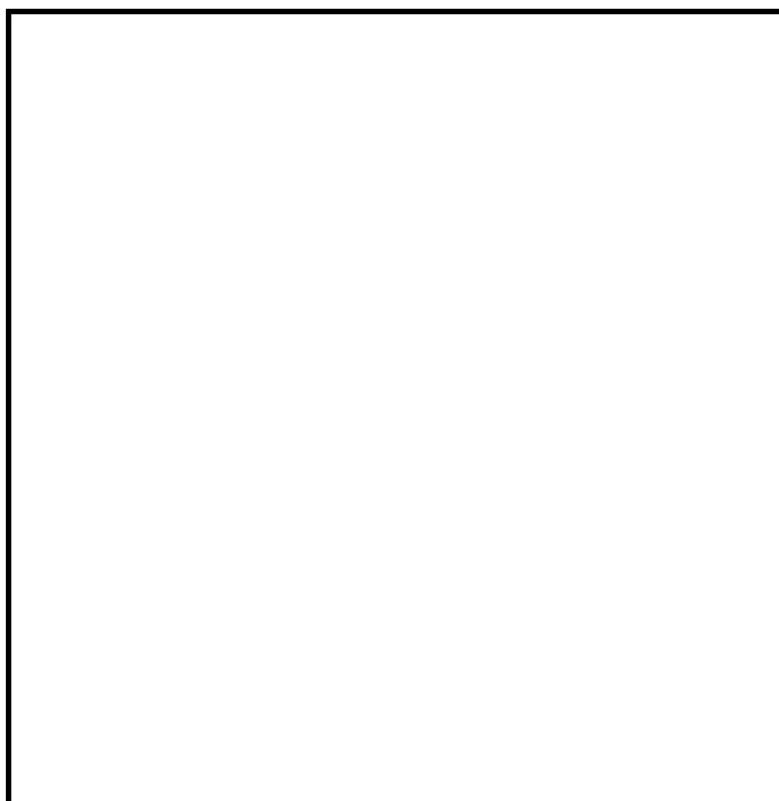


図 2 R- θ 計算用の炉心チャンネル毎の相対線源強度

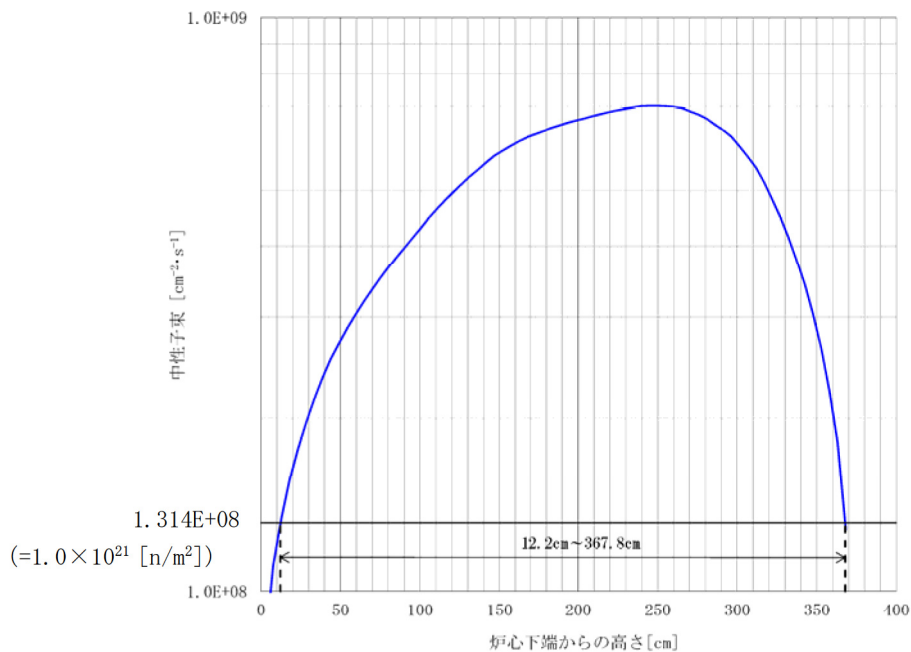


図3 原子炉压力容器内表面における中性子束 ($E > 1 \text{ MeV}$) の上下方向分布
(運転開始後 60 年時点で $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲)

