

これまでの委員からの質問への回答 (第9回分科会時の質問)

2023年2月22日



枠囲みの範囲は、商業機密等に係る事項であるため、公開できません。
(P. 21, 24)

| No. | 資料 | 質問事項 | 質問者 | 頁 |
|-----|--|---|----------------------|-------|
| 9-1 | 【資料2】 p. 21 劣化状況評価結果について (電気・計装品の絶縁低下について) | 重大事故条件のバックグラウンド(温度、圧力の設定余裕や7日間の根拠など)や想定している事故シーケンスについて説明すること。 | 釜江座長 後藤委員 佐藤委員 | 3~7 |
| 9-2 | 【資料2】 p. 12 劣化状況評価結果について (電気・計装品の絶縁低下について) | ACA評価に用いた数値(環境条件、稼働率)について、どの程度の保守性を持たせているのか、保守性(裕度)を見込まなかった場合の評価結果を示すこと。 | 守田委員 | 8~11 |
| 9-3 | 【資料2】 p. 12 劣化状況評価結果について (電気・計装品の絶縁低下について) | ケーブルの環境温度に「通電による温度上昇」を考慮していることについて、火災防護の強化による防火材等の設置により、ケーブルの放熱性が低下していると考え、これによる温度上昇を考慮した劣化評価となっているか説明すること。 | 佐藤委員 | 12 |
| 9-4 | 【資料3-1】 p. 50 これまでの委員からの質問への回答(第8回分科会時の質問) | 原子炉容器サポート(炭素鋼)の脆化について、脆性遷移温度を含めて再度説明すること。 | 渡邊委員 | 13~16 |

| No. | 資料 | 質問事項 | 質問者 | 頁 |
|-----|--|---|------|-------|
| 9-5 | 【資料3-1】 p. 48 これまでの委員からの質問への回答（第8回分科会時の質問） | 監視試験結果（関連温度と溶質原子クラスターの体積率の平方根）のばらつきの原因が全て分かっているように見える。実際は全ての原因が分かっているわけではないため、「ばらつきの原因は不明確であるため、それを考慮した評価をしている」旨に資料の内容を見直すこと。 | 渡邊委員 | 17~21 |
| 9-6 | 【資料3-1】 p. 2 これまでの委員からの質問への回答（第8回分科会時の質問） | 疲労累積係数の許容値について、環境疲労評価の観点を含めて説明すること。 | 佐藤委員 | 22~23 |
| 9-7 | 【資料3-1】 p. 51, 52 これまでの委員からの質問への回答（第8回分科会時の質問） | 原子炉格納容器鋼板と貫通部の隙間については、過酷事故を踏まえた縦変位の数値の例を示し、再度問題ないことを説明すること。 | 後藤委員 | 24 |

1. 質問事項

重大事故条件のバックグラウンド（温度、圧力の設定余裕や7日間の根拠など）や想定している事故シーケンスについて説明すること。

2. 回 答

電気・計装品の絶縁低下の劣化状況評価に用いる重大事故等時の使用条件（温度、圧力、集積線量）は、前段規制である設置許可（重大事故等対策の有効性評価）及び工事計画認可における条件を基に設定している。

温度及び圧力については、重大事故等時における原子炉格納容器の温度及び圧力がそれぞれ最高となる値（約138℃、約0.350MPa[gage]）を設定している。

集積線量については、最も厳しい評価となる「格納容器過圧破損」についての評価結果である300kGyを上回る線量として、500kGyを設定している。

期間については、有効性評価における評価期間（7日間）を設定している。なお、有効性評価において、事故は3日程度までに収束（安定）しており、長期健全性試験条件についても実際の条件より厳しく設定している。

<参考>

- ・ 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止の有効性評価に関する審査ガイド

有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）

○重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンスの選定方法について

- ・ 起因事象（過渡事象、外部電源喪失、LOCAなど）とそれに対する安全機能の成否の組み合わせにより、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損に至るパターン【事故シーケンス】は多数存在する。
- ・ これらを網羅的に想定し、異常状態の特徴や喪失する安全機能などに着目して同様の事象進展となる事故シーケンスをグループ化【事故シーケンスグループ】した上で、重大事故等対策の実施に対する余裕時間の短さや必要な設備容量の大きさなどに着目し、事故シーケンスグループを代表する事故シーケンス【重要事故シーケンス】を選定する。
- ・ 選定した事故シーケンスグループ並びに重要事故シーケンスを以下の表に示す。選定した重要事故シーケンスに対して、整備した重大事故等対策、手順、体制を考慮した評価を行い、対策の有効性を確認している。

| 事故シーケンスグループ | | 重要事故シーケンス |
|----------------------------|--------------------------------|---|
| 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 | 2次冷却系からの除熱機能喪失 | 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 |
| | 全交流動力電源喪失 | 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 |
| | | 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 |
| | 原子炉補機冷却機能喪失 | 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 |
| | 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | 中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 |
| | 原子炉停止機能喪失 | 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 |
| | | 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 |
| | ECCS注水機能喪失 | 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 |
| | ECCS再循環機能喪失 | 大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 |
| 格納容器バイパス | インターフェイスシステムLOCA | |
| | 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 | |

| 事故シーケンスグループ | | 重要事故シーケンス |
|------------------------------|---------------------------------|---|
| 運転中の原子炉における重大事故 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) | 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 |
| | 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) | 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 |
| | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 | 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 |
| | 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 | 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 |
| | 水素燃焼 | 大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 |
| 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 | 想定事故 1 | 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故 |
| | 想定事故 2 | サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故 |
| 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 | 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） | 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故 |
| | 全交流動力電源喪失 | 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 |
| | 原子炉冷却材の流出 | 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故 |
| | 反応度の誤投入 | 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故 |

○有効性評価における原子炉格納容器温度及び圧力の評価について

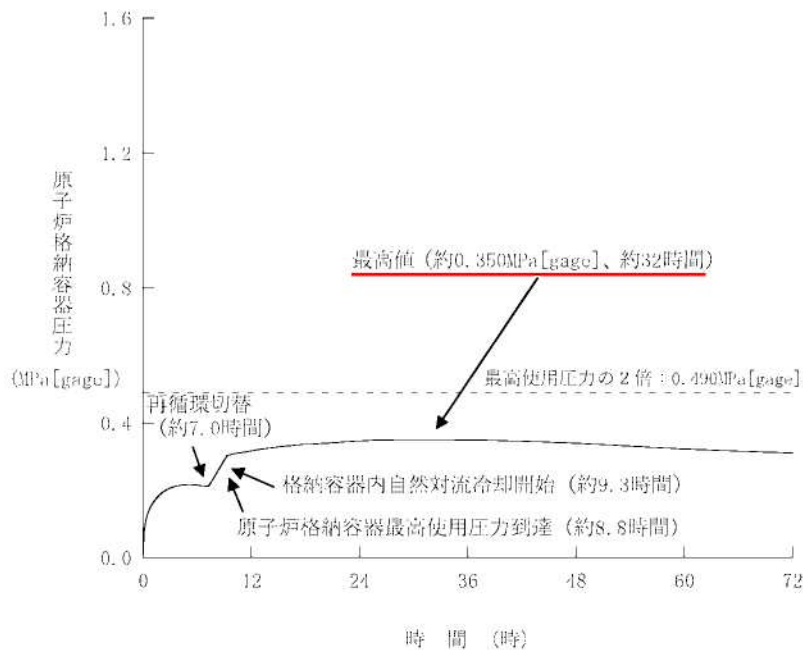
選定した事故シーケンスグループのうち、原子炉格納容器の温度、圧力について評価したものを以下に示す。

