

# 老朽炉の審査基準案 パブコメ・セミナー

2023年7月31日

原子力規制を監視する市民の会

パブコメ文例集

<http://kiseikanshi.main.jp/2023/07/28/11223344555/>

阪上 武



## 脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律の一部の施行に伴う実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の改正案等に対する意見公募について

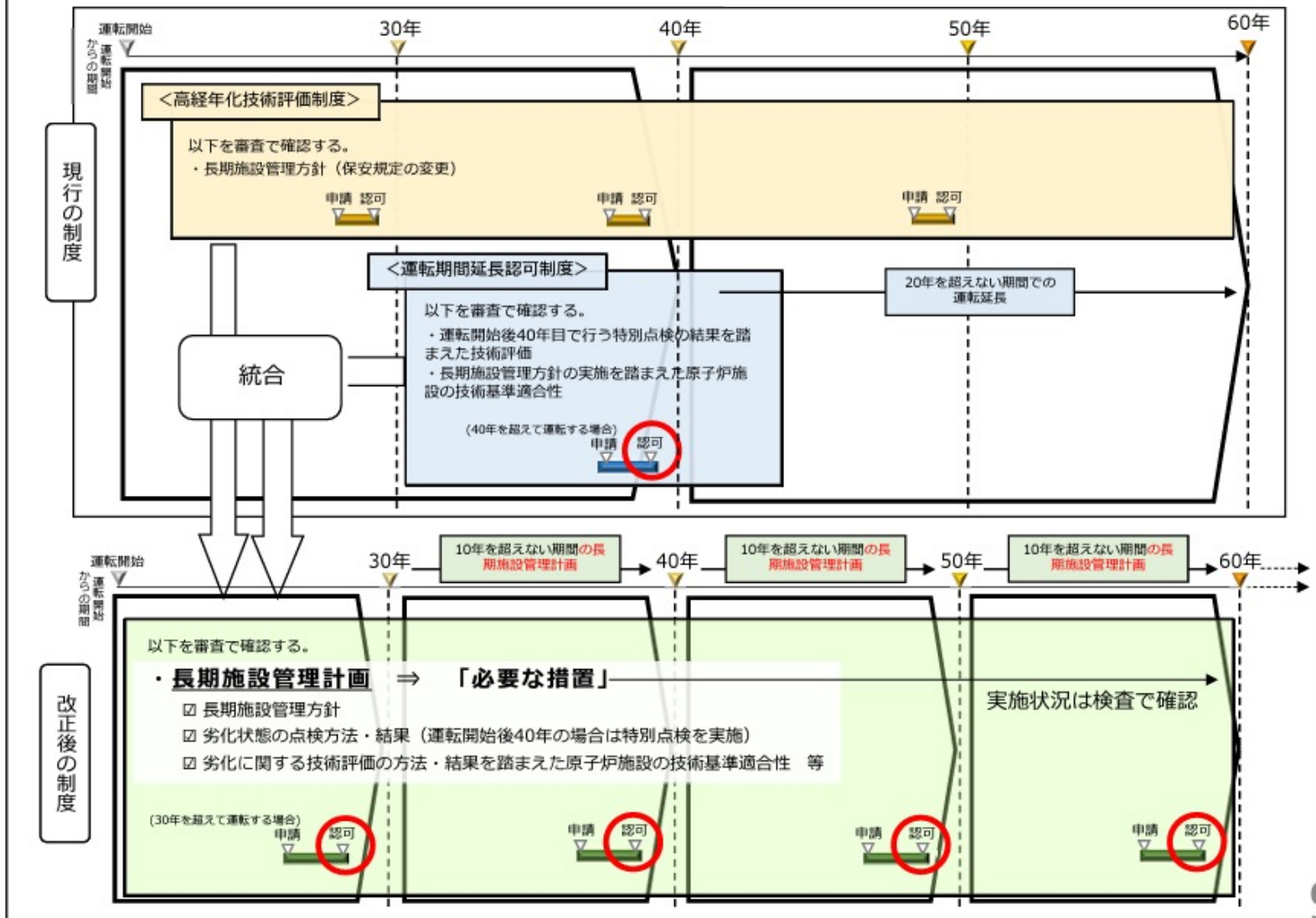
意見募集要領（提出先を含む）	意見公募要綱 <a href="#">PDF</a>
命令などの案	GX脱炭素電源法附則第4条第6項の規定により納付すべき手数料等の額を定める政令（案）（概要） <a href="#">PDF</a> 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部を改正する規則（案） <a href="#">PDF</a> 実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準（案） <a href="#">PDF</a>
関連資料、その他	意見提出用紙 <a href="#">PDF</a> 令和5年度第20回原子力規制委員会資料1 <a href="#">📄</a>