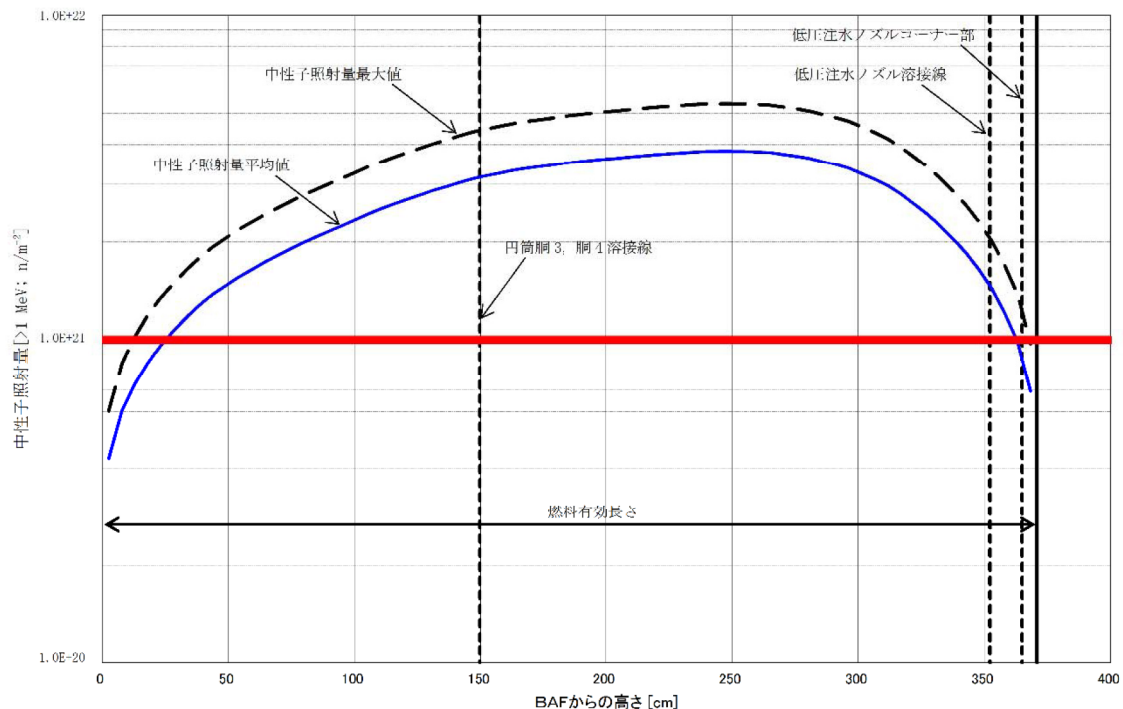


図4 原子炉压力容器内表面における中性子照射量 ($E > 1 \text{ MeV}$) の上下方向分布
(運転開始後 60 年時点で $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲)

なお、原子炉圧力容器内面の円周方向の中性子束分布は、主に炉心最外層の矩形形状によって形成される。具体的には、燃料集合体が原子炉圧力容器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関係は、炉心中央部及び炉心上部において変わることはない。

<中性子照射量最大値となる評価点の抽出結果>

$1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲を図5に、原子炉圧力容器胴炉心領域部の構成材料の化学成分を表4に示す。低圧注水ノズルのCu量サンプリングについて、30年目の高経年化技術評価以降の第24回定検時（Bノズル）、第25回定検時（Aノズル）の計2回実施しており、結果を表4に併せて示す。

なお、30年目の高経年化技術評価にて行うとしていた低圧注水ノズルの中性子照射量について、中性子照射脆化に対する再評価を実施し、 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満であることを確認している。低圧注水ノズルは、炉心周方向 位置に接続されており、この位置では、燃料集合体は相対的に原子炉圧力容器から遠い位置にあり、周方向中性子束相対分布から中性子照射量平均値以下であることから、中性子照射量平均値を適用した。

燃料有効長範囲を超える範囲においても、中性子照射量の最大値、平均値ともに急速に減少することから、低圧注水ノズルコーナー部で中性子照射量が平均値を超えることはない。

○評価点：低圧注水ノズル（コーナー部）

○中性子照射量（ $E > 1 \text{ MeV}$ ）：運転開始後60年時点： $0.87 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 程度

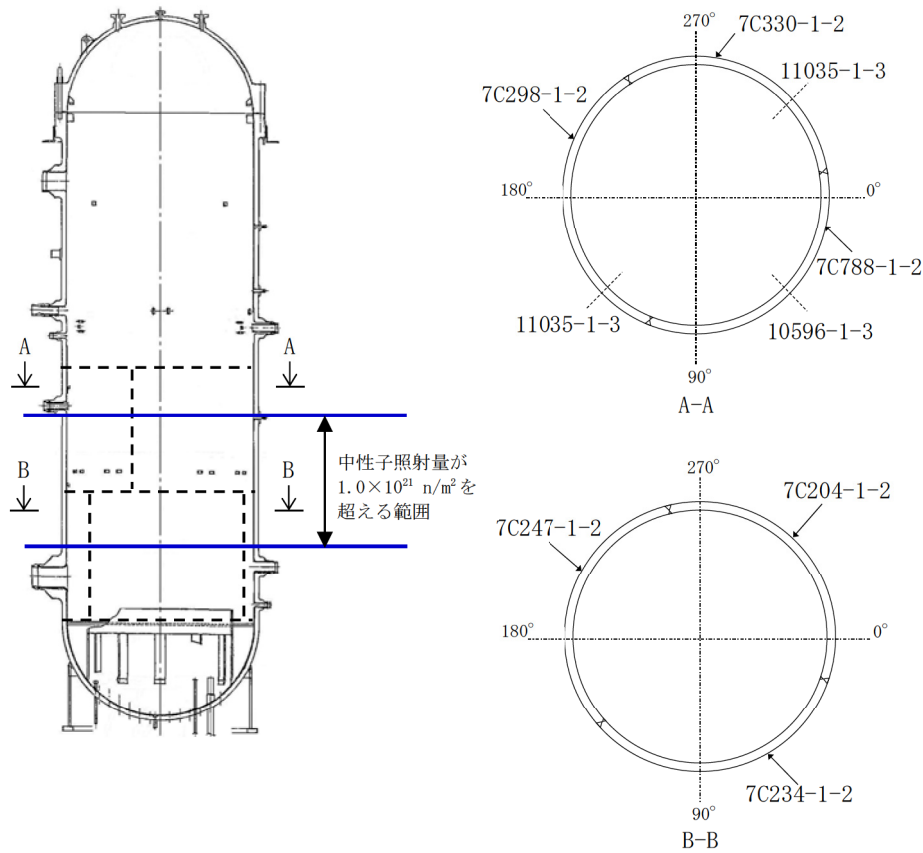


図5 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲

表4 (1/2) 構成材料の材料成分 (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 (N17)	A	10596-1-3				
	B, C	11035-1-3 ^{*1}				

*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

*2: 製造時に含有量を計測していないため、サンプリング結果 (最大値) を示す

表 4 (2/2) 構成材料の材料成分 (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				

当該範囲の部位について、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 年追補版含む)) (以下、「設計・建設規格」という) PVB-2311「破壊靱性試験不要となる材料の規定」に基づき、評価対象となる部位及び材料を表 5 に整理する。