| 事故シーケンスグループ | C V最高温度 | C V最高圧力 |
|----------------|---------|------------------|
| 2次冷却系からの除熱機能喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| 全交流動力電源喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| 原子炉補機冷却機能喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | 約134°C | 約0.350MPa[gage] |
| 原子炉停止機能喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| ECCS注水機能喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| ECCS再循環機能喪失 | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| 格納容器バイパス | 127°C未満 | 0.245MPa[gage]未満 |
| 格納容器過圧破損 | 約133°C | 約0.335MPa[gage] |
| 格納容器過温破損 | 約138°C | 約0.345MPa[gage] |

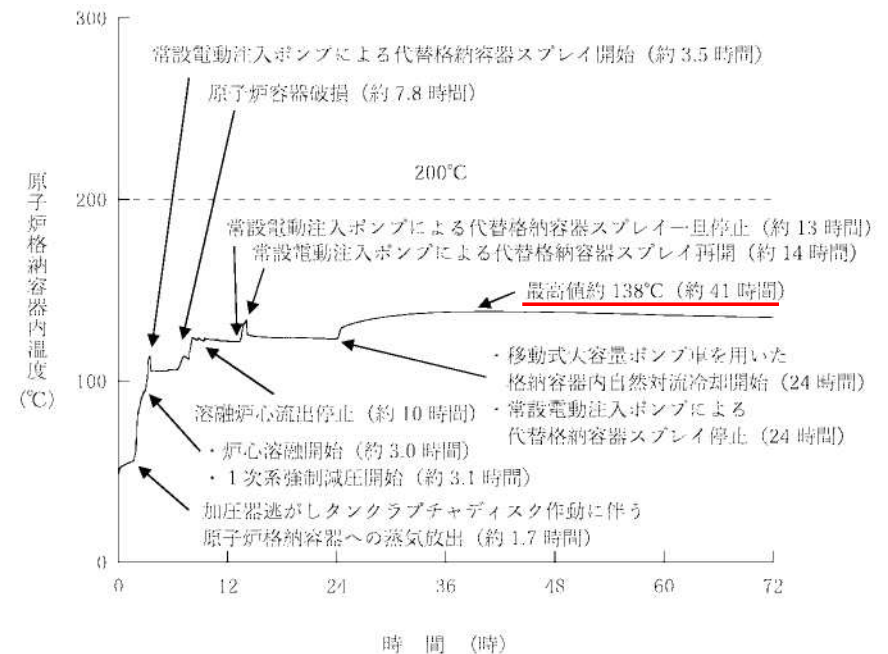
○評価シナリオの概要について

電気・計装品の絶縁低下の評価に用いる重大事故等時の使用条件（周囲温度・圧力）のベースとなっている、重大事故等対策の有効性評価での重要事故シーケンス及び事象進展は以下のとおりである。

| 事故シーケンスグループ | 重要事故シーケンス | CV最高温度 | CV最高圧力 |
|----------------|--------------------|--------|------------------|
| 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | 中破断LOCA+CVスプレイ注入失敗 | 約134℃ | 約0.350MPa [gage] |
| 格納容器過温破損 | 全交流動力電源喪失+補助給水失敗 | 約138℃ | 約0.345MPa [gage] |



格納容器圧力の推移（原子炉格納容器の除熱機能喪失）



格納容器温度の推移（格納容器過温破損）

1. 質問事項

ACAガイドに基づく評価に用いた数値（環境条件、稼働率）について、どの程度の保守性を持たせているのか、保守性（裕度）を見込まなかった場合の評価結果を示すこと。

2. 回 答

○実布設環境条件に余裕を加えない場合も含めた評価結果について

| 布設区分 | 実布設環境条件 | | 評価期間[年] |
|-------------|---------|-------------|---------|
| | 温度[°C] | 放射線量率[Gy/h] | |
| ループ室 | 45 | 0.35 | 45 |
| | 41.5 | 0.31 | 55 |
| 加圧器上部 | 50 | 0.005 | 91 |
| | 45.3 | 0.001 | 137 |
| 通路部 | 45 | 0.005 | 129 |
| | 40.6 | 0.001 | 193 |
| 通路部ケーブルトレイ内 | 60 | 0.005 | 47 |
| | 54.5 | 0.001 | 71 |
| 主蒸気管室 | 45 | — | 147 |
| | 41.2 | — | 196 |

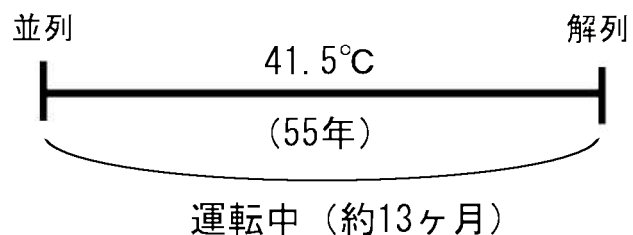
下段：余裕を加えない場合の評価結果

○稼働率に余裕を加えない場合の評価結果について

実布設環境温度については、定期事業者検査中の停止期間を考慮せず、運転中温度のみ（稼働率100%）を採用し評価している。

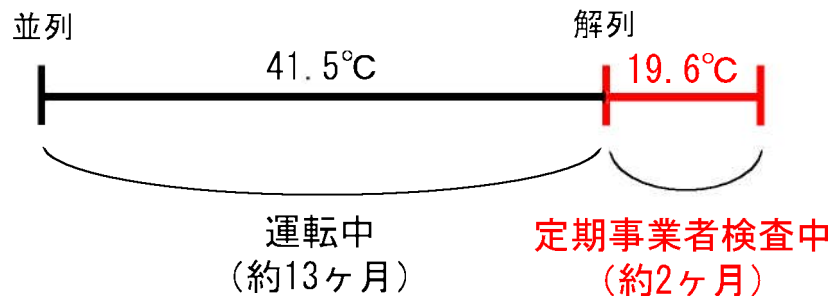
実際には、定期事業者検査に伴う停止期間があり、運転中温度に比べて温度が低くなることから、評価期間は延びる。停止期間については、各定期事業者検査の期間が一定ではないため、大型工事がない場合の過去の実績から約2か月と仮定して簡易評価を実施した。

