



平成24年8月29日

原子力安全・保安院

「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」の報告書を取りまとめました

原子力安全・保安院は、高経年化技術評価に関する意見聴取会を開催し、専門家の意見を聴きつつ、原子炉圧力容器の中性子照射脆化について検討を行ってきました。本日、別添のとおり、評価結果を取りまとめましたので、お知らせいたします。

1. 経緯

九州電力（株）玄海原子力発電所1号機において、学協会規格に従って取り出された第4回目監視試験片の関連温度実測値が98℃となり、同規格に基づく関連温度の予測値を約14℃ほど超える結果となったことから、関連する技術的知見を収集・評価・検証し、予測値を超える上昇が生じた要因や玄海原子力発電所1号機の原子炉圧力容器の健全性等を確認検討するとともに、現行規制の見直しの必要性があるか否かについても検討を行うこととしました。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化を議題とした高経年化技術評価に関する意見聴取会を14回開催し、専門家の意見を聴取しつつ検討を行い、別添のとおり、報告書を取りまとめました。

2. 報告書の概要

①予測値を超える上昇が生じた要因について

- ・監視試験片及び原子炉圧力容器の材質の不均一性に伴う異常な脆化は認められなかった。
- ・現行の予測式の作成に使用した監視試験片データは、中性子照射量が低いデータが圧倒的に多く、高照射量領域の重み付けが低かったため、現在使われている予測式において高照射量領域の予測精度の信頼性に課題があることが解った。

②玄海原子力発電所1号機の原子炉圧力容器の健全性について

- ・現行の原子炉圧力容器の健全性評価（低温時における一次冷却材の温度圧力制限、高温時における鋼材の粘り強さ、事故時における鋼材の粘り強さ）について検討を行った結果、運転管理・保守管理が今後適切に実施されていくことを前提に、少なくとも第4回監視試験片の中性子積算照射量に相当するまでの間（玄海1号機を58年間運転した場合の照射量に相当）における運転に対しては、中性子脆化の観点から問題ないことを確認した。

③規制の見直しについて

- ・中性子照射脆化に関する現行の評価方法は一定の保守性を有していることから、直ちに規制で用いる評価方法の見直しを行う必要は無いことを確認した。しかしながら、学協会において、予測制度の向上のため予測式の見直しを行うことや、加圧熱衝撃評価に関し、国際的な整合性にも留意しつつ、適宜最新知見を反映することが望ましい。
- ・国は原子炉設置者から監視試験片の試験結果を遅滞なく把握する仕組みが必要である。

3. 今後の対応

国は、関連温度の予測法及び加圧熱衝撃評価について、最新知見に基づき引き続き日本電気協会において、信頼性改善の検討、見直しが行われるよう促すとともに、改訂された規格については、速やかに技術評価を行います。

なお、これまでに監視試験片の試験結果について逐次把握してこなかったため、今後は監視試験片の試験結果を遅滞なく把握する仕組みを構築することが課題となっています。

別添：原子炉圧力容器の中性子照射脆化について

(本発表資料のお問い合わせ先)

原子力安全・保安院原子力発電検査課長 大村

担当者：森下、青山

電 話：03-3501-1511 (内線 4871~5)

03-3501-9547 (直通)

原子炉圧力容器の中性子照射脆化について

平成24年8月
原子力安全・保安院

—目次—

| | |
|-------------------------------|----|
| I. 検討の背景 | 2 |
| II. 玄海 1 号機の関連温度の上昇について | |
| 1. 事象の概要 | |
| (1) 中性子照射脆化とは | 3 |
| (2) 玄海 1 号機の監視試験片の試験結果 | 3 |
| 2. 検討の概要 | |
| (1) 予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因 | 6 |
| (2) 玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性 | 6 |
| 3. 検討結果 | |
| (1) 予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因 | 6 |
| (2) 玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性 | 13 |
| III. 規制の見直しの方向性について | |
| 1. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する現行規制の概要 | 21 |
| 2. 現行規制の見直しの必要性及び方向性について | 22 |
| IV. まとめ | 26 |

[参考資料]

- ・ 高経年化技術評価に関する意見聴取会委員
- ・ 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る意見聴取会開催実績
- ・ 解説

I. 検討の背景

九州電力（株）玄海原子力発電所 1 号機（以下、「玄海 1 号機」という。）（1975 年 10 月 15 日運転開始）において、学協会規格（日本電気協会技術規格 JEAC4201）に従って取り出された第 4 回目監視試験片の関連温度が、同規格の 2007 年版に基づく関連温度の予測値を超える結果となった。

また、他プラントにおける近年の試験結果においても、一部の高経年化プラントにおいて同規格に基づく予測値から乖離する傾向が見受けられる。

このため、関連する技術的知見を収集・評価・検証し、予測値を超える上昇が生じた要因や玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性を検討するとともに、現行規制を直ちに直す必要があるか否か検討を行うこととした。

本報告は、当院が原子力安全規制当局としての責任において取りまとめたものであり、その過程において意見聴取会を開催し専門家の意見を参考とした。

○関連温度

体心立方格子構造を持つ金属は、温度によって性質が変わり、高温では延性に富み柔らかく粘り強いが、低温では硬く脆くなる。この機械的性質が変わる温度を工学的に評価した温度を関連温度という。

また、原子炉圧力容器鋼では中性子照射を被ることにより、脆化が進行し、これに伴って関連温度が上昇する傾向を示す。

Ⅱ. 玄海 1 号機の関連温度の上昇について

1. 事象の概要

(1) 中性子照射脆化とは

一般的に材料は中性子の照射を受けると微細な組織変化が生じ、粘り強さを失い脆くなり、延性や破壊靱性が低下する。このような現象を中性子照射脆化という。

原子炉压力容器においては特にその胴部（炉心領域部）では照射量も相対的に高く、照射脆化の度合いを JEAC4201 に規定する関連温度の上昇や上部棚吸収エネルギーの低下として評価することとしている。（図 1 参照）。

原子炉設置者は、原子炉压力容器の胴部の中性子照射脆化の度合いを把握するため、原子炉压力容器より高い中性子積算照射量となる位置に、原子炉压力容器と同等の製造履歴をもつ監視試験片を運転開始当初から装荷している。そして JEAC4201 の規定に基づき監視試験片を計画的に取り出して機械試験を実施している。

○上部棚吸収エネルギー

監視試験片をシャルピー衝撃試験で割った時の試験片の破面が全て延性破面となる試験温度での吸収エネルギーであり、高温での鋼材の粘り強さの評価に用いている。

上部棚吸収エネルギーは、原子炉压力容器が中性子の照射を受け積算照射量に応じて脆化が進むと低下する。

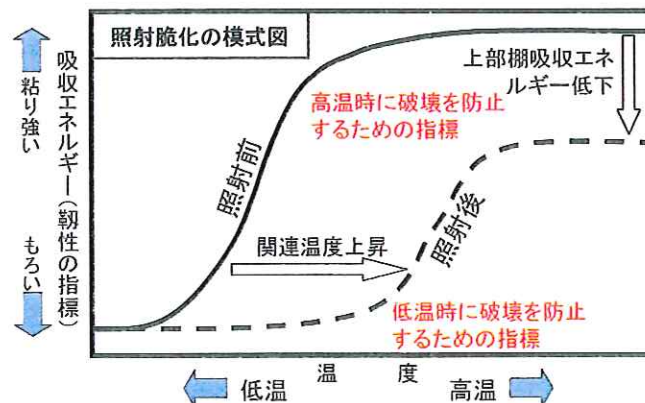


図 1 中性子の照射脆化について

(2) 玄海 1 号機の監視試験片の試験結果

玄海 1 号機では、平成 21 年 4 月に取り出した第 4 回目監視試験片に対し、JEAC4201 に基づいた機械試験を実施し、関連温度 98℃を得た。この値は、JEAC4201-2007 に規定されている関連温度の計算値にこれまでの監視試験の実測補正及びマージンを加えた値を約 14℃超過した結果となっている。（表 1、図 2 参照）。

この値は、運転開始後 85 年相当時期における照射脆化の度合いを予測したものとなっており（次段に詳述）、同規格によれば実測されたデータが予測値を上回った場合には、その値を包含するようにマージンを取ることとされている。

監視試験は加速試験の一種であり、関連温度 98°C が得られた監視試験片の中性子積算照射量は約 $6.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ である。この照射量は、原子炉圧力容器の内面から 1/4 t（t は原子炉圧力容器の板厚）の位置に換算すると、平成 72 年頃（運転開始後約 85 年）の照射量に相当し、原子炉圧力容器の内表面の位置に換算すると、平成 45 年頃（運転開始後約 58 年）の照射量に相当する値である。この監視試験片の脆化の度合いを評価することにより、原子炉圧力容器の将来の脆化の度合いをあらかじめ把握しているものである。

また、平成 23 年 10 月末時点の玄海 1 号機の原子炉圧力容器の中性子積算照射量は原子炉圧力容器の内面から 1/4 t の位置で約 $2.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ であり、第 2 回目及び第 3 回目の監視試験片の照射量の間に相当する。また、原子炉圧力容器の内表面の位置では約 $4.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ であり、第 3 回目の監視試験片の照射量を少し超えた値である（図 3 参照）。

なお、原子炉圧力容器の内面から 1/4 t の位置の照射量は、中性子照射脆化の各種評価（関連温度、上部棚吸収エネルギー）に用いられるものであり、原子炉圧力容器の内表面の照射量は、加圧熱衝撃を評価する際、原子炉設置者が保守的な評価を行うために用いられているものである。