## 実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（案）に対する意見公募について

意見募集要領（提出先を含む）	<a href="#">意見公募要綱</a> <a href="#">PDF</a>
命令などの案	<a href="#">実用発電用原子炉の長期施設管理計画の記載要領（案）</a> <a href="#">PDF</a>
関連資料、 その他	<a href="#">意見提出用紙</a> <a href="#">PDF</a> <a href="#">令和5年度第20回原子力規制委員会資料1</a> 

## 高経年化原子炉の安全性を確保するための制度

運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について（原子力規制庁）より



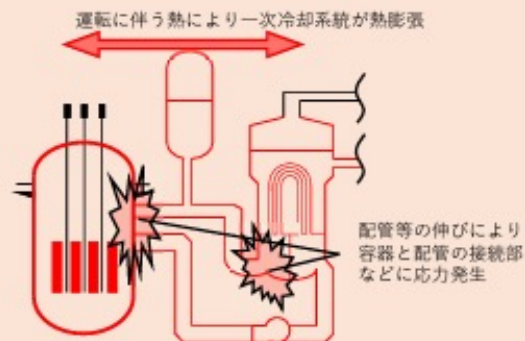
## 主要な6つの物理的な経年劣化事象

運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について（原子力規制庁）より

### 運転に伴い劣化が進展するもの

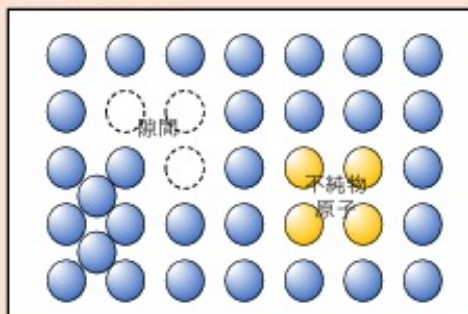
#### ① 低サイクル疲労

温度・圧力の変化によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象。



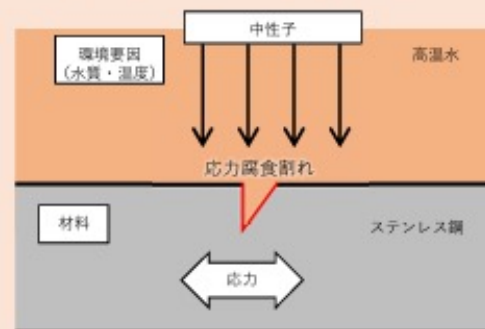
#### ② 原子炉容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その強度（靱性）が徐々に低下（脆化）する事象。



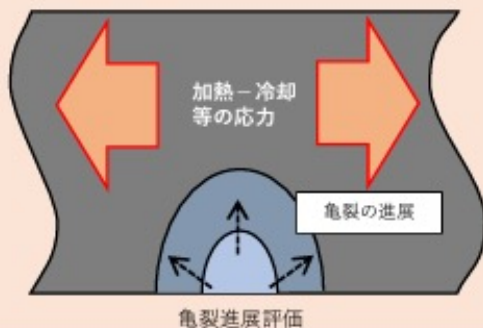
#### ③ 照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象。