稼働率100%の場合（ループ室の例）



- ・ 運転期間の温度を用いて評価すると、55年となる。

停止期間を踏まえた稼働率の場合（ループ室の例）



- ・ 運転期間に停止期間を含めた温度を求め、その温度を用いて評価すると、62年となる。

$$\begin{aligned} & \text{温度：} 38.6^{\circ}\text{C} \\ & \Rightarrow ((41.5^{\circ}\text{C} \times 13\text{ヶ月}) + (19.6^{\circ}\text{C} \times 2\text{ヶ月})) \div 15\text{ヶ月} \\ & \text{線量：} 0.31\text{Gy/h} \\ & \Rightarrow \text{停止期間の取得データがないため、一律とする} \end{aligned}$$

[参考] 実布設環境条件に余裕を加えない場合の評価結果の算出方法

【試験条件シフトファクター： a_{exam} 】

$$a_{exam} = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{T_{exam}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \cdot \left\{ 1 + kD^x \exp \left[\frac{Ex}{R} \left(\frac{1}{T_{exam}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \right\}$$

ここで、 $T_{exam} = T_{ref}$ であるため、 a_{exam} は以下となる。

$$a_{exam} = 1 + kD^x$$

$$\Rightarrow a_{exam} = 1 + 92.75 \times 0.02633^{0.6494} \doteq 9.741$$

T_{ref} : 基準温度[K]=100°C

T_{exam} : 試験温度[K]=100°C (ACA 研究報告書p228,229 LOCA 試験に合格した試験条件)

E: 活性化エネルギー=15[kcal/mol] (ACA 研究報告書p208 100°C以下の活性化エネルギー)

R: 気体定数=8.3145[J/(mol・K)]=1.987 × 10⁻³[kcal/(mol・K)] (1cal=4.184J)

D: 評価線量率=94.79[Gy/h]=0.02633[Gy/s]

k、x: モデルパラメータ k=92.75、x=0.6494 (ACA 研究報告書p293 付録-5 劣化特性等の近似値の諸元)

【環境条件シフトファクター： a_{real} 】

$$a_{real} = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{T_{real}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \cdot \left\{ 1 + kD^x \exp \left[\frac{Ex}{R} \left(\frac{1}{T_{real}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \right\}$$

$$\hookrightarrow a_{real} \doteq 0.0800$$

【評価期間： t_{real} 】

$$t_m = a_{exam} \times t_{exam} = a_{real} \times t_{real}$$

$$t_{real} = \frac{a_{exam} \times t_{exam}}{a_{real}}$$

$$\hookrightarrow t_{real} = [9.741 \times (4003 \div 24 \div 365.25)] \div 0.0800 = 55.60$$

$\doteq 55$ (年)

T_{real} : 実機温度[K]=41.5°C

T_{ref} : 基準温度[K]=100°C

t_{exam} : 試験期間=4003[h] (ACA 研究報告書p228,229 LOCA 試験に合格した試験条件)

t_m : マスターカーブにおける評価期間

E : 活性化エネルギー=15[kcal/mol] (ACA 研究報告書p208 100°C以下の活性化エネルギー)

R : 気体定数=8.3145[J/(mol·K)]=1.987 × 10⁻³[kcal/(mol·K)] (1cal=4.184J)

D : 実機線量率=0.31[Gy/h]

k, x : モデルパラメータ $k=92.75, x=0.6494$ (ACA 研究報告書p293 付録-5 劣化特性等の近似値の諸元)

1. 質問事項

ケーブルの環境温度に「通電による温度上昇」を考慮していることについて、火災防護の強化による防火材等の設置により、ケーブルの放熱性が低下していると考えるが、これによる温度上昇を考慮した劣化評価となっているか説明すること。

2. 回 答

原子炉の安全停止に必要な機能を有したケーブルに対する火災防護対策として、系統分離のために必要な箇所に対して、以下の処置を実施している。

- ・原子炉格納容器内はケーブルトレイ上部に鉄製蓋を施工。
- ・原子炉格納容器外はトレイの側面及び下面に断熱材を施工し、トレイ全周に鉄製板を施工。

○原子炉格納容器内

- ・通路部に設置しているケーブルトレイの火災防護対策については、断熱材を施工せず、鉄製蓋にて火災防護対策を実施している。また、格納容器スプレイ時にスプレイ水が浸入するための注入穴も開いているため、現状の評価温度に影響を与える温度上昇はないと考える。

○原子炉格納容器外

事故時機能要求のある機器のケーブルのうち、

- ・事故時に著しく環境が悪化するエリアに布設しているケーブルについては、火災防護の系統分離のために断熱材の施工を必要とするものはなく、ケーブルの放熱性は低下していない。
- ・事故時に著しく環境が悪化しないエリアに布設しているケーブルについては、火災防護対策としてケーブルトレイに施工した断熱材による温度上昇は考えられるが、環境が急激に悪化することはないため、その経年劣化については、定期的な保全を実施することにより機能低下がないことを確認できると考える。

1. 質問事項

原子炉容器サポート（炭素鋼）の脆化について、脆性遷移温度を含めて再度説明すること。

2. 回 答

- 金属材料の延性は、原子の転位運動によるものであり、中性子照射を受けることで欠陥が発生し、この欠陥が原子の転位運動を阻害することによって延性が低下、硬化し、降伏応力が大きくなる。これによって、中性子照射を受けていない場合と比較して、より高い温度で脆性的な破壊挙動を示すことになる（延性脆性遷移温度の上昇）。
- 原子炉容器サポートの材料である炭素鋼（溶接構造用圧延鋼材）は、結晶構造が体心立方構造であり、低温域で降伏応力が高い傾向にある。従って、延性脆性遷移温度以下では、降伏して延性破壊が生じる前に、へき開破壊が生じ、脆性的な破壊挙動を示す。

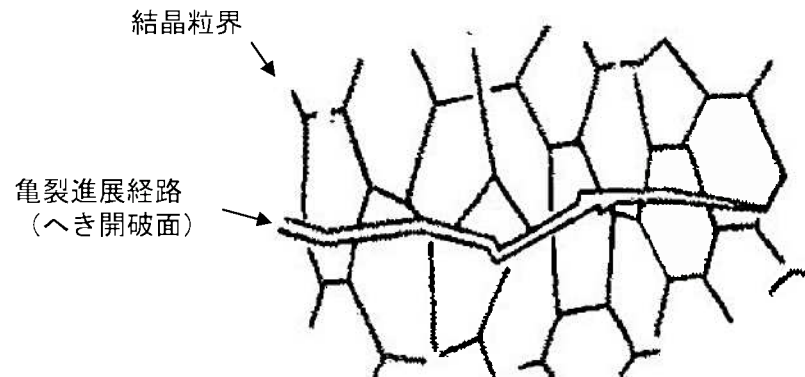


図1 へき開破壊の概念図

出典：飯田、破壊の原因をさぐるフラクトグラフィ(破面解析)、金属材料、1972

- 原子炉容器サポートは、他の重機器サポートに比べて炉心に近いため、プラントの供用期間中に受ける中性子照射によってサポート使用部材の機械的性質が変化（脆化）し、材料の靱性が低下する可能性があることから、評価を実施している。
- なお、評価部位は、原子炉容器サポートのうちせん断荷重が大きいサポートリブ（図2参照）とし、原子炉容器サポートの最低使用温度（21℃）を基準としてSs地震が発生したとき、製造時又は溶接時の欠陥を想定した条件で、破壊靱性値（ K_{IR} ）と応力拡大係数（ K_I ）を比較することで、脆性破壊が発生するか否かを破壊力学評価を基に検討した。