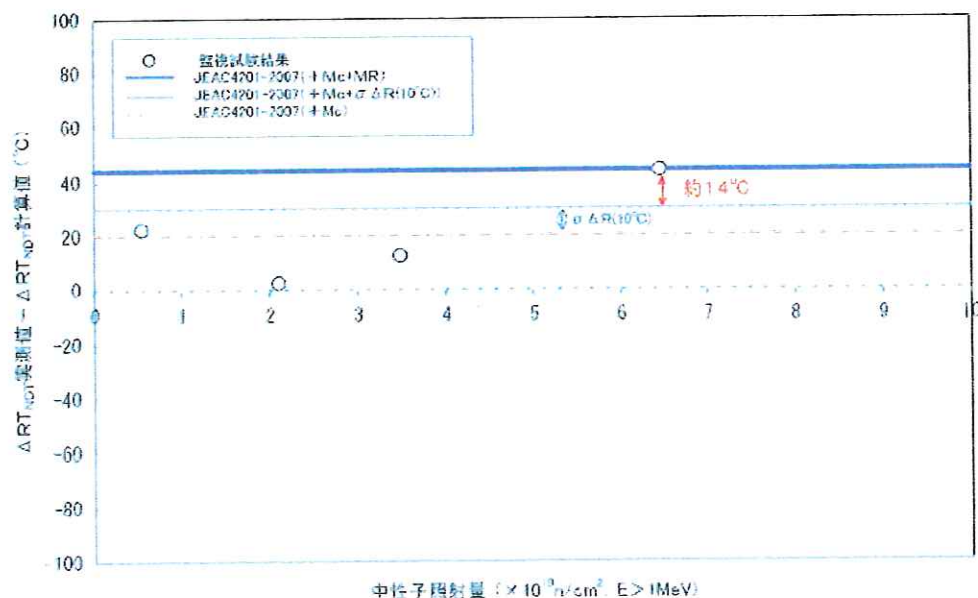


図 2 玄海 1 号機 監視試験片の $R T_{NDT}$ の予測値と実測値の差（母材）

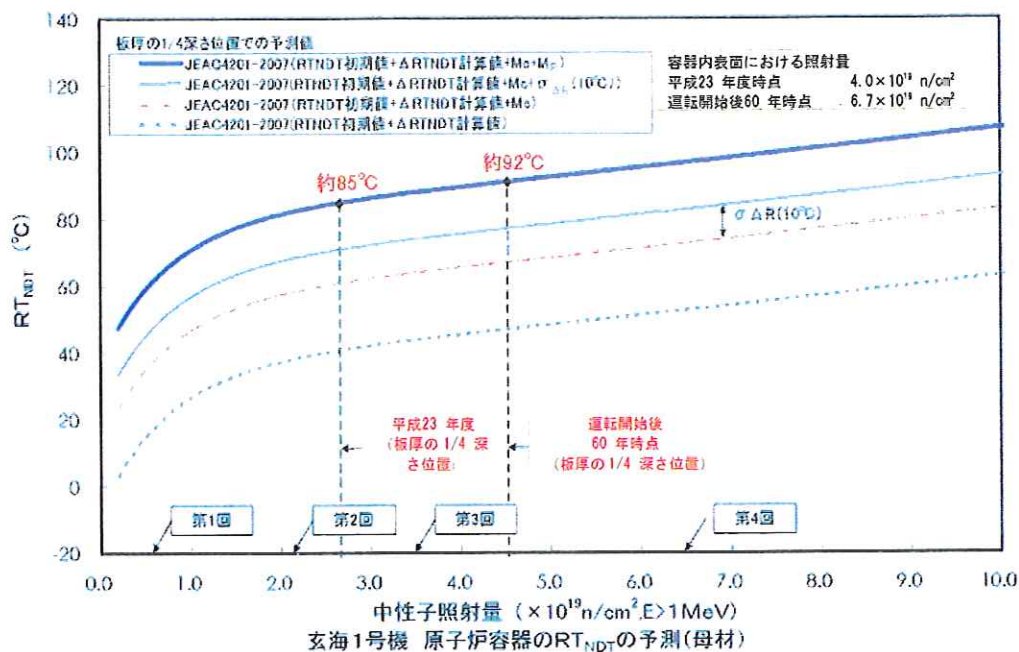


図3 玄海1号機 原子炉容器のRT_{NDT}予測値（母材）

表1 玄海1号機 監視試験片測定結果

| 取出回数 | 取出時期 | 中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV] | 監視試験片の中性 子照射量から換算 した原子炉容器の 相当運転年数※1 | 監視試験片（母材） のRT _{NDT} (°C) [実測] |
|------|---------------------|---|--|--|
| 第1回 | 第1回定検 (昭和51年11月) | 0.5 | 約5 EFPY (昭和57年頃) | 35 |
| 第2回 | 第4回定検 (昭和55年4月) | 2.1 | 約20 EFPY (平成15年頃) | 37 |
| 第3回 | 第14回定検 (平成5年2月) | 3.5 | 約33 EFPY (平成31年頃※2) | 56 |
| 第4回 | 第26回定検 (平成21年4月) | 6.5 | 約66 EFPY (平成72年頃※2) | 98 |

※1 EFPYは定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数。容器内面から板厚1/4の位置で算出。

※2 平成23年度から稼働率0.8として算出(0.8EFPY=1年)

※3 RT_{NDT}初期値は、-16°C。

2. 検討の概要

脆くなった材料に傷（き裂）があって、そこに大きな力がかかると、ひび割れするようにき裂が進展して破壊する。言い換えると、材料の破壊靱性が低下してき裂を引き裂く破壊力より小さくなると、き裂から破壊が発生することがある。原子炉圧力容器の中性子照射脆化による、このような破壊を防止するために、健全性評価手法を定めて、保守的（小さめ）に評価した破壊靱性が保守的（大きめ）に評価した破壊力より大きくなるよう、運転、保守

管理することとしている。

玄海 1 号機の監視試験片の結果において、関連温度の上昇（破壊靱性の低下）が、予測よりも大きかったことは、現行予測の精度に改善すべき課題が存在する可能性があることを意味している。このため、第Ⅱ章において、予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因及び玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性を検討するとともに、第Ⅲ章において、健全性評価法全体としての評価の保守性を確保するために、規制の見直しの方向性を検討した。

（１）予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因

予測値を超える監視試験片の関連温度の上昇の要因として、原子炉圧力容器の材料の不均一性や従来知見にない脆化メカニズムで脆化していること、または予測手法に不十分さが含まれていることが考え得る。このため、材料については化学成分やその他の物性値や最新知見に基づいて実施された原子レベルの分析結果等について検証を行った。また、予測法については、予測の前提となっている照射脆化メカニズムに変更を生じるものか否か、予測計算に用いる各種フィッティング係数の問題か否かについて検討した。

（２）玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性

玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性の確認については、現行の評価法を用い、第 4 回監視試験片の試験結果を踏まえ、上部棚吸収エネルギー、加圧熱衝撃の評価結果を確認した。加圧熱衝撃の評価に当たっては、応力拡大係数の評価及び破壊靱性値の評価の妥当性について併せて確認した。また、第 4 回監視試験片の結果から得られた関連温度を基に、原子炉の耐圧・漏えい試験、起動停止の際に温度・圧力が適切に管理されていたかどうかを確認した。

3. 検討結果

（１）予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因

①材料の化学成分について

玄海 1 号機の原子炉圧力容器材料は 1971 年に製造されているが、当時の製鋼技術では銅やニッケル等の化学成分にばらつきが生じているのではないかという観点から、製造元の資料*を基に確認したところ、原子炉用鋼板の化学成分のばらつきは小さく、均質な鋼材を製造できていたことを確認した。

また、鋼材製作時の溶鋼分析、製品分析、第 3 回及び第 4 回監視試験片の化学成分の分析結果から、銅やニッケル等化学成分はほぼ同一の値が得られており、原子炉圧力容器と監視試験片の材料は同等なものであることを確認した（表 2 参照）。

* 日本製鋼所技報「原子炉用鋼板のすう勢と当社の現状」（1973 年）

表 2 化学成分分析結果

| | (mass%) | | | | | | |
|-----------------|---------|------|------|------|------|-------|-------|
| | Cu | Ni | Mn | Mo | Si | P | S |
| 日本製鋼所 溶鋼分析※1 | 0.12 | 0.56 | 1.41 | 0.50 | 0.23 | 0.010 | 0.015 |
| 日本製鋼所 製品分析※1 | 0.12 | 0.57 | 1.43 | 0.51 | 0.25 | 0.012 | 0.012 |
| 三菱重工業 製品分析※2 | 0.12 | 0.56 | 1.48 | 0.47 | 0.25 | 0.010 | 0.014 |
| 第3回 監視試験片※3 | 0.12 | 0.55 | 1.48 | 0.49 | 0.22 | 0.010 | 0.014 |
| 第4回 監視試験片※3 | 0.12 | 0.54 | 1.45 | 0.48 | 0.23 | 0.011 | 0.014 |

※1 鋼材製作時

※2 監視試験片採取時

※3 今回の調査にて実施（平成 23 年度）

②監視試験片の微細組織観察について

予測式のモデル化における照射脆化の微視的メカニズムと対比するため、アトムプローブ測定や透過型電子顕微鏡観察を用い、第3回監視試験片及び第4回監視試験片の微細組織の変化を観察した。

関連温度の上昇量に大きな影響を与えるとされる溶質原子クラスターの形成状況（体積率の増加）については、関連温度の移行量と溶質原子クラスターの体積率の平方根には相関関係があるという予測式のモデルの考え方を活用し検証したところ、玄海1号機の値は標準偏差の 2σ 上にあり、概ね予測式のモデルと整合していると言える。このことは、玄海1号機の原子炉圧力容器鋼材が予測式で想定した脆化傾向を示しており、異常な脆化とまでは言えないことを示している（図4、5参照）。なお、 2σ では整合しているとも、していないとも言えないという意見もあった。

表 3 溶質原子クラスター形成の測定結果

| 第3回 | 第4回 |
|--|--|
| 平均直径：3.0nm 数密度： $2.3 \times 10^{23} \text{m}^{-3}$ 体積率： 3.8×10^{-3} | 平均直径：3.3nm 数密度： $2.5 \times 10^{23} \text{m}^{-3}$ 体積率： 5.3×10^{-3} |