- (a) 厚さが 16 mm 未満の材料
- (b) 断面積が 625 mm² 未満の棒の材料
- (c) 呼び径が 25 mm 未満のボルト材
- (d) 外径が 169 mm 未満の管の材料
- (e) 厚さが 16 mm 又は外径が 169 mm 未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料
- (f) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金

表 5 評価対象となる材料の抽出結果

部位	材 料	評価対象	対象外の 該当項目
原子炉圧力容器胴 (炉心領域 3, 4)	SQV2A	○	—
計装ノズル (N11)	オーステナイト系ステンレス鋼 高ニッケル合金	×	(f)
低圧注水ノズル (N17)	SFVQ2A	○	—

② 関連温度評価

関連温度算出にあたっては、4 回の監視試験結果を反映する。

また、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するとともに、構造不連続部についても併せて評価を行う。

さらに、圧力・温度制限曲線の検討を行う。

a. 監視試験結果による関連温度算出

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。監視試験片の配置について図 6 に、取出時期について表 6 に示す。

監視試験片カプセルは、建設時に「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、3 カプセル（この他、加速照射試験片 1 カプセル）を炉内に装荷しており、試験片数についても規定数を装荷している。

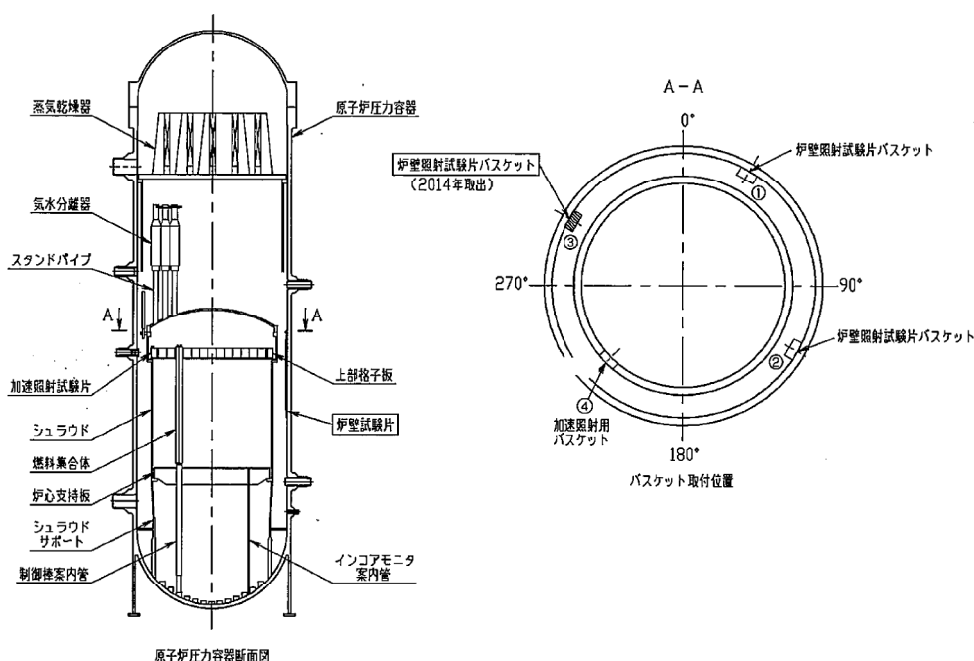


図 6 監視試験片の配置

表 6 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	1981.9							
炉壁	1							1986.2
	2							1998.1
	3							2014.2

監視試験片の化学成分及び公称照射温度を表 7 に、各監視試験片位置での中性子照射量及び中性子束を表 8 に示す。

また、原子炉压力容器内面及び板厚 t の 1/4 深さ位置の中性子束及びリードファクタを表 9 に示す。

なお、リードファクタの算出に用いる監視試験片位置カプセル中心及び原子炉压力容器での中性子束は、第 1 回及び第 2 回では TRD-3 コード、第 3 回及び第 4 回では DORT コード (DOORS 3.2a 版) により算出した各位置の中性子束に基づき算出している。

表 7 監視試験片の化学成分及び公称照射温度

部位	化学成分 (mass%)				公称照射温度 (°C)
	Cu	Ni	P	Si	
母材 (熱影響部)					276
溶接金属					

表 8 各カプセルの中性子照射量及び中性子束

	中性子照射量 (n/cm ²)	中性子束 (n/cm ² /s)
第 1 回 (加速試験)	0.053×10^{19}	7.23×10^9
第 2 回	0.011×10^{19}	6.64×10^8
第 3 回	0.026×10^{19}	5.72×10^8
第 4 回	0.029×10^{19}	3.85×10^8

表 9 原子炉压力容器内面及び板厚 t の 1/4 深さ位置の中性子束及びリードファクタ

	原子炉压力容器内面		板厚 t の 1/4 深さ位置	
	中性子束 (n/cm ² /s)	リードファクタ	中性子束 (n/cm ² /s)	リードファクタ
第 1 回 (加速試験)	6.89×10^8	10.5	4.75×10^8	15.2
第 2 回	5.98×10^8	1.11	4.12×10^8	1.61
第 3 回	4.88×10^8	1.17	3.59×10^8	1.59
第 4 回	4.36×10^8	0.88	3.18×10^8	1.21

JEAC4201 並びに JEAC4206 に基づき求めた、各時期（照射前～第4回監視試験時点、2016年11月時点及び運転開始後60年時点）における監視試験片の中性子照射量、中性子束及び ΔRT_{NDT} 実測値を表10に示す。