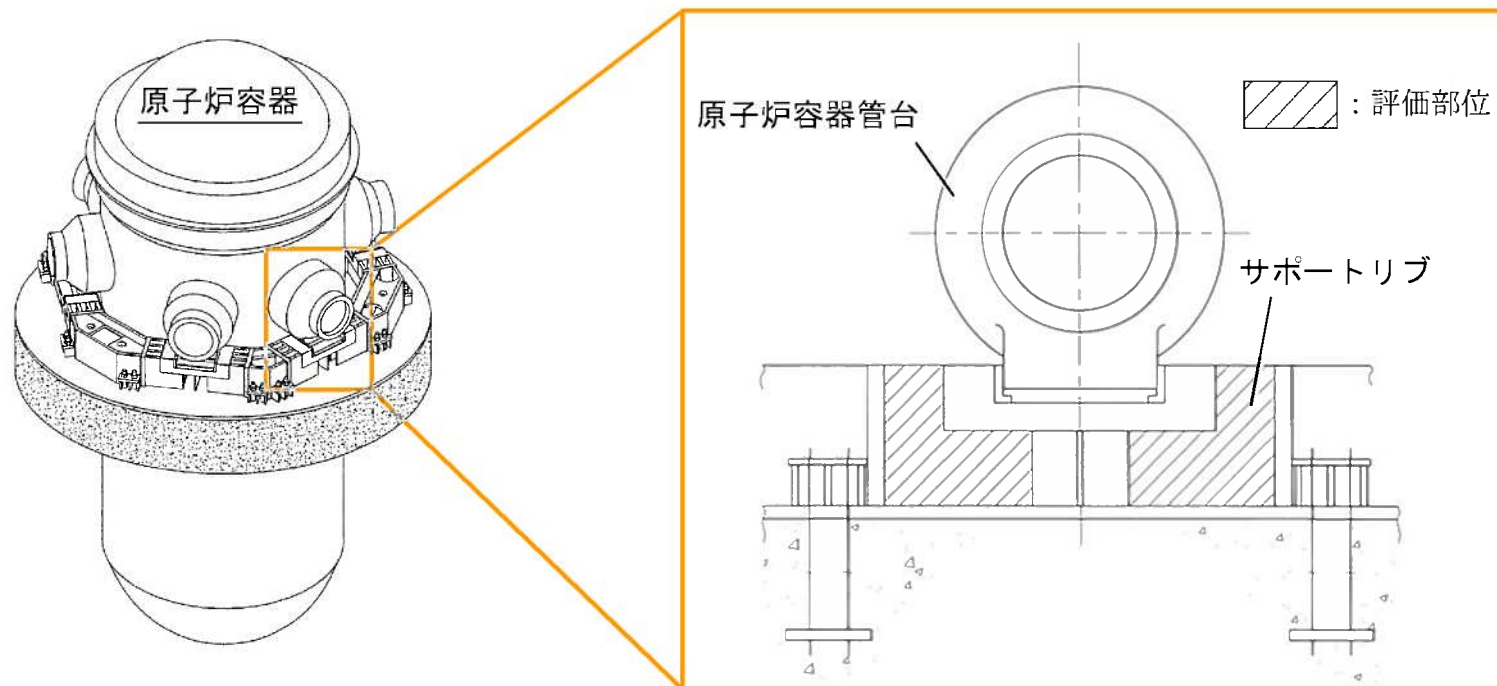


図2 原子炉容器サポートの照射脆化評価部位

- サポートリブ（炭素鋼）の中性子照射前の脆性遷移温度（初期 T_{NDT} ）は1号炉： -38°C 、2号炉： -60°C である。
- 60年時点のサポートリブに対する中性子照射量は、1号炉： 0.0065dpa 、2号炉： 0.0056dpa であり、NUREG-1509に示される実測データを保守的に上限で包絡した中性子照射量と脆化量推定値 ΔT_{NDT} の相関（図3破線部）より読み取った脆化量推定値 ΔT_{NDT} は、1号炉：約 128°C 、2号炉：約 120°C である。
- よって、中性子照射後の脆性遷移温度 T_{NDT} は、1号炉：約 90°C 、2号炉：約 60°C となる。

（1号炉の例）

$$\begin{aligned}
 T_{NDT} &= \text{初期}T_{NDT} + \text{脆化量推定値} \Delta T_{NDT} \\
 &= -38 + \text{約}128 \\
 &= \text{約}90[^{\circ}\text{C}]
 \end{aligned}$$