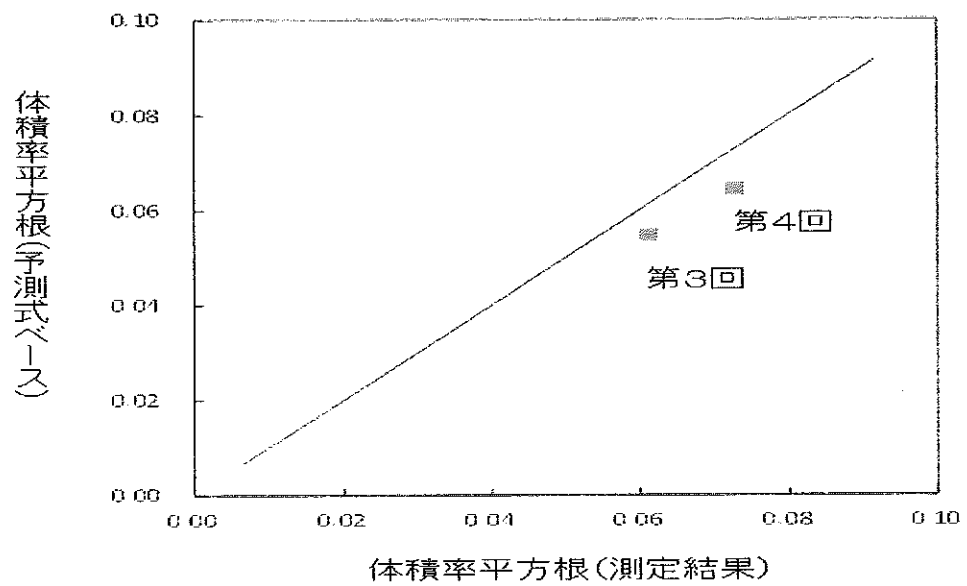


図4 溶質原子クラスターの相関関係

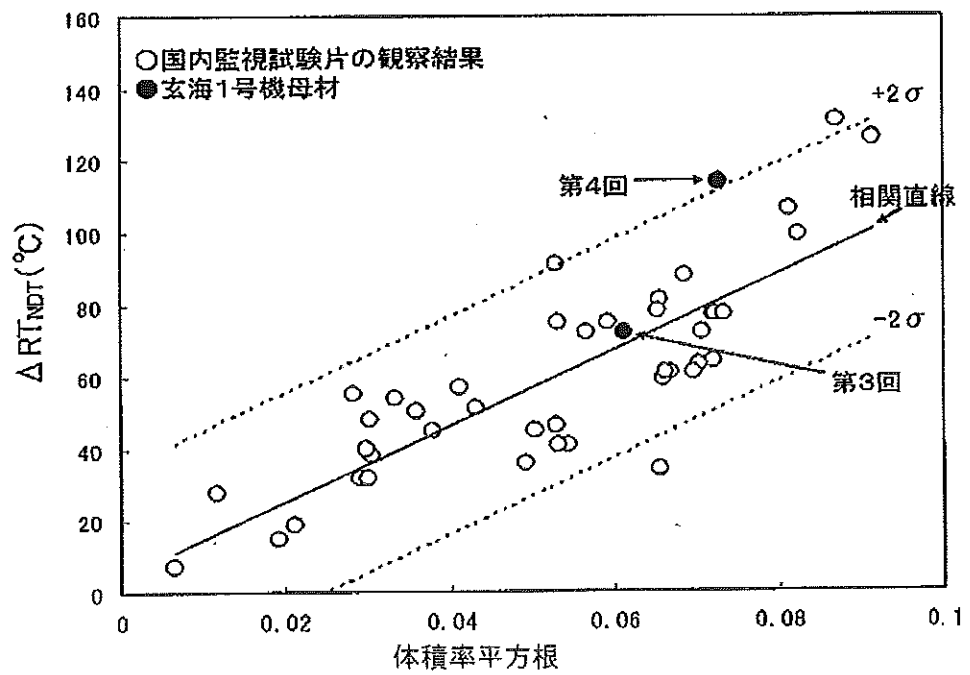


図5 最新国内データを反映した溶質原子クラスターの体積率平方根と $\Delta R T_{NDT}$ の相関図

また、脆化要因の一つと考えられているマトリックス損傷を把握する手段のひとつとして転位ループの形成状況（密度と大きさの増加）を透過型電子顕微鏡にて測定した。九州電力が提示した資料において、転位ループと判断されているものについては、表面の汚れの排除や観察手法の多様化による判定手法の精緻化について議論があったが、玄海1号機の転位ループの形成状況と、照射脆化との関連性や、予測式のモデルとの整合性については概ね確認できたと考えられる（図6参照）。

○アトムプローブ

金属材料の構成元素の分布状況を三次元的に測定する装置。

○溶質原子クラスター

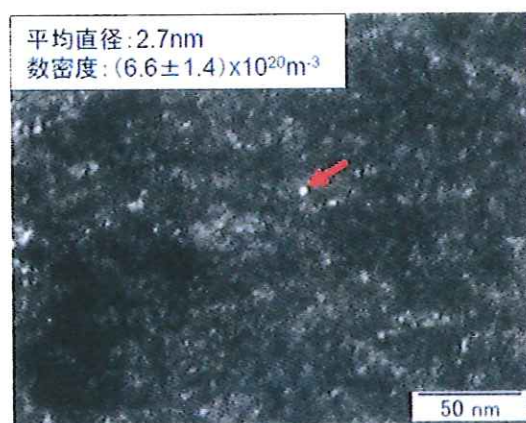
中性子照射で析出されるニッケルや銅などの微小な集合体。

○マトリックス損傷

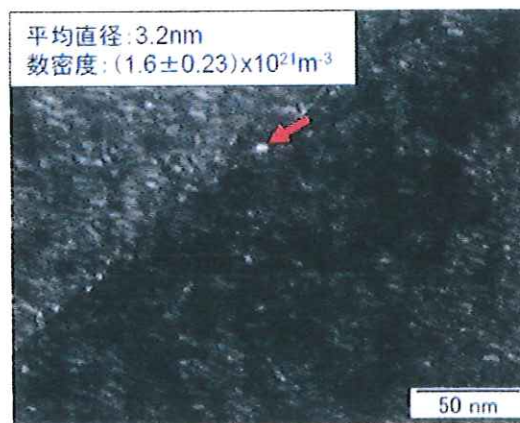
中性子照射によって鋼材中に形成される格子間原子などの点欠陥の微小な集合体等。

○転位ループ

原子配列が微小領域で平面状に乱れている部分。



第3回監視試験片(転位ループ)









第4回監視試験片(転位ループ)

図6 マトリックス損傷形成の確認結果

③シャルピー衝撃試験後の監視試験片破面観察について

監視試験片の破壊様式を確認するため、照射前試験から第4回目の監視試験までに用いたシャルピー衝撃試験片の破面観察結果を確認した。その結果、いずれの破面においても、遷移温度領域を境に低温側は脆性破面を、高温側では延性破面を示している傾向を確認した（図7参照）。また、一部の試験片について詳細に観察した結果、粒界破面は観察されていないことから、粒界上への不純物偏析等の影響は無視できる程度であったと判断される（図8参照）。

第4回監視試験

| シャルピー 衝撃試験温度 [℃] | | 破面写真 | |
|------------------------|------|--|---|
| 60 | |  |  脆性破面 の傾向 |
| 80 | |  | |
| 100 | 1993 |  | |
| 120 | |  | |
| 140 | |  | |
| | | | 延性破面 の傾向 |

(注) 1. 内の数値は延性破面率が50%となる温度

図7 シャルピー衝撃試験後の監視試験片破面観察結果

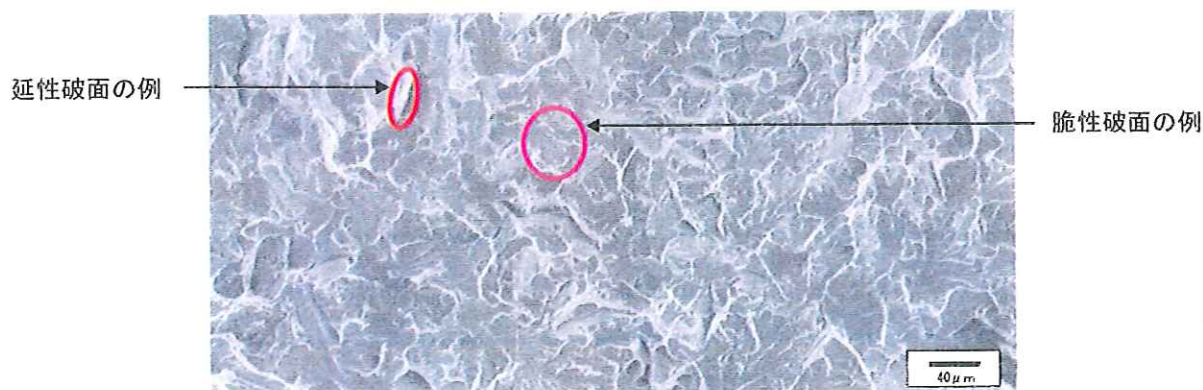


図8 玄海1号機第4回シャルピー衝撃試験片の破面SEM観察結果

④監視試験片の硬さ及び引張強さと関連温度移行量の関係について

関連温度の変化量と硬さの変化量は相関することが一般的に知られているため、照射前試験の試験片、第3回目の監視試験片及び第4回目の監視試験片の硬さと、関連温度移行量($\Delta R T_{NDT}$)の相関を評価した。その結果、Odette/Mancusoの相関式との対比から概ね相関関係があると見なすことが可能であるとの専門家の意見と、相関性の有無は判断できないという専門家の意見、双方の見解があった(図9参照)。