#### ④ 2相ステンレス鋼の熱時効

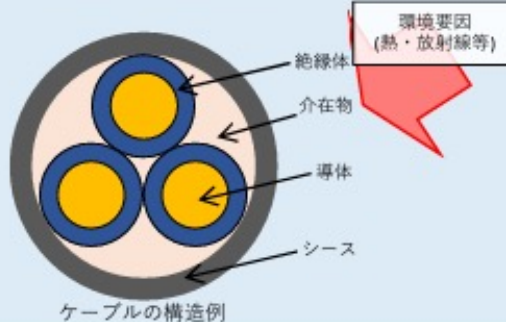
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象。



### 停止中でも進展するもの

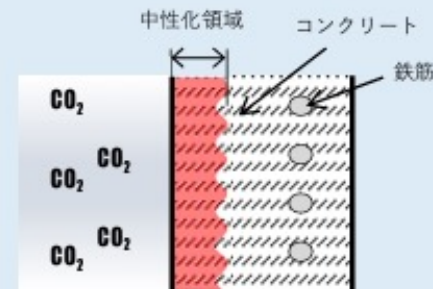
#### ⑤ 電気・計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象。



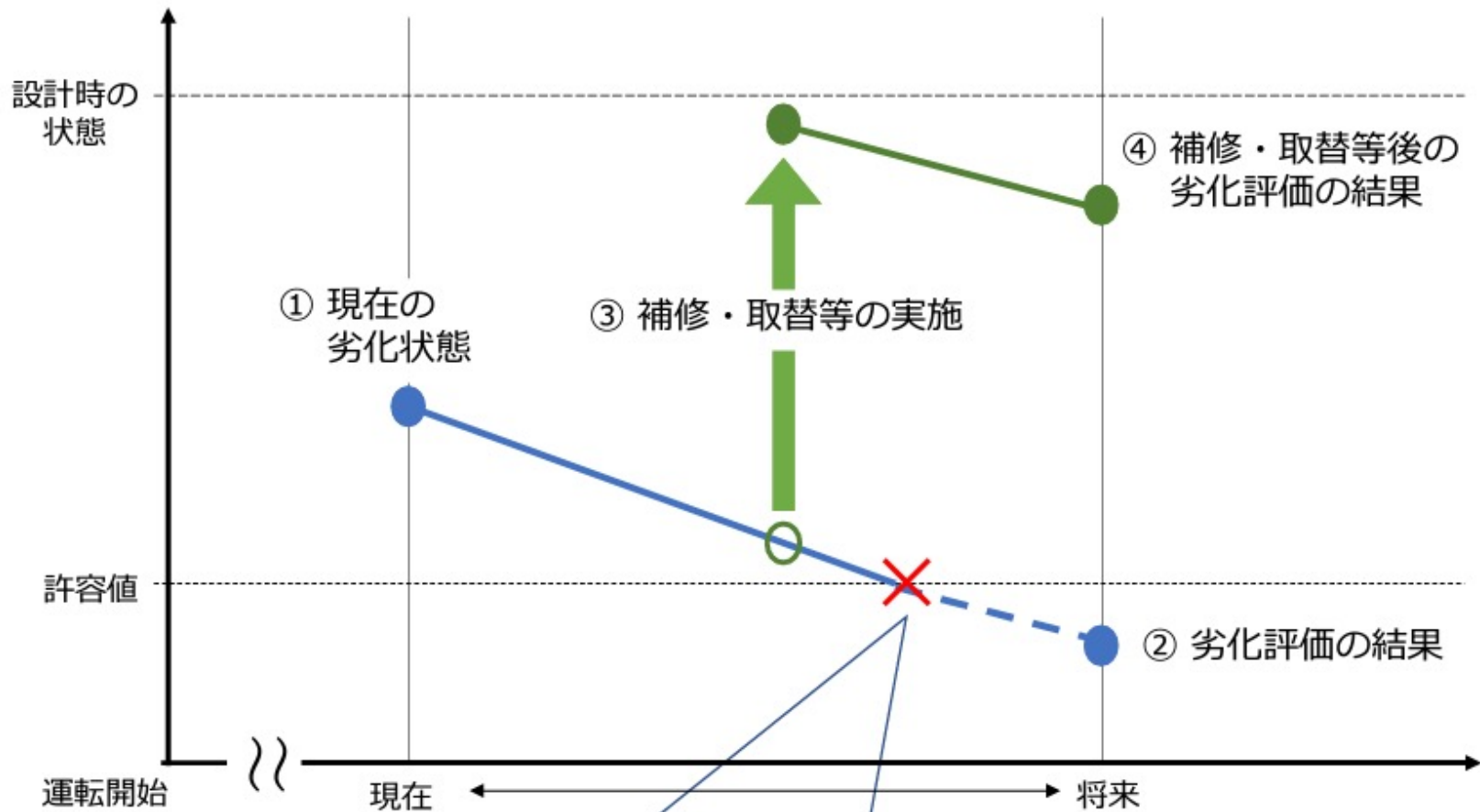
#### ⑥ コンクリート構造物の強度低下

コンクリートの強度が、熱、放射線照射等により低下する事象。また、放射線の避け能力が熱により低下する事象。



## 経年劣化予測の評価イメージ

運転開始から長期間経過した発電用原子炉の安全性を確保するための規制制度の全体像について（原子力規制庁）より



劣化評価の結果、許容値を下回ることが予測される場合、その前に補修・取替等の追加保全策を検討

## ④ 「設計の古さ」への対応イメージ

国内外の事故・トラブル情報、規制動向、安全研究等から得られた知見

対応が必要なレベルの「設計の古さ」を認知

### バックフィット

規制の水準を引き上げることで相対的に「古い設計」に対応  
(例) 重大事故を想定していなかった「古い設計」に対して重大事故対策を要求

### 施設管理

将来的な基準適合性を維持するため、通常保全に加え、劣化を管理するための追加保全を抽出・実施

### 長期施設管理

### 安全性向上評価

自然ハザード等の外環境の変化に対する評価や経年劣化が効果的に管理されているか（製造中止品管理を含む）などを評価