表10 各時期における監視試験片の中性子照射量、中性子束、 ΔRT_{NDT} 実測値

監視試験回数 及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) [E>1 MeV]	中性子束 (n/cm ² /s) [E>1 MeV]	ΔRT_{NDT} 実測値 (°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
0	0	0	-25*2	-25*2	-25*2
1 (加速)	0.053	7.23×10^9	4	2	11
2 (炉壁 1)	0.011	6.64×10^8	3	-1	9
3 (炉壁 2)	0.026	5.72×10^8	7	0	20
4 (炉壁 3)	0.029	3.85×10^8	15	-2	-5
2016年11月末時点*1	0.024	3.18×10^8	—	—	—
運転開始後60年時点*1	0.039	3.18×10^8	—	—	—

*1：原子炉圧力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ

*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 (RT_{NDT} 推定値) の中で最高値を適用

第4回監視試験と2016年11月時点との照射量の差異について以下に考察する。

それぞれの照射量は、半径方向の位置として監視試験片位置、板厚 t の 1/4 深さ位置と異なっていると同時に、円周方向についても以下のとおり異なることから補正を行っている。その結果、円周方向の位置に関して板厚 t の 1/4 深さ位置の方が約 1.1 倍 (=) 大きくなる。円周方向の位置と補正係数の関係を表11に示す。

表11 円周方向の位置と補正係数の関係

	円周方向	円周方向の位置に関する補正係数
照射試験片位置	<input type="text"/>	<input type="text"/>
板厚 t の 1/4 深さ位置	<input type="text"/>	<input type="text"/>

中性子束を解析評価する際の板厚 t の 1/4 深さ位置は、保守側評価としてクラッド内面から母材厚さの 1/4 深さ位置であり、評価点が炉心側に近くなることから中性子束が高い値となっている。

以上の要因により、照射量の差異が小さくなっているものと考えられる。

なお、関連温度の予測にあたっては、JEAC に定めるとおり想定き裂は母材厚さの 1/4 深さで評価を実施しており、クラッド内面は考慮しない。

表 6, 表 8 のデータを用いて算出した ΔRT_{NDT} 計算値を表 12 に, M_C 及び M_R を表 13 に示す。

また, 2016 年 11 月時点及び運転開始後 60 年時点での関連温度移行量, 関連温度及び最低使用温度を表 14 に示す。胴の最低使用温度は, $T-RT_{NDT}=26$ °C を考慮すると, 2016 年 11 月時点で最大値 31 °C, 運転開始後 60 年時点で最大値 37 °C となる。

関連温度に係る算出根拠について, 別紙 1 に示す。

表 12 各時期における ΔRT_{NDT} 計算値

監視試験回数 及び評価時期	ΔRT_{NDT} 計算値 (°C)		
	母材	溶接金属	熱影響部
1 (加速)	—	—	—
2 (炉壁 1)	3.9	3.2	3.9
3 (炉壁 2)	8.2	6.2	8.2
4 (炉壁 3)	11.8	8.8	11.8
2016 年 11 月末時点*1	11.6	8.6	11.6
運転開始後 60 年時点*1	17.3	13.0	17.3

*1 : 原子炉圧力容器内表面から板厚 t の 1/4 深さ

表 13 各部材における M_C 及び M_R

部位	M_C (°C)	M_R (°C)
母材	0.4	18
溶接金属	0	18
熱影響部	0	18

表 14 関連温度の予測値

評価時期	部位	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} *2 (°C)	胴の最低 使用温度 (°C)
2016年 11月時点	母材	-25*3	30	5	26	31
	溶接金属	-25*3	27	2		
	熱影響部	-25*3	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25*3	36	11		37
	溶接金属	-25*3	31	6		
	熱影響部	-25*3	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： $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T-RT_{NDT})]$ より、

$$T-RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

耐圧試験時 (MPa) の $K_I =$ MPa \sqrt{m} を代入 = °C

*3：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 (RT_{NDT} 推定値) の中での最高値を適用

別紙 1 に示すとおり、監視試験片の関連温度の評価結果として、熱影響部の関連温度移行量 (吸収エネルギー 41 J に対応する遷移温度) が母材のそれより低いことを確認しており、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられることから、JEAC4201 解説-SA-3430-2 に従って母材の評価で代表することとした。

また、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。JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と各材料の監視試験結果の関係を図 7 に示す。監視試験結果のうち、炉壁 3 の溶接金属及び熱影響部については、それぞれ負の値となっていることから、母材の評価で代表することは妥当であると考えられる。

なお、監視試験片の熱影響部については、溶接時の熱履歴により狭い範囲で組織が複雑に変化するとともに、母材と溶接金属の境界に V ノッチ加工を施していることから、母材及び溶接金属両方の影響を受け、母材及び溶接金属に比して試験結果がばらつく傾向にある。別紙 2 に示す各部のシャルピー衝撃試験の吸収エネルギー遷移曲線の比較結果からも、熱影響部のばらつきが大きいことが確認される。