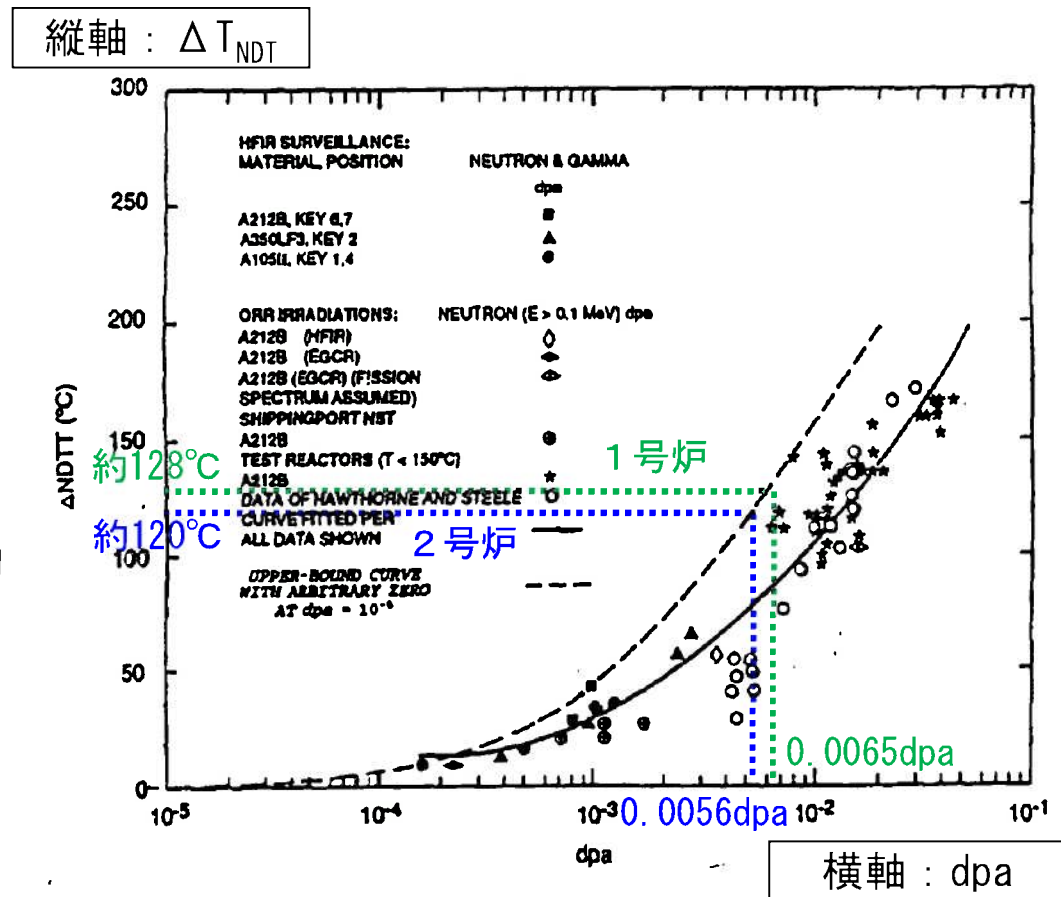


図3 中性子照射量と脆化量推定値 ΔT_{NDT} の相関
 出典：NUREG-1509, Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports, U. S. NRC

- サポートリブの破壊靱性値 (K_{IR}) は、ASME Section III Appendix Gに記載されている評価式に基づき算出した結果、1号炉：31.6MPa \sqrt{m} 、2号炉：34.3MPa \sqrt{m} となる。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp \{ 0.0261 (T - T_{NDT} + 88.9) \}$$

K_{IR} : 破壊靱性値 [MPa \sqrt{m}]

T : 最低使用温度 [°C]

T_{NDT} : 脆性遷移温度 [°C]

- また、評価に用いる応力拡大係数 (K_I) は、Raju-Newmanの式※に基づき算出した結果、1号炉：4.6MPa \sqrt{m} 、2号炉：5.2MPa \sqrt{m} となる。

※出典：「STRESS-INTENSITY FACTOR EQUATIONS FOR CRACKS IN THREE-DIMENSIONAL FINITE BODIES SUBJECTED TO TENSION AND BENDING LOADS」 J. C. Newman, Jr. and I. S. Raju

- 原子炉容器サポートの設置される格納容器内の最低使用温度は21°Cであり、最低使用温度となった場合には、原子炉容器サポートは延性温度領域から脆性温度領域に遷移しつつあるものの、プラント運転開始後60年時点で、原子炉容器サポートの最低使用温度においてSs地震が発生したとしても、応力拡大係数 K_I （1号炉：4.6MPa \sqrt{m} 、2号炉：5.2MPa \sqrt{m} ）は、破壊靱性値 K_{IR} （1号炉：31.6MPa \sqrt{m} 、2号炉：34.3MPa \sqrt{m} ）を下回っていることから、原子炉容器サポートの健全性は保たれると判断できる。

1. 質問事項

監視試験結果（関連温度と溶質原子クラスターの体積率の平方根）のばらつきの原因が全て分かっているように見える。実際は全ての原因が分かっているわけではないため、「ばらつきの原因は不明確であるため、それを考慮した評価をしている」旨に資料の内容を見直すこと。

2. 回 答

次頁以降に整理した結果を示す。

脆化予測モデル（関連温度予測モデル）と川内1,2号炉の関連温度予測グラフの関係について

脆化予測モデル(関連温度予測モデル)の開発【電力中央研究所】

関連温度の移行量（実測値）と溶質原子クラスターの体積率の平方根（実測値）に相関があるという知見が得られ、現行の脆化予測モデル（関連温度予測モデル）が開発された。関連温度予測モデルは、溶質原子クラスターおよびマトリクス損傷の形成モデルに基づいているが、係数は実測値へのフィッティングにより決定している。（現時点では、関連温度上昇に寄与する要因等で説明されていないものもある）。

なお、図22には川内1,2号炉の過去※のアトムプローブ測定結果も含まれている。

※川内1号炉：第3回、第4回監視試験 川内2号炉：第3回監視試験

知見

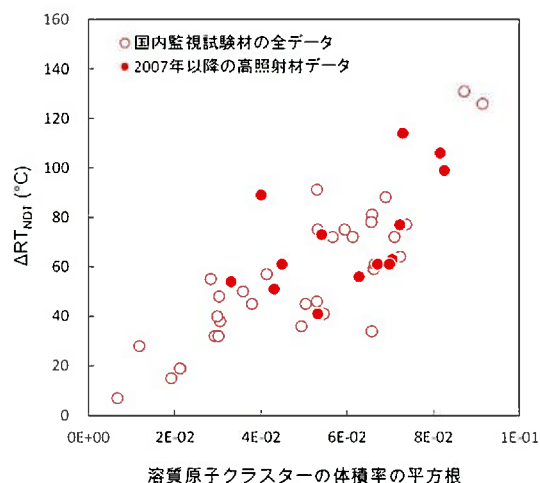


図 22 国内監視試験材における溶質原子クラスターの体積率と遷移温度上昇の相関
「電力中央研究所報告Q12007（一財）電力中央研究所」より引用（公開データ）
（補足） ΔRT_{NDT} ：関連温度の移行量（実測値）

関連温度予測モデル

$$\text{関連温度の上昇量} = \left((\Delta T_{SC})^2 + (\Delta T_{MD})^2 \right)^{1/2}$$

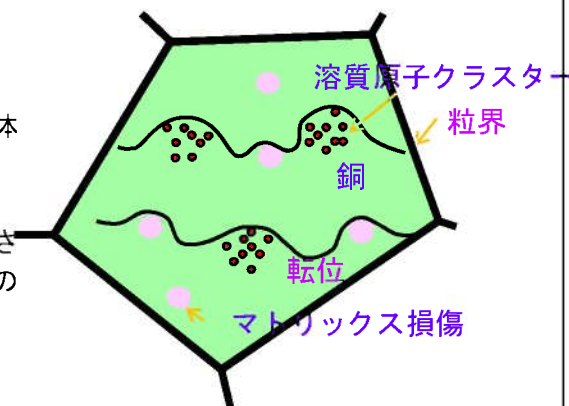
$$\Delta T_{SC} = \zeta a \times (\text{溶質原子クラスター体積率})^{1/2}$$

$$\Delta T_{MD} = \zeta b \times (\text{マトリクス損傷数密度})^{1/2}$$

ζa 、 ζb ：監視試験データに基づいて決定する係数

- 溶質原子クラスター
中性子照射によって析出する銅、ニッケル、マンガン、シリコンを主体とする微小な集合体
- マトリクス損傷
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からなる点欠陥の微小な集合体等