- サプライチェーンの確認
- 新しい技術との差分
- 「欠け」を見つけるしくみ

## <意見例>

国会の審議において、原則40年の原発の運転期間の定めは、「安全上のリスクを低減する」（2012年当時の内閣府作成の解説文書）趣旨により、「安全上の観点から」（衆議院予算委員会2月15日岸田首相の答弁）、原子炉等規制法に盛り込まれたことが明らかになった。規制側の原子炉等規制法から推進側の電気事業法に移す根拠はなく、はじめから議論をやり直さなければならない。



## <意見例>

規制委は法改定の事前評価書において、60年以降の審査が創設されるなどの理由で、今回の法改定が規制の緩和ではなく拡充であるとしているが、新たな審査は、審査の間隔を「10年」から「10年以内」としただけで、**評価・点検・審査の中身は、従来のものとほとんど変わりがな**  
**い。60年以降の審査は、安全規制としての運転期間制限を撤廃すると**  
**いう規制緩和により、やらざるをえなくなったというだけで、全体とし**  
**てみれば大幅な緩和となる。規制委は虚偽の評価を取消し、議論をやり**  
**直すべきである。**

## <意見例>

安全規制としての運転期間制限がなくなるのであれば、「設計の古さ（非物理的な劣化）」への対応が不可欠であり、特に「欠け」（未知なる劣化）を見つける仕組みを規制・審査の中に位置付ける必要がある。しかし、新たな審査基準案に盛り込まれたのは、サプライチェーンの確認だけであり、「欠け」（未知なる劣化）を見つける仕組みについては、年1回程度の規制委側と事業者側との協議の場を設けることでお茶を濁した。このような審査基準案を認めることはできない。