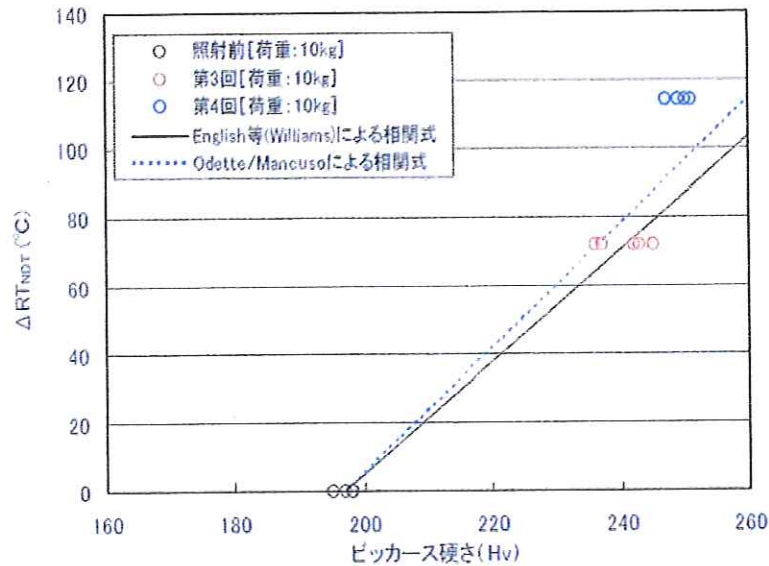


図9 玄海1号機 ビッカース硬さと ΔRT_{NDT} の相関

しかしながら、各監視試験片の引張強さと関連温度移行量（ ΔRT_{NDT} ）については概ね相関関係があることを確認した（図10参照）。

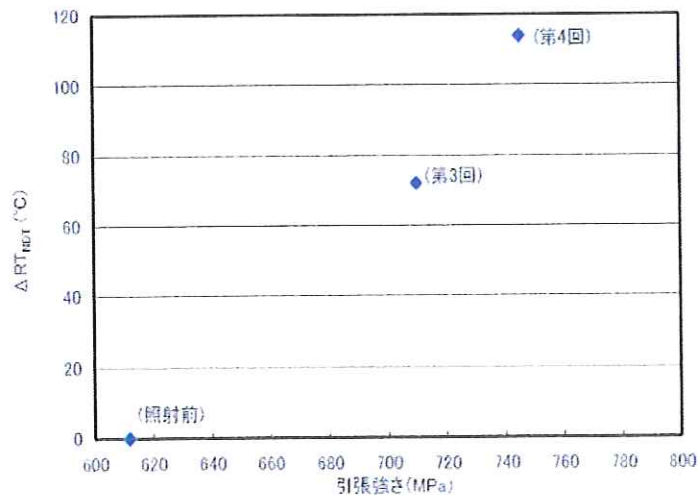


図10 玄海1号機 引張強さと ΔRT_{NDT} の相関

上記①～④を総合的に考慮すると、玄海1号機の原子炉压力容器鋼材に異常な脆化が生じているとまでは言えない。

⑤関連温度予測式の精度について

現行の関連温度の予測式は、照射脆化の微視的メカニズムを考慮して策定され、中性子照射量、化学成分のほかに、中性子束、照射温度の影響を考慮したものであり、平成18年12月末までの国内監視試験片から得られた

データ群によりフィッティング係数が最適化されている。

予測式について、本意見聴取会において、最新国内監視試験片データ（溶質原子クラスターの体積率の平方根）とJEAC4201-2007により評価された関連温度の移行量との関係を確認した結果、一定の誤差の範囲内で脆化傾向を評価できていることを確認した（図5参照）。

このため、予測式の前提となっている脆化メカニズムについては、直ちに見直す必要はないものと考えられる。

しかしながら、平成18年当時の国内の監視試験片データは、中性子照射量が低いデータが圧倒的に多く、高い積算照射量領域のデータが少ないため、今後、蓄積されていく監視試験データ等を活用し、予測式の精度を向上させること等により、より一層の信頼性向上が望まれる。電気事業連合会／電力中央研究所からは、現在までに得られている監視試験データ（図11参照）や試験炉での高い中性子積算照射量のデータに基づき、予測モデルへの高照射領域のデータの比重を高め、フィッティング係数を最適化することにより、高い積算照射量領域での監視試験片の試験結果と予測値の乖離を小さくできる旨の紹介が行われた。

こうした議論を踏まえると、現行の予測式は、今後とも引き続き高い積算照射量領域の予測精度の改善を進めるべきであると考えられる。

なお、脆化予測法のモデル式は、脆化に影響するクラスターが形成されるまでの複雑なプロセスを基礎課程に立脚した比較的簡単な数式として近似した形で示されている。

本件に係る議論の過程において、フィッティング係数が監視試験片データの重みづけによって変化するということに対して、フレキシビリティが高いモデルとする意見と、モデルの脆弱性を示すとする意見があった。また、モデル式自体に対しても基礎過程の理解を踏まえて式を立てる必要があるとの共通認識は得られたものの、拡散係数の項は1乗に比例するはずであるという意見と、複雑な物理現象の基礎過程を記述するものではなく、脆化に効くクラスターが形成されるまでの複雑なプロセスを簡単な項により近似するために考えられたものであるという意見があった。これらの点については議論を重ねたが結論には至らなかった。これらが学術的な領域であるということもあり、学協会での検討に委ねることにした。

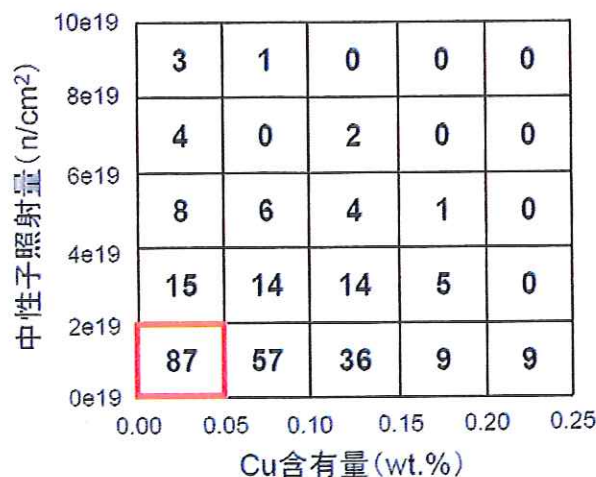


図 1 1 母材・溶接金属の監視試験データ個数

⑥予測値を超える上昇が生じた要因について

前記①から⑤を総合的に勘案すると、以下のとおりである。

- 材料の不均一性を示すデータは確認されていないため、これに起因する異常な脆化が生じているとは確認されなかった。
- 従来知見にない脆化メカニズムに起因する異常な脆化の可能性を完全に否定することは出来ないが、アトムプローブ、電子顕微鏡、機械試験、破面観察等の測定データ結果からは明確な証拠は確認されていない。
- JEAC4201-2007の予測式については、比較的照射量領域のデータに基づき策定されていることから、現段階では高い積算照射量領域の予測精度の信頼性には課題があると推測できる。

(2) 玄海 1 号機の原子炉圧力容器の健全性

①第 4 回目の監視試験結果^(注)を考慮して、玄海 1 号機の健全性を現行の評価法に基づき評価した結果は、以下のとおり。

(注) 監視試験片の照射量は

- ・ 原子炉圧力容器の内表面照射量で運転開始後約 58 年相当(現時点から約 22 年後の値)。
- ・ 原子炉圧力容器の内面から 1/4 t 位置の照射量で運転開始後約 85 年相当(現時点から約 49 年後の値)。

a. 関連温度

玄海 1 号機の原子炉の運転管理(起動時、停止時及び耐圧漏えい試験時)は、これまでは第 3 回目の監視試験結果から求められた関連温度を基に管理されている。更に、第 4 回目の監視試験結果に基づいて内挿して関連温度を求めた場合でも、設定された温度圧力制限の範囲内で十分な余裕を持った運転管理が行われていることを確認した(図 1 2, 1 3, 1 4 参照)。

なお、現行規格(JEAC4206)では、温度圧力制限の設定に際して、安全裕度として耐圧試験時に対して 1.5 倍、原子炉起動・停止時に対して 2 倍の安

全係数を乗じるよう規定されている。

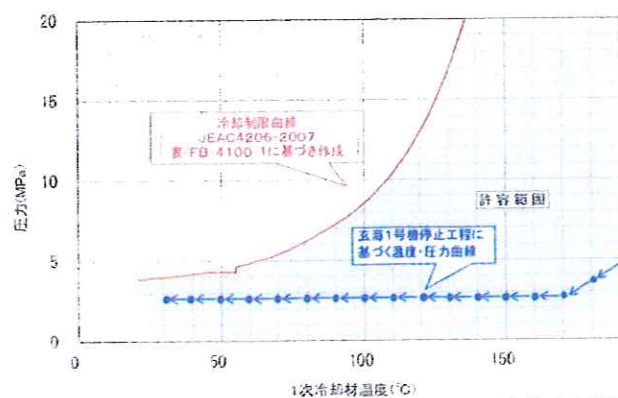


図 1.2 プラント停止時の温度と圧力の管理（玄海 1 号機第 28 回定検の例）

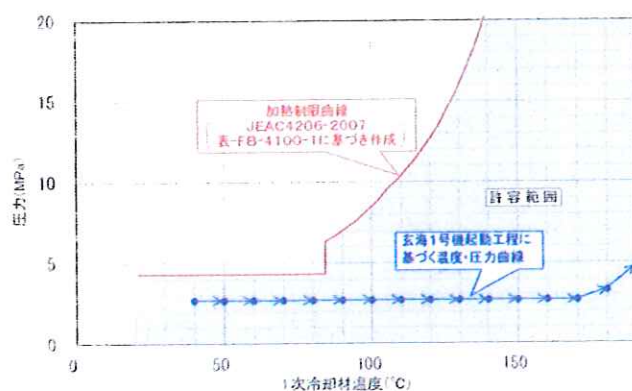


図 1.3 プラント起動時の温度と圧力の管理（玄海 1 号機第 27 回定検の例）

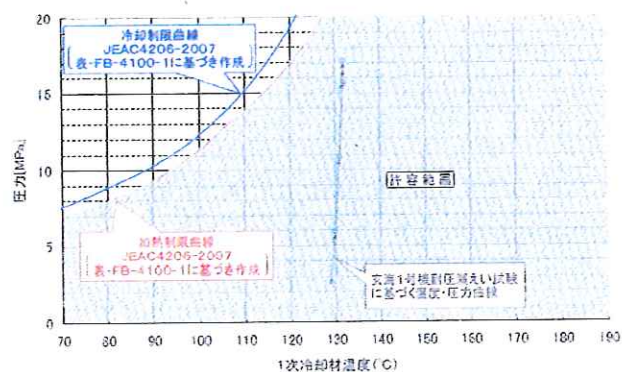


図 1.4 耐圧漏えい試験時の温度と圧力の管理（玄海 1 号機第 27 回定検の例）

b. 上部棚吸収エネルギー (USE)

上部棚吸収エネルギーは、第4回監視試験片の中性子積算照射量での測定値（予測法の精度に拠らない実測値）が81Jであり、スクリーニング基準値である68Jを上回っていることを確認した。これは、平成72年頃（運転開始後約85年）の原子炉压力容器の照射量におけるUSEに相当する。

また、JEAC4201-2007の上部棚吸収エネルギーの予測式により60年の供用を考慮して予測した値も72Jと評価され、68Jを上回っていることを確認した（表4参照）。