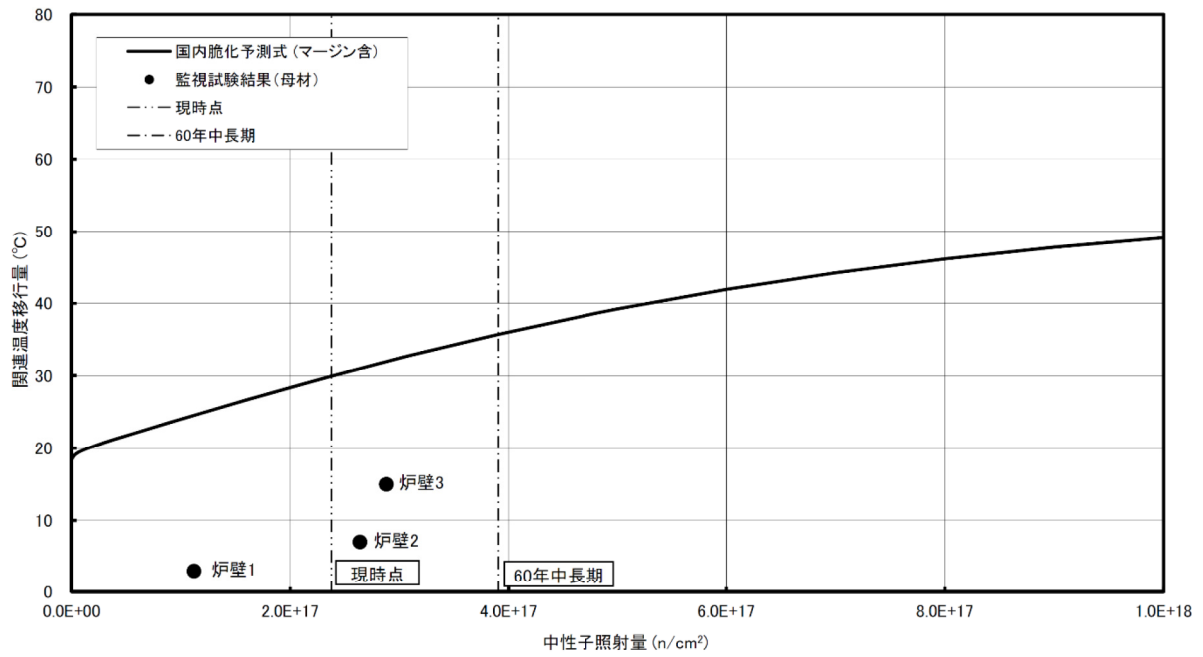


図 7 (1/3) JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (母材)

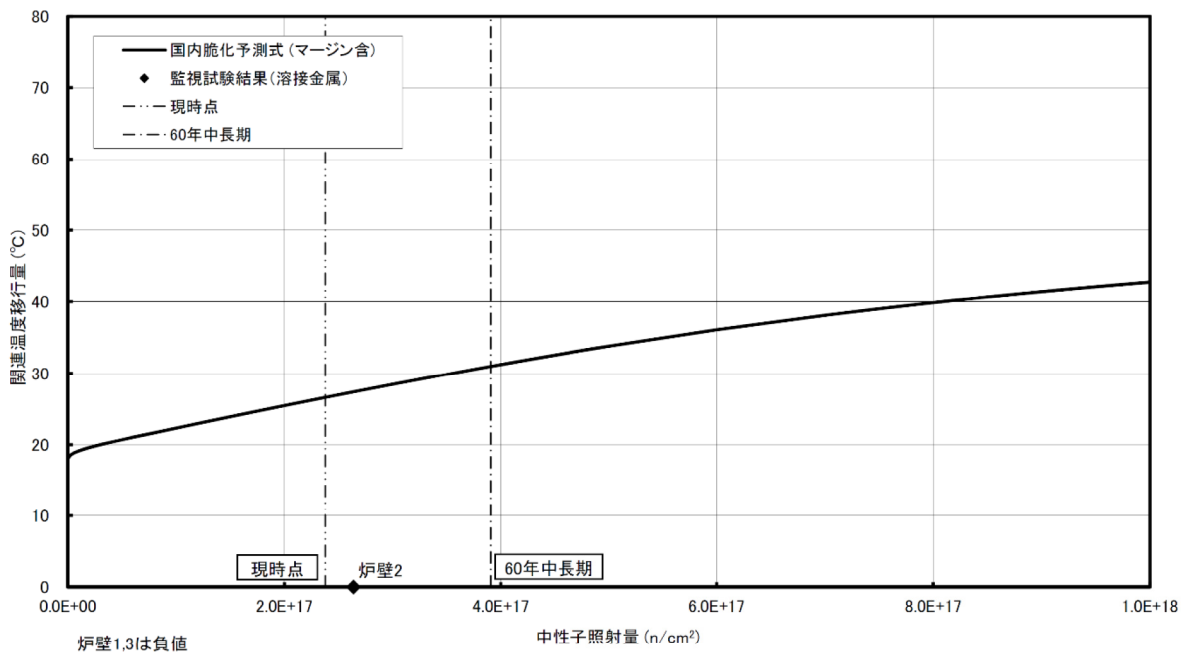


図 7 (2/3) JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (溶接金属)