なお、マトリクス損傷の寄与は、溶質原子クラスターの寄与より小さいことが知られている。



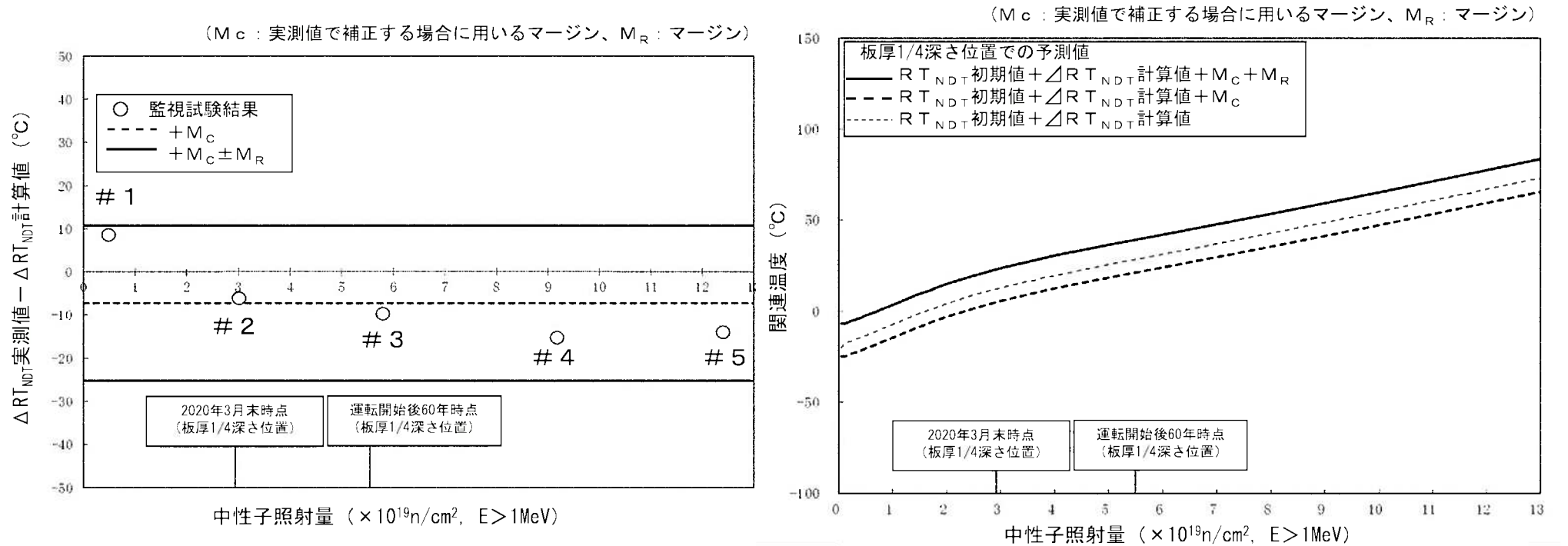
溶質原子クラスター及びマトリクス損傷のイメージ図

規格の発刊【日本電気協会】

開発された予測モデルから、関連温度移行量の予測式の算出方法がJEC4201-2007/2013年追補版として策定。（規制のエンドース済）

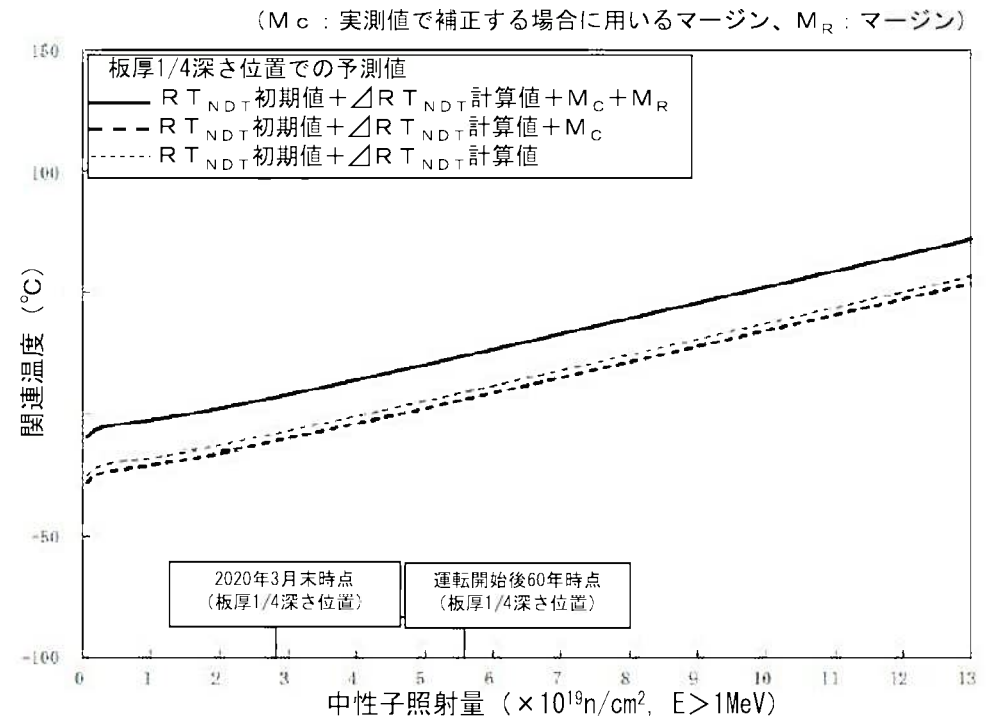
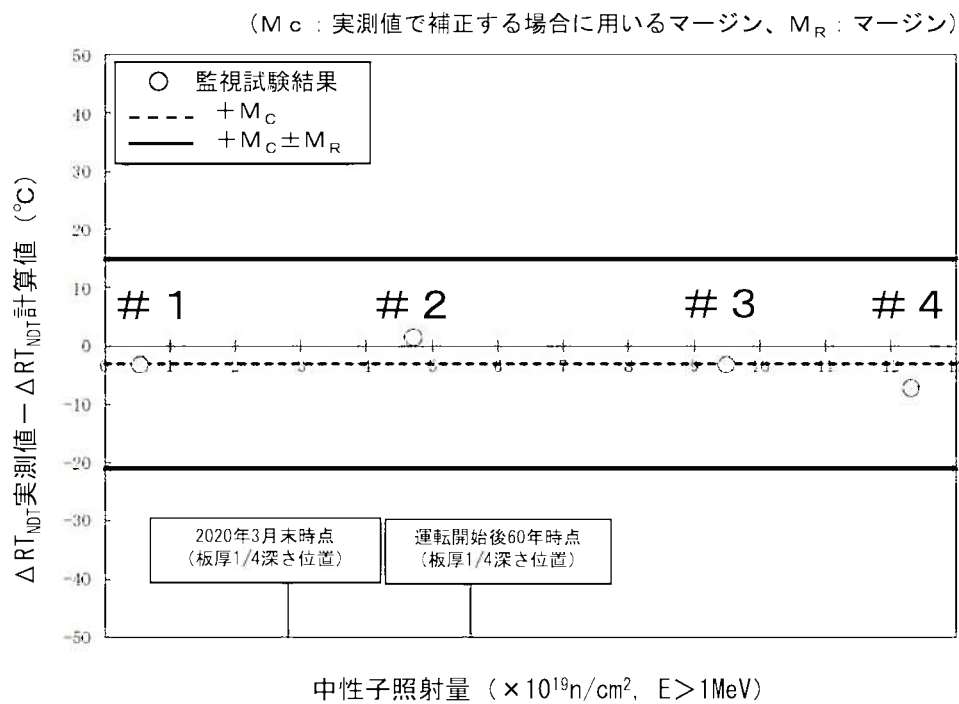
現時点では、関連温度上昇に寄与する要因等で解明されていないものあり、シャルピー衝撃試験より求められる関連温度の移行量（実測値）と関連温度予測モデルから算出される関連温度の移行量（計算値）との差は生じる。このため、関連温度の予測手法にマージン（ $M_R=18^\circ\text{C}$ ）を加えることがJEAC4201-2007/2013年追補版に規定されている。