表4 上部棚吸収エネルギー (USE) の評価結果

| | 原子炉容器鋼材 | 母材 | 試験片照射量から換算した相当運転年数 | 備考 |
|---------|----------------|------|----------------------------------|---------------------|
| | 鋼含有量(%) | 0.12 | - | - |
| | USE測定値(初期値)(J) | 103 | - | - |
| 第1回取出 | USE低下量(J) | 25 | 約5EFPY (S57年頃) | 第1回定検 (昭和51年11月) |
| | USE測定値(J) | 78 | | |
| 第2回取出 | USE低下量(J) | 24 | 約20EFPY (H15年頃) | 第4回定検 (昭和55年4月) |
| | USE測定値(J) | 79 | | |
| 第3回取出 | USE低下量(J) | 29 | 約33EFPY (H31年頃) ^{※1} | 第14回定検 (平成5年2月) |
| | USE測定値(J) | 74 | | |
| 第4回取出 | USE低下量(J) | 22 | 約66EFPY (H72年頃) ^{※1} | 第26回定検 (平成21年4月) |
| | USE測定値(J) | 81 | | |
| 60年運転相当 | USE低下量(J) | 31 | - | 予測評価 |
| | USE予測値(J) | 72 | | |

※1 : 平成23年度から稼働率0.8として算出(0.8EFPY=1年)

c. 加圧熱衝撃

加圧熱衝撃とは、加圧水型原子炉(PWR)で加圧された運転状態における事故の際に、非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉压力容器が急激に冷却され、原子炉压力容器内外間の温度差により高い引張り応力が容器内面に発生する事象をいう。

中性子照射を受け関連温度が上昇した原子炉压力容器において、内面にき裂があると加圧熱衝撃を受けた場合にき裂が進展し原子炉压力容器が損傷する恐れがあることから、加圧熱衝撃の評価では、き裂を進展させようとする力（応力拡大係数）が、原子炉压力容器の耐え得る力（破壊靱性値）を上回らないことを確認している。

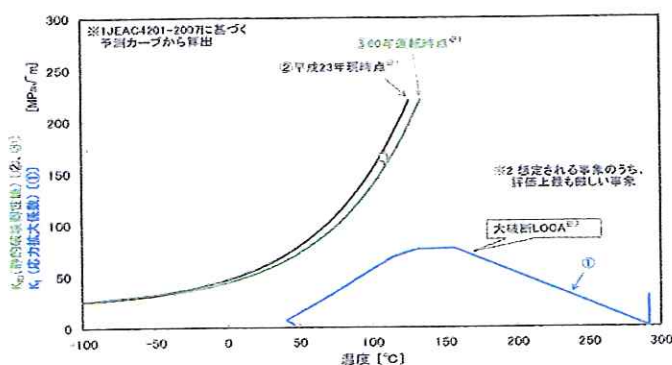
加圧熱衝撃が発生しても原子炉压力容器が健全であることを確認するため、応力拡大係数の算出に当たっては、冷却水注入による原子炉压力容器内面の温度変化をステップ状として、大きな発生応力を仮定すると共に、検出限界よりも十分大きな欠陥が容器内表面に存在すると仮定した保守的な評価を行っている。なお、玄海1号機の第27回定検（平成22年7月25日～平成22年11月2日）において、原子炉压力容器（炉心領域）の全ての溶接

部（溶接金属、熱影響部を含み、溶接止端部から母材側へ 10mm までの範囲。）に対し超音波探傷検査を実施しており、これまで有意な欠陥は検出されていない。

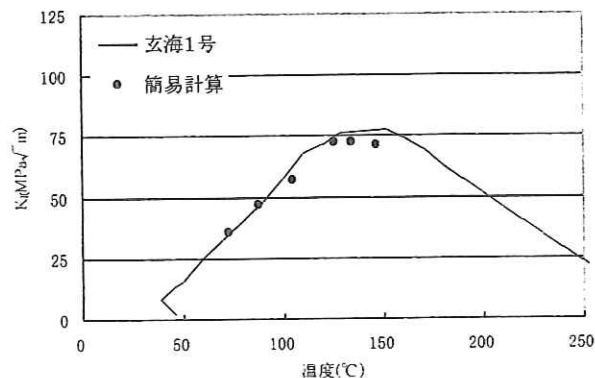
また、応力拡大係数に影響を及ぼす熱伝達率については、上述の評価条件に基づき、原子炉容器内面温度（クラッド内表面）が時間とともに冷却水により冷却されることを考慮し、時刻歴により熱伝達率を算出した結果をもとに、原子炉設置者が解析した原子炉圧力容器の母材表面での過渡的な等価熱伝達率は、極初期の等価伝達率は小さいが、その後急上昇してほぼ $1\text{kW/m}^2\text{K}$ の一定の値で推移する傾向であることを確認した。

一方、原子力安全基盤機構（JNES）により、クラッドの影響を等価の数値に置き換えた簡易的な評価がなされ、き裂先端部の温度が 120°C を超える場合に等価熱伝達率が $1.4\text{kW/m}^2\text{K}$ 、 120°C を下回る場合は $1\text{kW/m}^2\text{K}$ とすると事業者が算出した応力拡大係数を再現できることが示された。また、委員からはクラッドを考慮しない場合、等価熱伝達率が約 $1\text{kW/m}^2\text{K}$ で原子炉設置者が算出した応力拡大係数を再現でき、その値は、小さすぎる値ではなく現実的な値であるという意見があった。

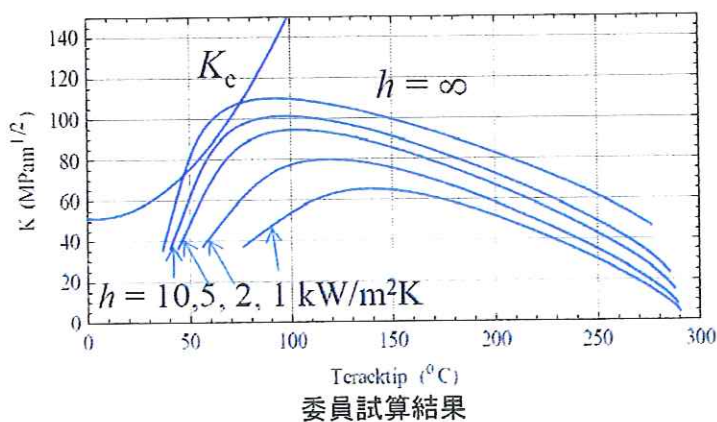
以上のことから、原子炉設置者が行う応力拡大係数の評価は、原子炉圧力容器への熱伝達率を時刻歴解析によって求めた現実的な値としているものの、原子炉圧力容器内表面に予め大きなき裂を想定した上で、LOCA 時の冷却材温度をステップ状に変化させて、原子炉圧力容器内表面に発生する応力を大きめに評価しており、保守性を考慮した結果となっている。（図 15 参照）



九州電力評価結果



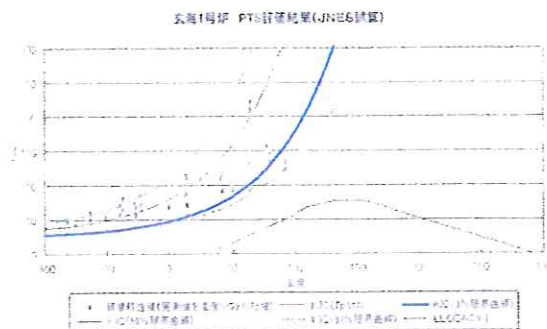
JNES試算結果



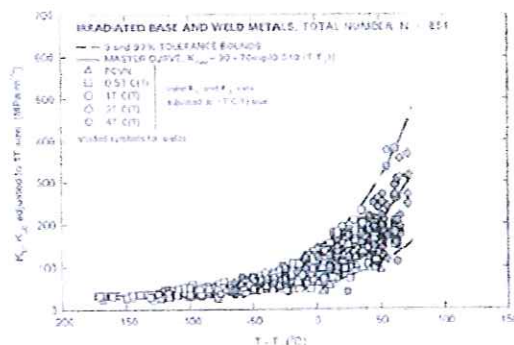
委員試算結果

図15 応力拡大係数 (K_I) の評価について

破壊靱性値については、監視試験片を計画的に取り出し、破壊靱性試験を行うことにより把握している。監視試験1回当たりの測定数は少ないものの、JEAC4206に基づき、過去の測定値についてはその後の関連温度上昇を考慮して測定値を温度シフトさせ、これらの破壊靱性値の下限包絡線を設定して評価している。一般に遷移温度域の破壊靱性値の測定値にはばらつきがあるとされているが、これらのデータのばらつきの程度は、IAEA データ等の海外文献との比較によっても同等のものであり、特異なものではないことを確認した（図16参照）。



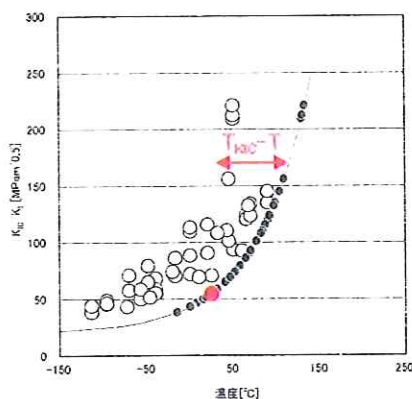
(注) 3%, 50%, 97%限界曲線は全データから多温度法で計算した T_{00} により評価したもの



出典 IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.11.2009

図 16 破壊靱性値のばらつきについて

また、破壊靱性値の下限包絡線は、得られた破壊靱性値と関連温度のシフト量を基に算出されるが、玄海 1 号機で求められた下限包絡線の信頼性についても、海外文献との比較により同等なものであることを確認した(図 17, 18 参照)。なお、関連温度のシフト量を用い将来の破壊靱性値を予測する手法についても、整合性が欠けているものではないことを確認した(図 19 参照)。また、委員から遷移温度域における材料の破壊靱性値のばらつきについては、実際の試験条件や荷重-変位曲線といった試験結果より定量的に把握できる可能性があることが紹介されるとともに、この観点から荷重-変位曲線が収集、保管されることも必要ではないかとの意見があった。



- 平均値 $\Delta T = 63.8^\circ\text{C}$ 、標準偏差 $\sigma T = 32.3^\circ\text{C}$
- 下限包絡線は、
平均値から $1.98\sigma T$ ($\Delta T = 1.98\sigma T$)
の下限相当

図 17 第 4 回監視試験片カプセル照射量まで移行した破壊靱性値の下限包絡線

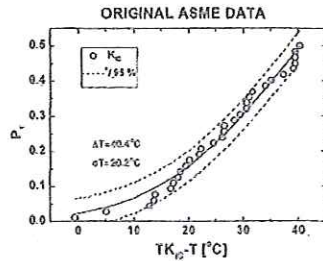


Fig. 12. Lower tail temperature margin distribution for the K_{IC} reference curve. Solid curve corresponds to 50% confidence regression line.