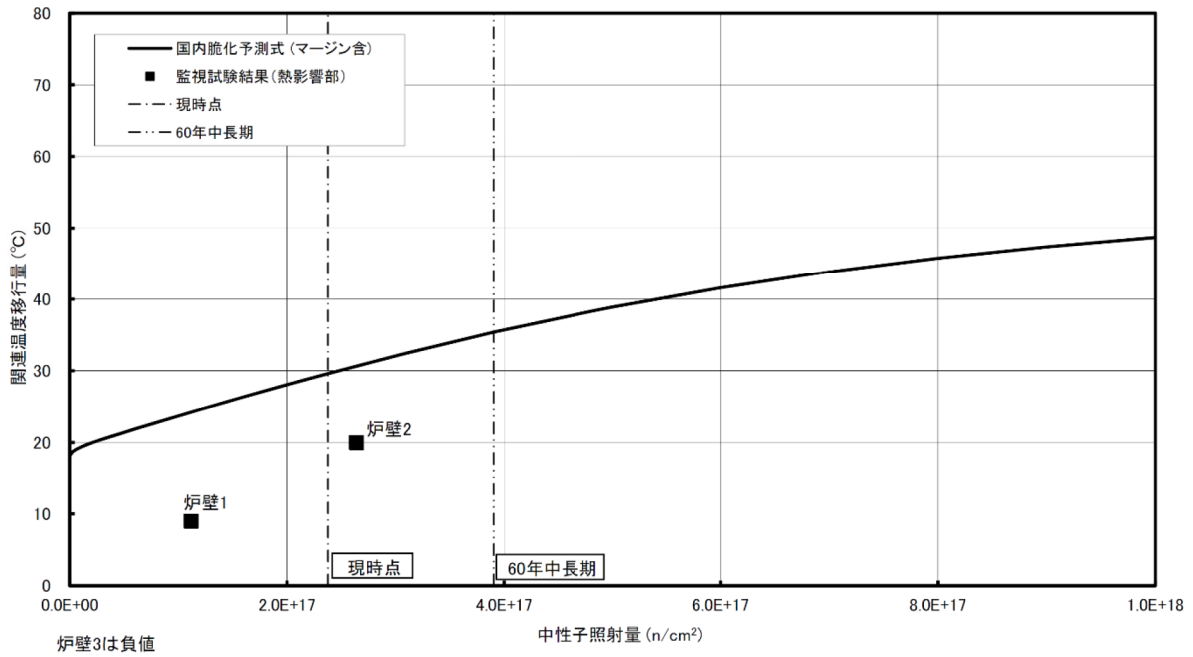


図 7 (3/3) JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (熱影響部)

b. 炉心領域のチャージ No. 毎の構成材料の関連温度算出

炉心領域のチャージ No. 毎の構成材料の化学成分, RT_{NDT} 初期値及び公称照射温度を表 15 及び表 16 に, 各部位の中性子照射量及び中性子束を表 17 及び表 18 に, 運転開始後 60 年時点における各部位の板厚 t の 1/4 深さ位置での ΔRT_{NDT} 予測値及び関連温度を表 19 及び表 20 に示す。

表 15 炉心領域の構成材料の化学成分, RT_{NDT} 初期値, 公称照射温度 (母材)

部位		チャージ No.	RT_{NDT} 初期値 (°C)	公称照射温度 (°C)
原子炉压力容器胴 (炉心領域 3)	3-2	7C298-1-2	-32	276
	3-3	7C330-1-2	-32	
	4-4	7C788-1-2	-25	
原子炉压力容器胴 (炉心領域 4)	4-1	7C204-1-2	-32	
	4-2	7C234-1-2	-32	
	4-3	7C247-1-2	-32	

表 16 炉心領域の構成材料の化学成分，RT_{NDT} 初期値，公称照射温度（溶接金属）

部位	溶接材料		RT _{NDT} 初期値 (°C)	公称照射温度 (°C)
	Y-204	YF-200		
原子炉压力容器胴 (炉心領域 3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	276
	D53040	1810-02205	-43	
	D57310	2X23-02205	-43	
	D57310	3330-02205	-43	
低圧注水ノズル (N17)	D53040	3818-02205	-28	
	D60468	3818-02205	-28	

表 17 運転開始後 60 年時点の構成材料の板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量
及び中性子束（母材）

部位		チャージ No.	中性子照射量 (n/cm ²) [E>1MeV]	中性子束 (n/cm ² /s) [E>1MeV]
原子炉压力容器胴 (炉心領域 3)	3-2	7C298-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	3-3	7C330-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	4-4	7C788-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8
原子炉压力容器胴 (炉心領域 4)	4-1	7C204-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	4-2	7C234-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	4-3	7C247-1-2	3.91×10^{17}	3.18×10^8

表 18 運転開始後 60 年時点の構成材料の板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子照射量
及び中性子束（溶接金属）

部位	溶接材料		中性子照射量 (n/cm ²) [E>1MeV]	中性子束 (n/cm ² /s) [E>1MeV]
	Y-204	YF-200		
原子炉压力容器胴 (炉心領域 3, 4)	D51852	2X23-02205	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	D53040	1810-02205	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	D57310	2X23-02205	3.91×10^{17}	3.18×10^8
	D57310	3330-02205	3.91×10^{17}	3.18×10^8
低圧注水ノズル (N17)	D53040	3818-02205	1.06×10^{17}	8.58×10^7
	D60468	3818-02205	1.06×10^{17}	8.58×10^7

表 19 運転開始後 60 年時点の構成材料の板厚 t の 1/4 深さ位置での ΔRT_{NDT} 予測値
及び関連温度（母材）

部位	チャージ No.	ΔRT_{NDT} 予測値 (°C)	関連温度 (°C)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域 3)	3-2	7C298-1-2	51
	3-3	7C330-1-2	36
	4-4	7C788-1-2	42
原子炉圧力容器胴 (炉心領域 4)	4-1	7C204-1-2	40
	4-2	7C234-1-2	56
	4-3	7C247-1-2	55

表 20 運転開始後 60 年時点の構成材料の板厚 t の 1/4 深さ位置での ΔRT_{NDT} 予測値
及び関連温度（溶接金属）

部位	溶接材料		ΔRT_{NDT} 予測値 (°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	52	9
	D53040	1810-02205	54	11
	D57310	2X23-02205	31	-12
	D57310	3330-02205	42	-1
低圧注水ノズル (N17)	D53040	3818-02205	36	8
	D60468	3818-02205	36	8

原子炉圧力容器胴（炉心領域 4）の関連温度算出過程を以下に示す。

<原子炉圧力容器胴（炉心領域 4：部位 4-2）評価条件（運転開始後 60 年時点）>

- EFPY : 38.94
- 化学成分 : Cu・, Ni・
- 関連温度初期値 : -32 °C
- 板厚 t : $t = \text{}$ mm
- 板厚 t の 1/4 深さ位置 a : $a = t/4 = \text{}$ mm
- 板厚 t の 1/4 深さ位置での中性子束 : $\phi_c = 3.18 \times 10^8$ n/cm²/s

EFPY, Cu における表読み値と, Ni に対して比例補間した値を表 21 に示す。

表 21 母材部，熱影響部の Ni に対する補間後の ΔRT_{NDT} 計算値

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%)		
			ΔRT_{NDT} (°C)	ΔRT_{NDT} (°C)	ΔRT_{NDT} (°C)
附属書表 B-2100-2 (3/14)	2×10^8 (ϕ_a)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			
附属書表 B-2100-2 (4/14)	4×10^8 (ϕ_b)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			