川内1号炉の原子炉容器の関連温度の移行量（実測値）は、マージンの範囲内にあり、現行の関連温度の予測手法で評価できると考えている。



川内1号炉 中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果(母材)

川内2号炉においても、原子炉容器の関連温度の移行量（実測値）は、マーシンの範囲内にあり、現行の関連温度の予測手法で評価できると考えている。



川内2号炉 中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果(母材)

【第9回分科会資料3-1 48ページ再掲】

図22の当社データにおいて、同程度の溶質原子クラスター体積率の平方根における関連温度の移行量の差（ばらつき）として考えられる主な要因は、以下のとおりである。

【横軸】

○溶質原子クラスターの体積率の平方根（実測値）のばらつき

鋼材はJIS等を満足するように化学組成が調整されているが、鋼材の化学組成はミクロ単位で揺らぎがある。アトムプローブ測定領域は化学組成の揺らぎより小さく、試験片の採取位置によって、この影響を受けると考えられており、ばらつきが生じる。なお、複数回の測定を行い、平均をとることでばらつきを減少させるよう努めている。

【縦軸】

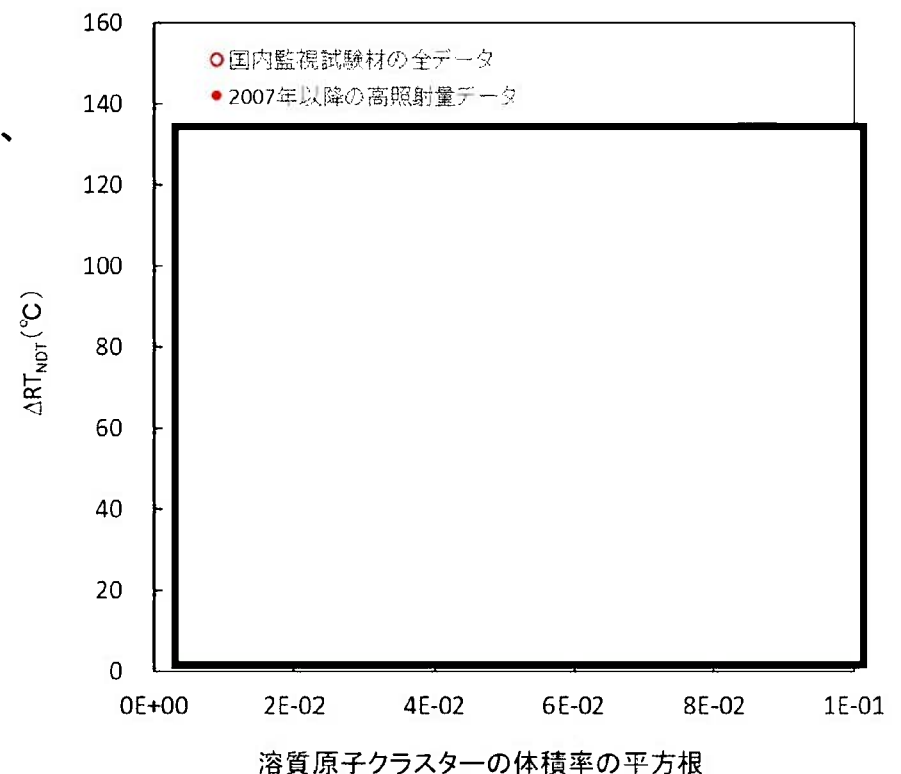
○関連温度の移行量： ΔRT_{NDT} （実測値）のばらつき

ΔRT_{NDT} （実測値）は、シャルピー衝撃試験から求められる。シャルピー衝撃試験では、同一鋼材においてもある程度のばらつきが生じることが知られている。

○マトリックス損傷による影響

ΔRT_{NDT} へのマトリックス損傷の寄与は少ないことが知られているが、

$$\Delta RT_{NDT} = \left((\Delta T_{SC})^2 + (\Delta T_{MD})^2 \right)^{1/2}$$
 の関係より、マトリックス損傷の影響も考えられる。