ASME K_{IC} 下限包絡線は、平均値から 2σ の下限相当

Table 1
Safety levels represented by the ASME and master curve reference curves, based on original ASME K_{IC} data

| | K_{IC} and $K_{5\%}$ | | K_{IR} and $K_{1/5}$ | |
|--------------|--------------------------|-----------|--------------------------|-----------|
| | $x^{\cdot}\cdot\sigma T$ | P_f (%) | $x^{\cdot}\cdot\sigma T$ | P_f (%) |
| ASME | 2 | 2.5 | 3.9 | 0.005 |
| Master curve | 2.2 | 1.5 | 3.8 | 0.008 |

* x = multiple of the standard deviation.

(*) Statistical re-evaluation of the ASME K_{IC} and K_{IR} fracture toughness reference curves. Kim Wallin, Finland, 1999

図 1 8 下限包絡線の妥当性について

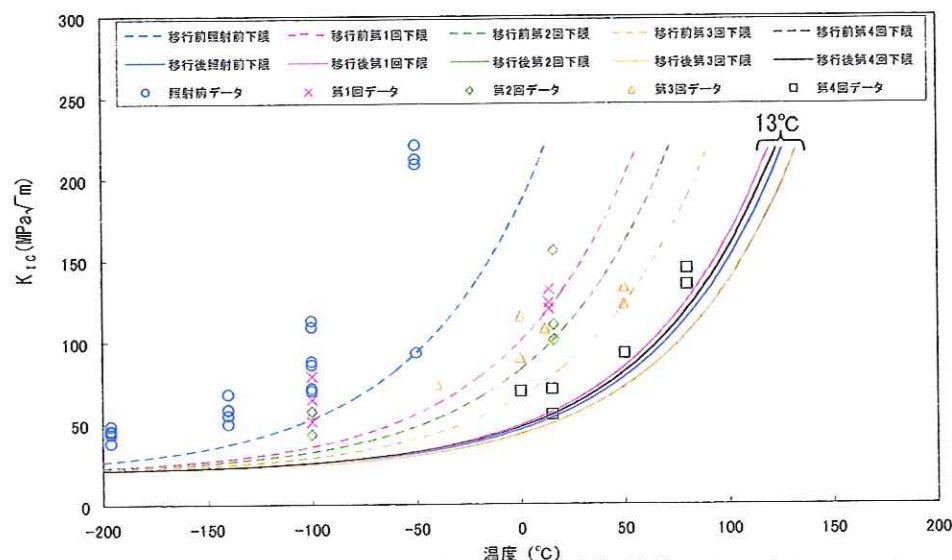
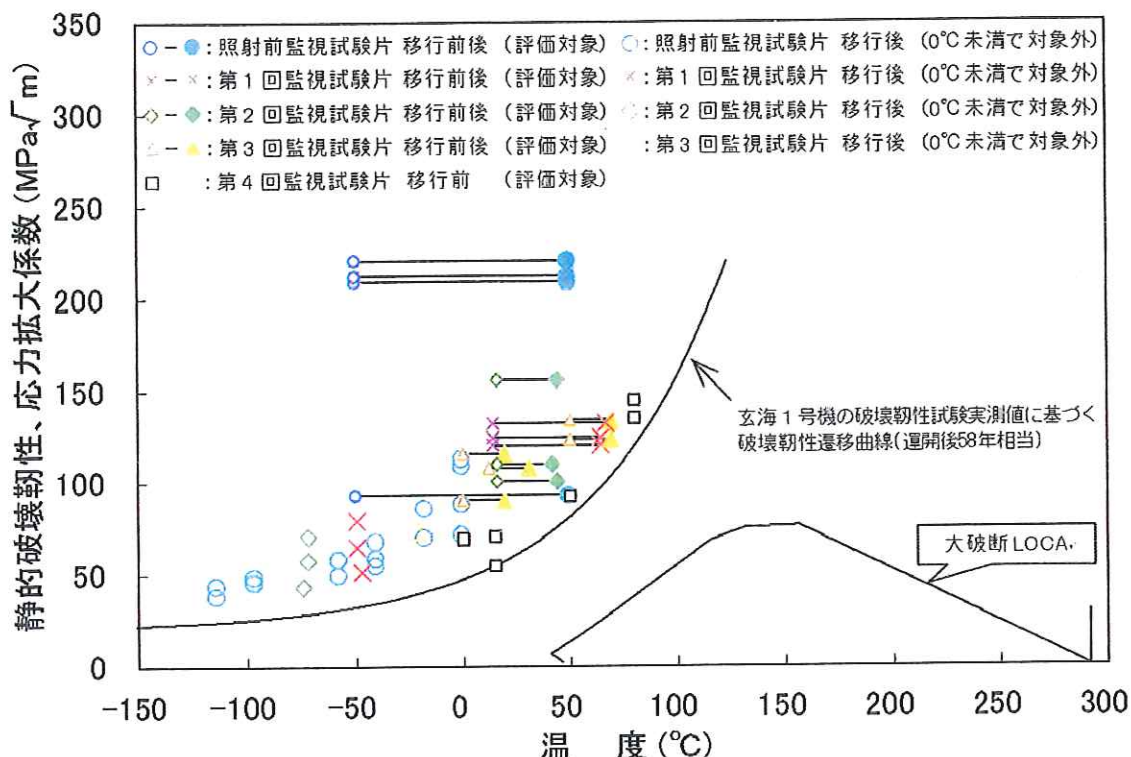


図 1 9 玄海 1 号機の関連温度と破壊靱性値のシフトについて

また、現行規格 (JEAC4206) では破壊靱性値は想定欠陥深さ位置での照射量 (内表面から 10mm 深さにおける照射量) で評価することとなっているが、原子炉設置者はさらに保守的に評価しており、照射量がより大きくなる内表面照射量に対応する値を用いている。

これらの検証を踏まえ、玄海 1 号機の加圧熱衝撃に対する評価を実施した結果、4 回目の監視試験片の中性子積算照射量に相当するまでの間 (運転開始後 58 年相当)、応力拡大係数が破壊靱性値を上回らないことを確認した (図 2 0 参照)。



注1 照射前、及び、第1回～第3回監視試験片の破壊靱性実測値は、第4回監視試験片の中性子積算照射量(運転後58年相当)まで JEAG4206-2007 に基づき温度移行した

注2 第4回監視試験片の破壊靱性実測値は、中性子積算照射量(運転後58年相当)における実測値であり、温度移行はしていない

図20 監視試験片の破壊靱性実測値に基づく加圧熱衝撃の評価(玄海1号機)

なお、委員からマスターカーブ法を参考に、各監視試験時それぞれの破壊靱性値の中央値を算出し、初回から第4回までの中央値のシフト量を求め、求めたシフト量に基づき JEAC4206 附属書C 式(8)により K_{IC} 曲線を求めると、脆性遷移温度によりシフト量を決定している現在の評価より、更に K_I 曲線に近い評価になることから、玄海1号機原子炉压力容器の健全性の判断は慎重に行うべきとの意見があった。ただし、他の委員からは、破壊靱性値の中央値を利用するというマスターカーブ法を参考にするために必要な条件を満たしておらず、この評価が正しいとは一概に判断できないことや、玄海1号機の健全性を評価するには、適切でないとの意見があった。

- ② 上記 a～c のとおり、4回目の監視試験結果及び現行の評価法により検討した結果、玄海1号機の原子炉压力容器は、適切な保守管理・運転管理を前提に、現時点から実測値が得られている4回目の監視試験片の中性子積算照射量に相当するまでの間(運転開始後約58年)における運転に対しては、実測したデータを基にした上部棚吸収エネルギーや加圧熱衝撃等の評価結果より、予測式の精度に関わらず十分健全であることを確認した。

Ⅲ. 規制の見直しの方向性について

1. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する現行規制の概要

国は、原子炉設置者に対し、原子炉圧力容器のき裂の有無について定期的な検査を行うと共に、加圧熱衝撃評価を行い、事故時における健全性評価を実施するよう求めている。また、通常運転時の管理として、関連温度を基にした温度圧力制限曲線を作成し、耐圧・漏えい試験時、起動停止時、運転時の原子炉（一次）冷却材の温度・圧力管理の実施を求めている。更に、上部棚吸収エネルギーを把握し、上部棚吸収エネルギーを基にした高温における原子炉圧力容器の健全性を確認するよう求めている。

これらの評価手法として、国は、学協会規格（新設プラントに対しては JSME S NC1、運転中プラントに対しては JEAC4201、JEAC4206 の供用中に係る規定）をエンドースしている。

(1) 関連温度

関連温度は、原子炉の耐圧・漏えい試験時や起動停止時の温度圧力制限を定めるための重要な指標である。^(注1)

国は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（以下、「省令」という。）第 11 条（耐圧試験等）及び「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」（以下、「解釈」という。）を定め、耐圧・漏えい試験に当たっては温度圧力制限の範囲内での実施を原子炉設置者に求めている。

また、原子炉の起動・停止に関する運転管理については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 37 条（保安規定）に基づき、関連温度を評価し、温度圧力制限を定め、その範囲内で原子炉（一次）冷却材の適切な温度・圧力管理を行うことを原子炉設置者に求めている。

なお、関連温度に対しては、直接の制限値はない。^(注2)

(注 1) 関連温度は、原子炉圧力容器鋼の低温で脆性、高温で延性という性質の遷移温度に相当する。温度圧力制限とは、破壊靱性の低い低温では圧力等を低く制限して、大きな破壊力が生じないようにすること。この制限は、破壊力を保守的（大きめ）に評価するため、技術的に十分検出可能な大きさ（1/4 t 深さ：t は原子炉圧力容器壁厚さ）の欠陥があると仮想して設定する。

(注 2) JSME S NC1 及び JEAC4206 は、関連温度について制限を設けておらず、応力拡大係数と破壊靱性値の関係により、原子炉圧力容器の健全性を確認することを定めている。なお、JEAC4206 では、新設プラントに用いる材料に対して、相当運転期間（定格出力で 32 年間運転した状態。32EFPY と記す。）での 1/4t における関連温度の予測値が 93℃未満であることを要求している。この規定は、JEAC4206 において材料選定等のために設けられていることから、国は原子炉供用中の規定としてはエンドースの対象としていない。

また、米国の規制は確率論をベースに定められており、決定論を採用している日本との単純な比較は難しいが、米国の加圧熱衝撃の評価における関連温度のスクリーニング基準値は 132℃未満とされている。