表 21 に示す値を用いて， ΔRT_{NDT} 計算値を算出する。

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT1} &= \Delta RT_{NDT1,a} + \frac{\Delta RT_{NDT1,b} - \Delta RT_{NDT1,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi - \log \phi_a) \\ &= \boxed{} + \frac{\boxed{}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) \\ &= \boxed{} + \boxed{} / 0.301 \times (0.202) = \boxed{} \text{ °C} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT2} &= \Delta RT_{NDT2,a} + \frac{\Delta RT_{NDT2,b} - \Delta RT_{NDT2,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi - \log \phi_a) \\ &= \boxed{} + \frac{\boxed{}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) \\ &= \boxed{} + \boxed{} / 0.301 \times (0.202) = \boxed{} \text{ °C} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT} &= \Delta RT_{NDT1} + \frac{\Delta RT_{NDT2} - \Delta RT_{NDT1}}{\log EFPY_2 - \log EFPY_1} (\log EFPY - \log EFPY_1) \\ &= \boxed{} + \frac{\boxed{}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) \\ &= \boxed{} + \boxed{} / 0.0969 \times 0.0853 = \boxed{} \\ &\doteq 34 \text{ °C} \end{aligned}$$

$M_R=22$ °Cであることから、 ΔRT_{NDT} 予測値は、56 °Cであり、 RT_{NDT} 調整値は以下のとおり。

$$\begin{aligned} RT_{NDT} \text{ 調整値} &= RT_{NDT} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} \\ &= RT_{NDT} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_R \\ &= (-32) + 34 + 22 = 24 \text{ °C} \end{aligned}$$

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（最大値 24 °C）が抽出された。

ここで、炉心領域 3 及び 4 は中性子照射量最大値となる評価点として評価していることから、「a. 監視試験結果による関連温度算出」で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、表 22 に示すとおり関連温度の予測値として適用する。

表 22 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)	$T-RT_{NDT}$ *2 (°C)	胴の最低 使用温度 (°C)
母材	監視試験片	—	-25	36	11	26	37
	原子炉圧力 容器胴	4-2 7C234-1-2	-32	56	24	26	50
溶接 金属	監視試験片	—	-25	31	6	26	32
	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	監視試験片	—	-25	36	11	26	37
	原子炉圧力 容器胴	4-2 7C234-1-2	-32	56	24	26	50

*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： $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T-RT_{NDT})]$ より、

$$T-RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

耐圧試験時 (MPa) の $K_I =$ MPa \sqrt{m} を代入 = °C

c. 構造不連続部の評価（関連温度算出）

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、構造不連続部として評価を実施する。

当該コーナー部の運転開始後 60 年時点での中性子照射量は、前述のとおり 0.87×10^{21} n/m² 程度であり、 1.0×10^{21} n/m² 未満の範囲となるため、炉心領域胴に比して脆化の程度が小さい。

- ・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。「設計・建設規格」解説図 PVB-3513-3 においても、面積補強がある場合には、面積補強範囲外の外表面位置での周方向応力は胴部と同等な応力まで減衰しており、内表面に対しても同様な傾向を示すものと考えられる。
- ・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て影響を確認する。

評価にあたり、非延性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件である耐圧試験圧力（ MPa）で実施する。

中性子照射の影響を考慮するにあたって、仮想き裂深さ 1/16t は検出可能であることから、JEAC4206 附属書 F-4000 に基づき仮想き裂深さとして 1/16t を考慮し、JEAC4201 附属書 B-2100 の手法に従って ΔRT_{NDT} 予測値及び関連温度を算出する。

<低圧注水ノズルコーナー部評価条件（運転開始後 60 年時点）>

- ・EFPY：38.94
- ・化学成分：A ノズル Cu··%, Ni··%
B, C ノズル Cu··%, Ni··%
- ・関連温度初期値：-28 °C
- ・板厚 t：t= mm
- ・1/16t 位置での深さ a：a=t/16= mm
- ・1/16t 位置での中性子束： 6.45×10^7 (n/cm²/s)

低圧注水ノズルの RT_{NDT} 初期値及び公称照射温度を表 23 に、運転開始後 60 年時点における板厚 t の 1/16 深さ位置での中性子照射量及び中性子束を表 24 に、 ΔRT_{NDT} 予測値及び関連温度を表 25 にそれぞれ示す。

表 23 低圧注水ノズルコーナー部の RT_{NDT} 初期値及び公称照射温度（母材）

部位		チャージ No.	RT_{NDT} 初期値 (°C)	公称照射温度(°C)
低圧注水ノズル (N17)	A	10596-1-3	-28	276
	B, C	11035-1-3	-28	

表 24 低圧注水ノズルコーナー部の板厚 t の 1/16 深さ位置での中性子照射量及び中性子束（運転開始後 60 年時点）

部位		チャージ No.	中性子照射量 (n/cm^2) [$E > 1MeV$]	中性子束 ($n/cm^2/s$) [$E > 1MeV$]
低圧注水ノズル (N17)	A	10596-1-3	0.79×10^{17}	6.45×10^7
	B, C	11035-1-3	0.79×10^{17}	6.45×10^7

表 25 低圧注水ノズルコーナー部の板厚 t の 1/16 深さ位置での ΔRT_{NDT} 予測値及び関連温度（運転開始後 60 年時点）

部位		チャージ No.	ΔRT_{NDT} 予測値 (°C)	関連温度 (°C)
低圧注水ノズル (N17)	A	10596-1-3	52	24
	B, C	11035-1-3	55	27

d. 関連温度算出結果のまとめ

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（最大値 27°C）が抽出された。

そのため、炉心領域のチャージ No. 毎の構成材料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、保守的な評価として低圧注水ノズルの値を関連温度の予測値として適用することとした。構造不連続部の影響を考慮した関連温度の予測値を表 26 に示す。