（補足） ΔRT_{NDT} ：関連温度の移行量（実測値）

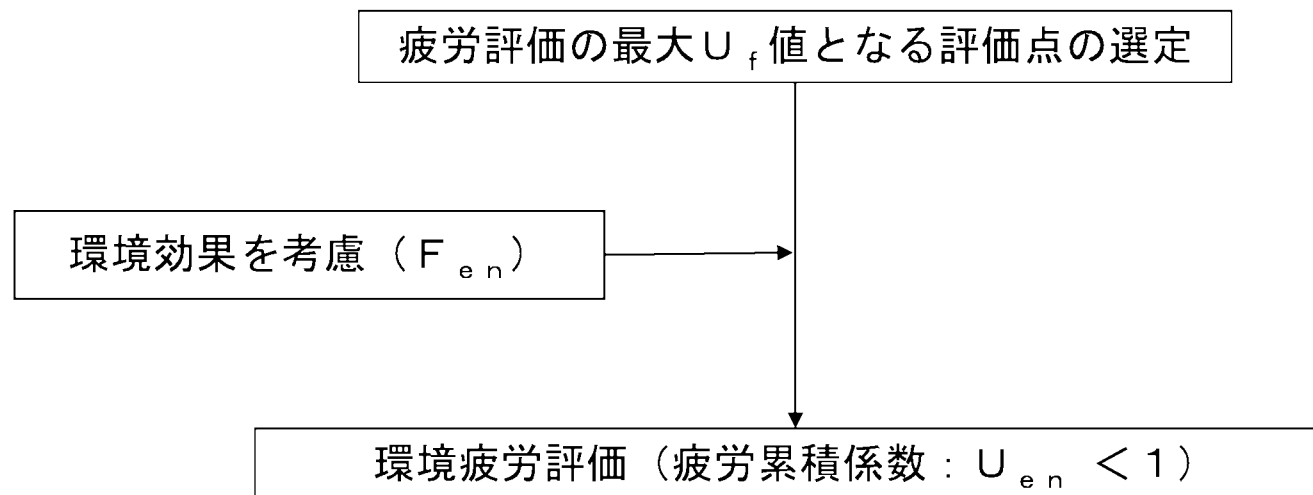
□ 内は機密に係る事項であるため公開できません。

1. 質問事項

疲労累積係数の許容値について、環境疲労評価の観点を含めて説明すること。

2. 回 答

- 環境疲労評価は、環境疲労評価手法に基づき、原子炉冷却水に接液する構造物（部位）を対象に実施するものである。
- 環境疲労評価手法は、構造物が原子炉冷却水に接液する場合の疲労寿命を評価するパラメータとして、環境補正係数： F_{e_n} を用いる。
- 環境疲労評価にあたっては、環境効果（環境補正係数： F_{e_n} ）を考慮した疲労累積係数（ U_{e_n} ）を算出し、許容値1を下回ることを確認する。



環境疲労評価の評価フロー

【参考】

○ 環境補正係数 F_{en} の定義

環境効果を考慮した疲労累積係数 U_{en} は、環境補正係数： F_{en} を用い以下のように表すことができる。

$$F_{en} = \frac{N_A}{N_W}$$

○ 疲労累積係数と環境補正係数の関係

$$U_{en} = U \times F_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,i}$$

F_{en} : 環境効果補正係数 ($= N_A/N_W$)

N_A : 室温大気中での疲労寿命

N_W : 環境中の疲労寿命

U_{en} : 環境効果を考慮した疲労累積係数

U : 環境効果を考慮しない疲労累計係数

U_i : 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果を考慮しない疲労累積係数

$F_{en,i}$: 合計で n 個ある応力サイクルのうち i 番目の応力サイクルにおける環境効果補正係数

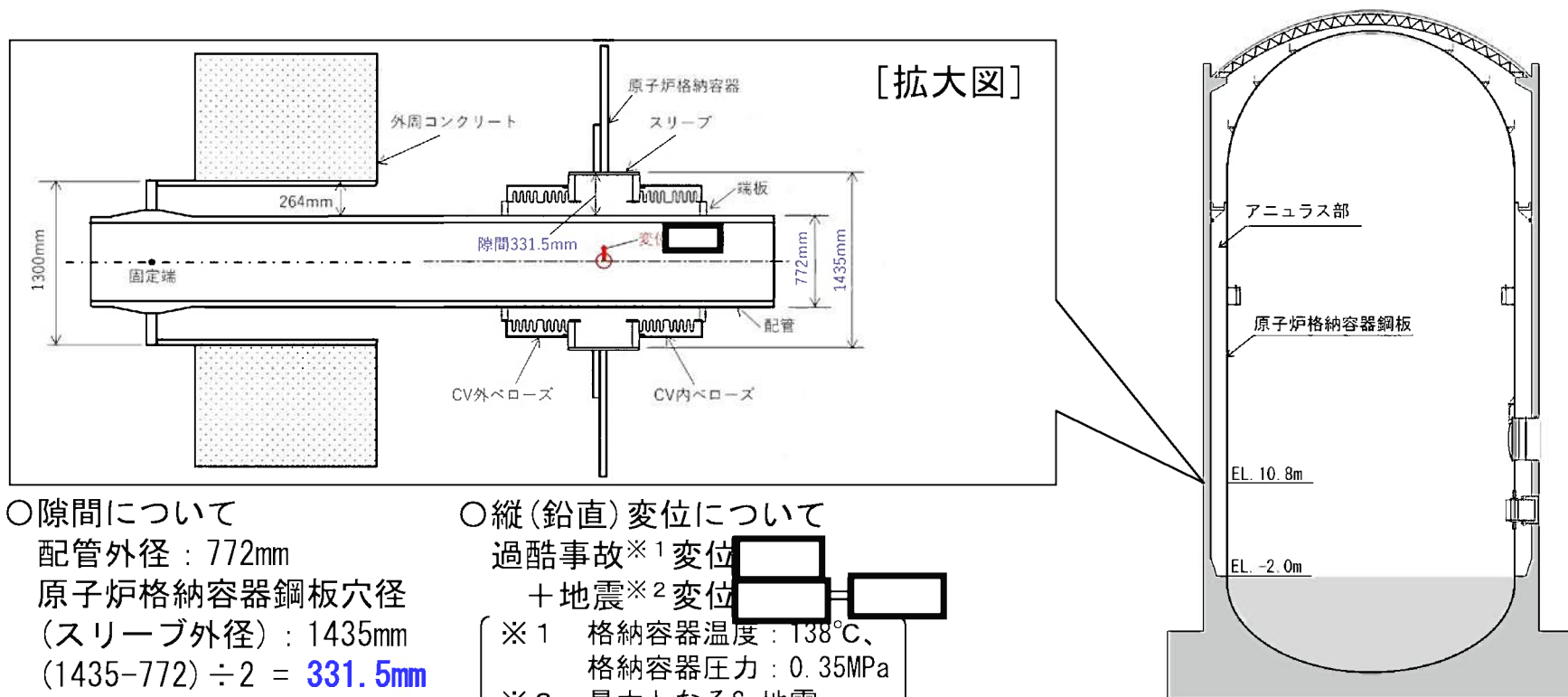
1. 質問事項

原子炉格納容器鋼板と貫通部の隙間については、過酷事故を踏まえた縦変位の数値の例を示し、再度問題ないことを説明すること。

2. 回答

原子炉格納容器貫通部のうち過酷事故を踏まえた縦変位の影響が大きいと考えられる最も高い箇所である主蒸気配管貫通部（伸縮式配管貫通部）を例に以下に示す。

以下のとおり、過酷事故を踏まえた縦変位 を考慮しても、隙間（331.5mm）を有する構造であり、貫通配管とスリーブが接触することはないと、原子炉格納容器鋼板へ影響がないと考えられる。



○隙間について
 配管外径：772mm
 原子炉格納容器鋼板穴径
 (スリーブ外径)：1435mm
 $(1435-772) \div 2 = 331.5\text{mm}$

○縦(鉛直)変位について
 過酷事故※1変位
 +地震※2変位
 ※1 格納容器温度：138℃、
 格納容器圧力：0.35MPa
 ※2 最大となるSs地震

 内は商業機密に係る事項であるため公開できません。