(2) 上部棚吸収エネルギー

上部棚吸収エネルギーは、通常運転時、事故時を問わず高温状態における原子炉圧力容器の粘り強さを評価する重要な尺度である。

国においては、省令第 62 号第 8 条の 2（安全設備）及び解釈を定め、上部棚吸収エネルギーの評価の実施を原子炉設置者に求めている。

なお、上部棚吸収エネルギーのスクリーニング基準値は 1/4t 深さにおいて 68J 以上とされており、68J を下回る場合には規格に基づく詳細解析評価を行い、十分な強度を有することの確認を求めている。^(注)

(注) JEAC4206 における供用中の原子炉圧力容器に関する規定。同規定において、詳細解析評価により、上部棚吸収エネルギーとの相関関係により高温での破壊靱性を評価し、想定欠陥の破壊力と比較評価することを求めている。

なお、JEAC4206 は、新設プラントに用いる材料に対して、照射前の値が 102J 以上、相当運転期間（32EFPY）での照射脆化を考慮し 1/4t における予測値が 68J 以上であることを要求しているが、この規定は、関連温度の場合と同様に、材料選定等のために設けられていることから、国は原子炉供用中の規定としてはエンドースの対象としていない。

(3) 加圧熱衝撃

加圧熱衝撃とは、加圧水型原子炉（PWR）における加圧された運転状態において事故の際に、非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉圧力容器が急激に冷却され、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張り応力が容器内面に発生する事象をいう。

中性子照射を受け、関連温度が上昇した原子炉圧力容器において、内面にき裂があった場合には、事故時にき裂が進展し原子炉圧力容器が損傷する恐れがある。

国においては、省令第 62 号第 8 条の 2（安全設備）及び解釈を定め、原子炉圧力容器内面にき裂を想定し、原子炉容器を壊そうとする力（応力拡大係数）より原子炉圧力容器の耐え得る力（破壊靱性値）の方が大きいことを確認するよう原子炉設置者に求めている。

2. 現行規制の見直しの必要性及び方向性について

現行の中性子照射脆化に関する規制は、温度圧力制限に関すること、上部棚吸収エネルギーに関すること及び加圧熱衝撃に関することについて規制しており、耐圧・漏えい試験時、起動停止時、通常運転時及び事故時を包絡した規制体系になっていること、米国等の諸外国においても、この 3 項目を規制項目としており、我が国の規制項目に過不足は無いと考える。

運転時間の経過と共に照射脆化が進行する原子炉圧力容器の破壊を防止するため、定められた健全性評価手法においては、保守的（小さめ）に評価した破壊靱性が、保守的（大きめ）に評価した破壊力よりも大きくなるよう温度圧力制限を定め、運転、保守管理することとしている。

破壊靱性の評価は、監視試験でその低下傾向を把握するとともに、脆化予測法を用いて照射量に応じた値を予測しており、測定値と予測との誤差のばらつきを考慮して低下を大きめに評価するように予測法を定めている。破壊靱性測定値のばらつきを考慮して、評価の保守性を確保するために、多数の測定値の下限を包絡する方法を採用している。

また、破壊力の評価は、き裂が大きいほど厳しくなり、原子炉圧力容器にかかる圧力や熱衝撃荷重が大きいほど厳しくなる。このため、破壊力を保守的に評価するため、これまでの研究成果等から検査で十分検出可能な大きさ以上のき裂があると想定するとともに、圧力に対して安全係数を乗じたり、熱衝撃荷重については実際より急激な温度変化を仮定して、破壊力を大きめに評価している。このように原子炉圧力容器の健全性評価全体としては、一定の保守性を有していると考えられるが、項目毎の見直しの必要性及び方向性は次のとおりと考えられる。

(1) 関連温度

温度圧力制限に用いる関連温度については、その予測法の信頼性が課題となっているが、従来から保守的に予測を行う仕組み（監視試験実測値を考慮したマージン等）が組み込まれていることから、一定の保守性があるものと考ええる。また、適切な温度圧力制限を行うために、現行規格（JEAC4206）では圧力に対して安全係数（耐圧試験時に 1.5 倍、原子炉起動停止時に 2 倍）を乗じる等の安全余裕を設けることとしている。これについては、米国でも同様の規定を設けている。このため、直ちに規制の見直しを行う必要はないと判断する。しかしながら、高い積算中性子照射量の監視試験片データが得られつつあり、これを踏まえた科学的・合理的規制やその説明性を高める上においても、規制としては、規格に定められている予測式の精度を向上することを求める必要がある。また、監視試験の実施計画は原子炉圧力容器の照射脆化に対する健全性の確認に影響しない範囲内において、予測法の信頼性向上の取組みに対して有効な時期となるよう計画していくことが望まれる。

(2) 上部棚吸収エネルギー

高温時の健全性評価については、上部棚吸収エネルギーは監視試験で実測した値を用いていること、現行規格（JEAC4201）では関連温度と同様に保守的に予測を行う仕組みが組み込まれていることから、一定の保守性があるも

のと判断し、直ちに規制の見直しを行う必要はないと考える。

また、判定基準についても、高温における健全性評価のスクリーニング基準値である 68 J は、これまでの高経年化技術評価における詳細評価の結果から一定の裕度が認められることから、直ちに規制の見直しを行う必要はないと考える。なお、米国においても同様のスクリーニング値を用いている。

(3) 加圧熱衝撃

中性子の積算照射量の増加による靱性低下の妥当性については、世界的には関連温度の上昇だけで破壊靱性の低下を評価するのが一般的であり、我が国の破壊靱性値を実測して評価する方法はより確実な方法であると考えられる。

靱性低下の予測法の信頼性については、監視試験で得られた破壊靱性の実測値を用いて温度シフトさせる評価を行っていることは、一定の合理性があるものとする。しかしながら、照射量の増加に対する脆化の度合い (RT_{NDT} の増加) が実測値に比べ小さく予測される場合は、靱性低下の予測に十分な保守性を保てない場合があり得るため、関連温度の予測式の精度向上について検討が必要である。

破壊靱性測定値のばらつきについては、監視試験 1 回当たりの測定数は少ない場合があるものの、監視試験毎に関連温度上昇を考慮した温度における破壊靱性が継続的に測定されており、そのデータ全体の下限線を用いることはばらつきを考慮していると考ええる。また、現行規格 (JEAC4206) では破壊靱性の評価にパラメータとして考慮する関連温度には、 10°C のマージンが含まれており、保守的な評価となっている。しかしながら、今後は、下限線が応力拡大係数に近接する場合も考えられるので、保守性や精度向上の観点から試験個数や試験片データのばらつきを考慮した下限線の評価手法などを規定しておくことが必要である。

応力拡大係数については、これまでの研究成果等から検査で確実に検出できるき裂よりも大きい 10mm 深さのき裂を評価の際にあらかじめ想定している。このため、直ちに規制の見直しを行う必要はないと考える。なお、原子炉設置者は、原子炉圧力容器の溶接部の非破壊検査を実施しているが、これまでに欠陥が認められた事例はない。

以上のとおり、加圧熱衝撃の評価は、破壊靱性値に関しては実測値から評価する確実な方法、応力拡大係数については十分な大きさのき裂を予め想定する保守的な方法で行われており、直ちに規制の見直しを行う必要はないと考える。

しかし、加圧熱衝撃の評価には、想定事象、応力拡大係数の評価、判定基

準に関しても世界的にも知見の拡充が行われていること（IAEA TECDOC-1627等）に鑑み、国際的な整合性にも留意しつつ、適宜最新知見を反映することが望ましく、引き続き、学協会の取り組みを期待する。

(4) 国が監視試験片の試験結果を把握する仕組み

国は、これまで監視試験片の試験結果について逐次把握してこなかったが、今後は、原子炉圧力容器の積算中性子照射量が増大し、中性子照射脆化の知見の少ない領域に入りつつある状況に鑑み、原子炉設置者から試験後遅滞なく報告を受けるなど、常に最新の情報を把握し、収集・整備する仕組みが必要と考える。また、国は、照射脆化予測及び健全性評価に関する規格の重要性に鑑み、これら規格が改定された場合には速やかに技術評価を行うことが必要である。

IV. まとめ

玄海 1 号機の関連温度の上昇については、材料の不均一性や予想外の脆化メカニズムに起因する関連温度の上昇の可能性を示唆する明確なデータは現在までに得られていない。一方、現行予測法は、高い中性子積算照射量においては精度が十分高いとは言えない可能性があると考えられる。ただし、玄海 1 号機の原子炉圧力容器は適切な保守管理・運転管理を前提に、現時点から実測データを基に評価が出来る 4 回目の監視試験片の中性子積算照射量に相当するまでの間（運転開始後 58 年）における運転に対しては、上部棚吸収エネルギーや加圧熱衝撃等を評価した結果、十分健全であることを確認した。

今後の課題として、関連温度の予測法に関しては、現行規格（JEAC4201）の制定時以降の実機データの蓄積、最新技術による脆化メカニズムの研究の進展があることから、国は、学協会に対して、最新知見に基づき現行脆化予測法の信頼性改善の検討や予測法の見直し等の継続的取り組みを求めることとする。

また、加圧熱衝撃の評価法として適切な保守性を確保することの重要性に鑑み、学協会に対して、最新知見に基づき、遷移温度の上昇や破壊靱性値のばらつきを考慮した破壊靱性値下限包絡線の評価手法等、加圧熱衝撃事象に対する原子炉圧力容器の構造健全性評価手法の改定検討を進めることを求めることとする。

更に、国は、原子炉設置者から監視試験片結果の報告を受ける仕組みについて検討する必要がある。また、国は、照射脆化予測および健全性評価に関する規格の重要性に鑑み、これら規格が改定された場合には速やかに技術評価を行うことが必要である。

[参考資料]

高経年化技術評価に関する意見聴取会委員

(敬称略・五十音順)

| 氏 名 | 所 属 |
|---------|---|
| ○阿部 弘亨 | 国立大学法人東北大学金属材料研究所 教授 |
| ○井野 博満 | 国立大学法人東京大学 名誉教授 |
| 大木 義路 | 学校法人早稲田大学理工学術院 教授 |
| 橘高 義典 | 公立大学法人首都大学東京都市環境学部 教授 |
| ○庄子 哲雄 | 国立大学法人東北大学未来科学技術共同研究センター 教授 |
| ○関村 直人 | 国立大学法人東京大学教育研究評議員 大学院工学系研究科 教授 国際工学教育推進機構長 |
| ○曾根田 直樹 | 一般財団法人電力中央研究所 材料科学研究所 副所長 |
| 更田 豊志 | 独立行政法人日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究 部門 副部門長 |
| 箕島 弘二 | 国立大学法人大阪大学大学院工学研究科機械工学専攻 教授 |
| ○飯井 俊行 | 国立大学法人福井大学大学院工学研究科 教授 |
| 山口 篤憲 | 一般財団法人発電設備技術検査協会 参与 |
| ○渡邊 英雄 | 国立大学法人九州大学応用力学研究所 准教授 |