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コーナー部の予測値（53 °C）を適用して管理する。

表 26 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} ^{*3} (°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
	低圧注水 ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55 ^{*2}	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 ^{*1}	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56 ^{*1}	24	26	50
	低圧注水 ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55 ^{*2}	27	26	53

*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

*3： $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T-RT_{NDT})]$ より、

$$T-RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

低圧注水ノズルについては、

耐圧試験時 (MPa) の $K_I =$ MPa \sqrt{m} を代入 = °C

一方、原子炉圧力容器胴については、

耐圧試験時 (MPa) の $K_I =$ MPa \sqrt{m} を代入 = °C

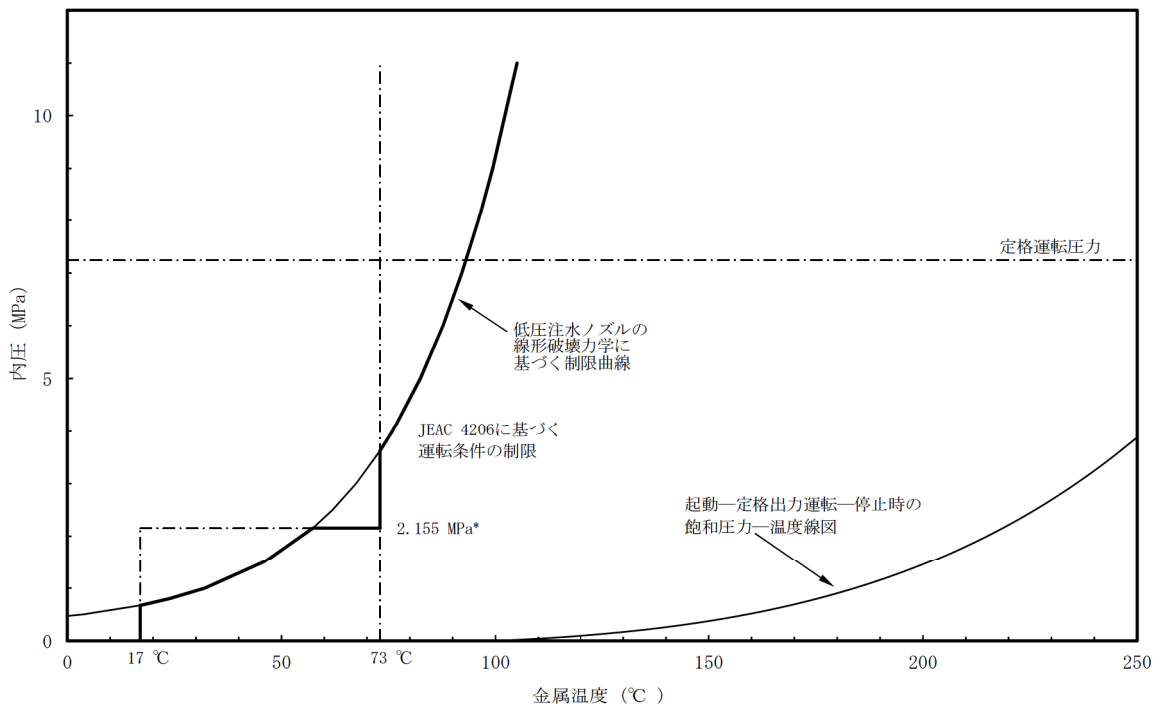
e. 運転上の制限に関する評価

d. で述べたとおり，原子炉圧力容器のうち低圧注水ノズルを代表として，中性子照射脆化（運転開始後 60 年時点）の圧力・温度制限曲線を求め健全性を評価した。評価は JEAC4206 に基づくものとし，仮想欠陥深さを原子炉圧力容器の板厚の 1/16 倍とし，軸方向を想定した。

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）を図 8 に示す。17 °C 及び 73 °C の圧力・温度制限曲線は，JEAC4206 に基づく運転条件の制限（臨界炉心）であり，軸方向欠陥を想定した線形破壊力学に基づく運転条件の制限である。脆性破壊防止の観点から，原子炉圧力容器の運転上の制限範囲は，これら曲線（圧力・温度制限曲線）より高温側の条件で運転温度の管理が要求される。

以上より，原子炉圧力容器の運転は図 8 に示した飽和圧力-温度線図に従うことから，中性子照射脆化に対する運転制限に対しても，制限範囲として遵守可能な温度であるとともに，十分な安全性が確保されている。

原子炉圧力容器の圧力・温度制限曲線は，JEAC4206 FB-4100 に従い作成しており，その算出根拠を別紙 3 に示す。



* : 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)

図 8 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）

東海第二で現在運用している耐圧・漏えい検査における原子炉冷却材温度の制限範囲*より、温度を□℃以上としている。耐圧・漏えい検査における原子炉冷却材温度の制限範囲を別紙4に示す。

*：東海第二で現在運用している耐圧・漏えい検査実施実績は、第24回定期検査時（2009年度）であるため、当該定期検査時の耐圧・漏えい試験温度を決定するために評価した制限範囲を示している。

なお、今後は、監視試験結果、炉心領域の各構成材料の評価結果、低圧注水ノズルの評価結果及びJEAC4201〔2013年追補版〕を考慮した制限範囲を設定する。

(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）を用いた各監視試験時の上部棚吸収エネルギー算出結果を表27に整理するとともに、運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値についての評価結果を表28に示す。

また、上部棚吸収エネルギーの算出過程を別紙5に示す。JEAC4206で要求されている68 Jを上回っており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

表27 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%として原子炉压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（RT_{NDT}推定値）の中での最高値を適用