(○は照射脆化に関する意見を聴取する専門家)

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る意見聴取会開催実績

第1回 平成23年11月29日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化について 他

第5回 平成24年1月23日

玄海1号機の原子炉容器の健全性について 他

第7回 平成24年2月13日

玄海1号機原子炉容器の健全性に関する委員コメントに対する回答 他

第8回 平成24年2月22日

玄海1号機原子炉容器の健全性に関する委員コメントに対する回答 他

第9回 平成24年3月6日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係るこれまでの議論の整理 他

第10回 平成24年3月14日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化について 他

第11回 平成24年3月19日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る委員コメントに対する回答 他

第12回 平成24年3月29日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化について（素案） 他

第13回 平成24年4月13日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する追加意見 他

第14回 平成24年5月9日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る委員コメントに対する回答 他

第15回 平成24年5月23日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る委員コメントに対する回答 他

第16回 平成24年6月6日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化について（素案） 他

第17回 平成24年6月20日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る委員コメントに対する回答 他

第18回 平成24年7月27日

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に係る委員コメントに対する回答 他

(解説)

本資料は、原子力安全・保安院が独自に、一般の方のご理解の一助となるよう、中性子照射脆化に関して検討した結果について、平易に解説したものです。

1. 中性子照射脆化とは

原子炉圧力容器の鋼材は、原子炉運転時に受ける中性子によって、徐々に粘り強さを失い脆くなっていきます。このような現象を中性子照射脆化といい、その度合いを表すものとして、関連温度や上部棚吸収エネルギーを用いています。

関連温度とは、高温側では柔らかく粘り強く、低温側では硬く脆くなるという、鋼材の持つ性質が変わる温度のことを指します。

上部棚吸収エネルギーは、高温時における鋼材の粘り強さの程度を表しています。(図1参照)

原子力発電所では、原子炉圧力容器の中性子照射脆化の度合いを把握するため、原子炉圧力容器と同じ鋼材から作られた試験片を収めたカプセルを原子炉圧力容器と炉心の間に6個程度取り付け、原子炉の運転期間を見ながら、試験片を計画的に取り出して試験を行うことによって、同じ材料で出来ている原子炉圧力容器の脆化の度合いを確認しています。

なお、試験片は原子炉圧力容器よりも炉心に近いところに取り付けられているので、中性子照射量が多くなることから、照射脆化が原子炉圧力容器より早く進行します。そのため、試験片の脆化の状況を確認することによって、原子炉圧力容器の将来の脆化の状況を予め確認できるようになっています。

(図2参照)

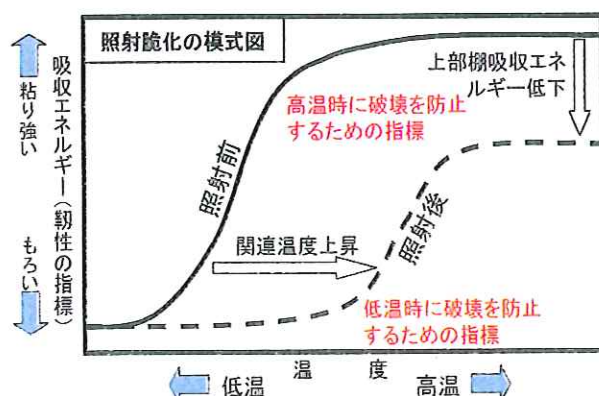


図1 中性子の照射脆化について

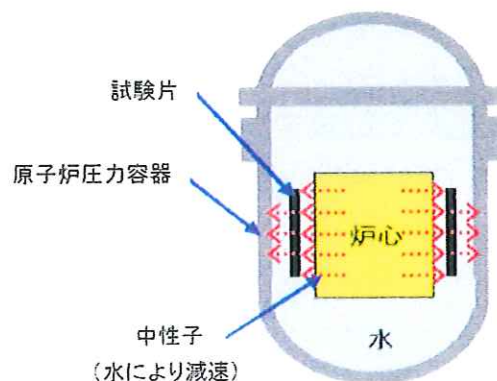


図2 監視試験片の配置について

2. 玄海1号機の関連温度の上昇について

玄海1号機で平成21年4月に取り出した第4回目の試験片の関連温度が、規格に定められた予測計算によって求められる温度を約14℃超過し98℃となっていることが判りました。

なお、98℃の関連温度は、試験片が受けた中性子照射量から換算すると、平成72年頃(運転開始後約85年)の原子炉圧力容器の状態に相当します。

このようなことから、現在の予測法の妥当性や原子炉圧力容器に異常な脆化が起きていないか検証しました。

3. 検討結果

(1) 予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因

予測値を超える関連温度の上昇が生じた要因としては、原子炉圧力容器の材料に含まれる銅などの量が試験片に含まれている量と異なっていることや材料の組織の変化に起因した異常な脆化が起きていること、関連温度予測計算式の精度が悪いことが考えられます。これらについて検討した結果、材料自体の異常は認められませんでした。予測計算式は、運転時間の長い（中性子照射量が多い）原子炉の関連温度に対する計算精度に改善の余地があることが分かりました。

上記のことから、玄海1号機については、原子炉圧力容器の材料が原因となって異常な脆化が起きているものではなく、予測式の精度が悪いことにより、結果的に、監視試験片から実測した関連温度と予測式から計算した関連温度に差が生じたものと考えられます。

(2) 玄海1号機の原子炉圧力容器の健全性

玄海1号機の原子炉は98℃の関連温度を考慮しても、十分な余裕をもった運転管理が行われていることを確認しました。また、通常の運転時の原子炉の温度や圧力に対しては、十分な粘り強さを持っていることを確認しました。更に、原子炉にとって最も厳しい事故時の冷水注入においても下図の通り原子炉は破損しないことを確認しました。

このため、玄海1号機の原子炉は、運転時間の経過と共に中性子照射脆化が進んでいますが、通常の運転時だけでなく事故時を想定した場合においても、十分な粘り強さは失われておらず、健全であることを確認しました。

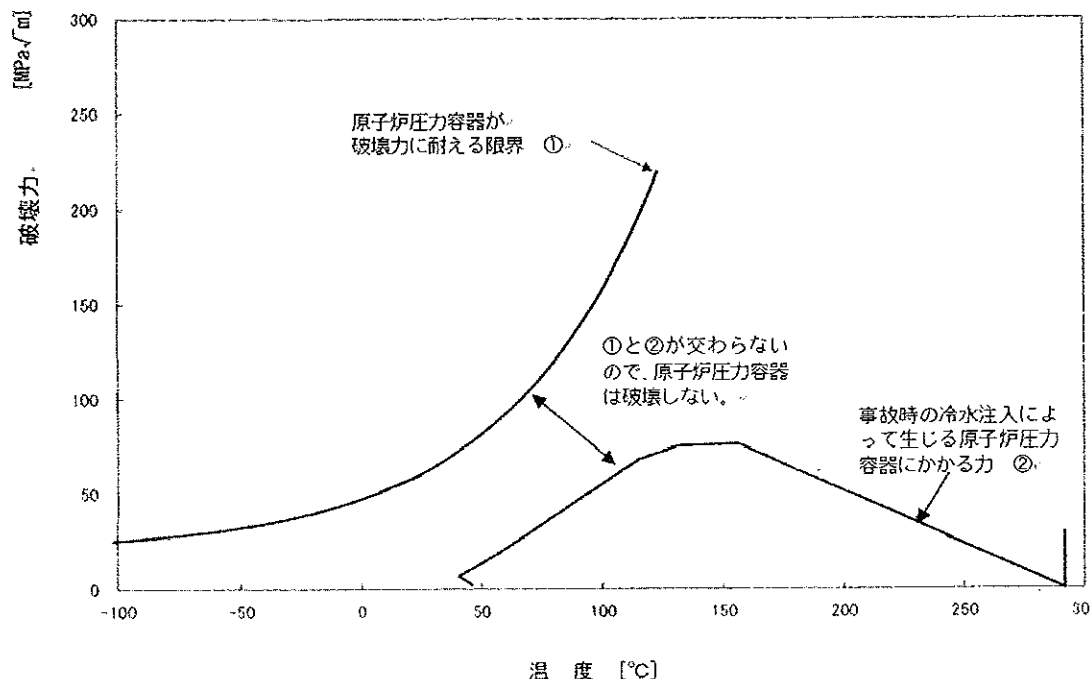


図3 加圧熱衝撃の評価

(3) 規制の見直しについて

原子炉圧力容器の健全性については、十分な余裕を有した評価方法や運転管理を行っていることを確認したため、直ちに規制の見直しを行う必要はないと判断しますが、関連温度の予測計算式の精度の向上と国が試験片の試験結果を迅速に把握する仕組みが必要と考えます。

(参考 Q A)

Q 緊急炉心冷却装置の作動に伴い、関連温度よりも冷たい水が炉内に入っても原子炉圧力容器は壊れないのでしょうか。

A 原子炉圧力容器に傷などがあると、運転や停止、事故時など、高温から低温まで様々な温度や圧力の状態に応じて、傷を起点に容器を破壊しようとする力が働きます。一方、原子炉圧力容器は破壊力に対し一定の耐力（粘り強さ）を持っています。従って、原子炉圧力容器が壊れるのは、破壊力が粘り強さを上回った場合となります。

事故等で原子炉につながる配管に大きな破断が生じた場合には、緊急に原子炉を冷却するため冷たい水を入れますが、この時に原子炉圧力容器を壊そうとする力が最も大きくなることが知られています。

冷たい水が炉内に注入されると原子炉圧力容器の温度は下がりますが、同時に、配管の大きな破断口から炉内の圧力も逃げてしまうため、原子炉

圧力容器を破壊するほどの大きな圧力は加わりません。しかし、冷たい水によって急激に冷却されることで生じる温度変化による熱の力が加わるため、原子炉圧力容器の粘り強さがこの力に対して、十分に大きいことを国の基準に基づいて事前に確認しています。(図3参照)