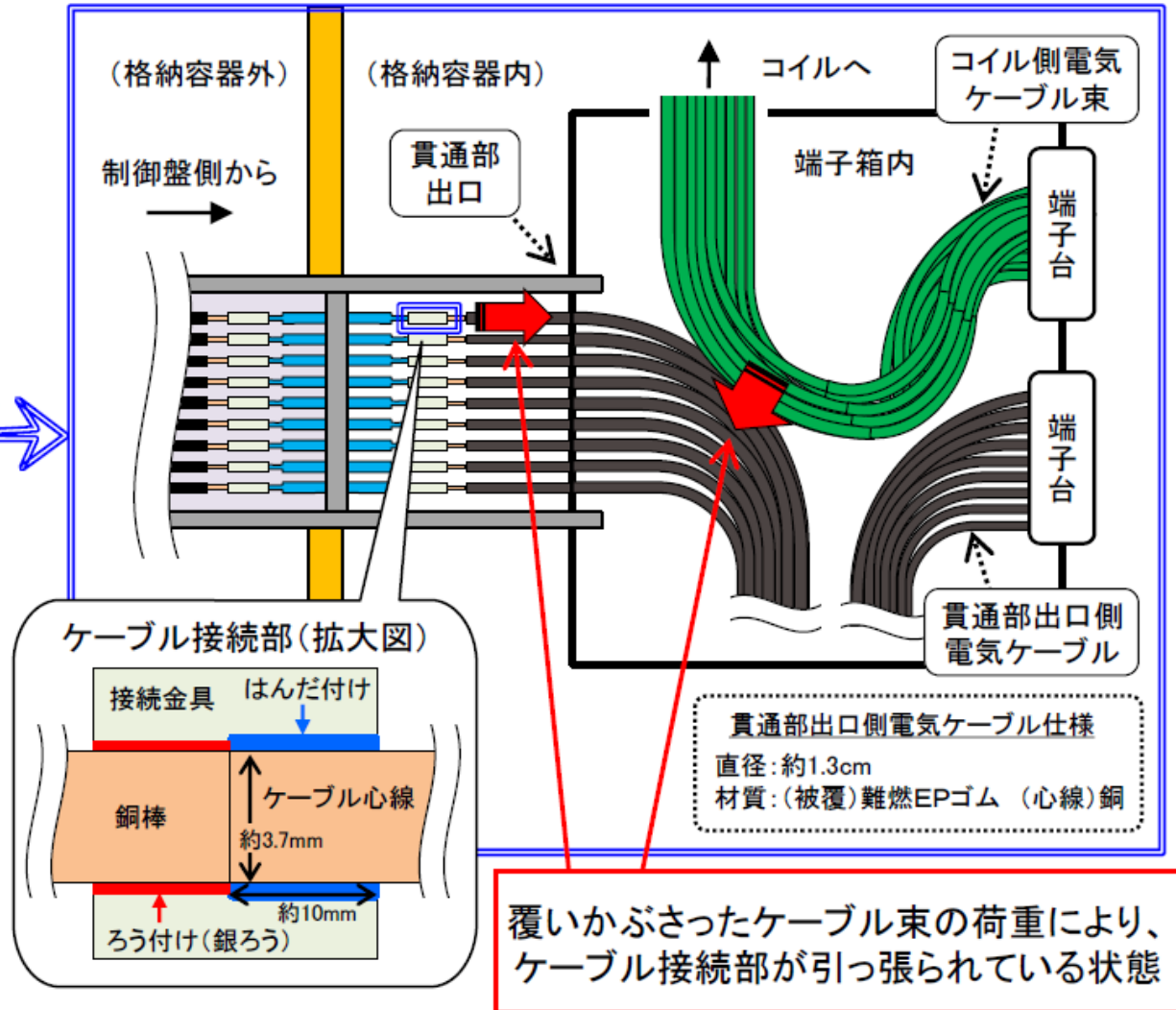
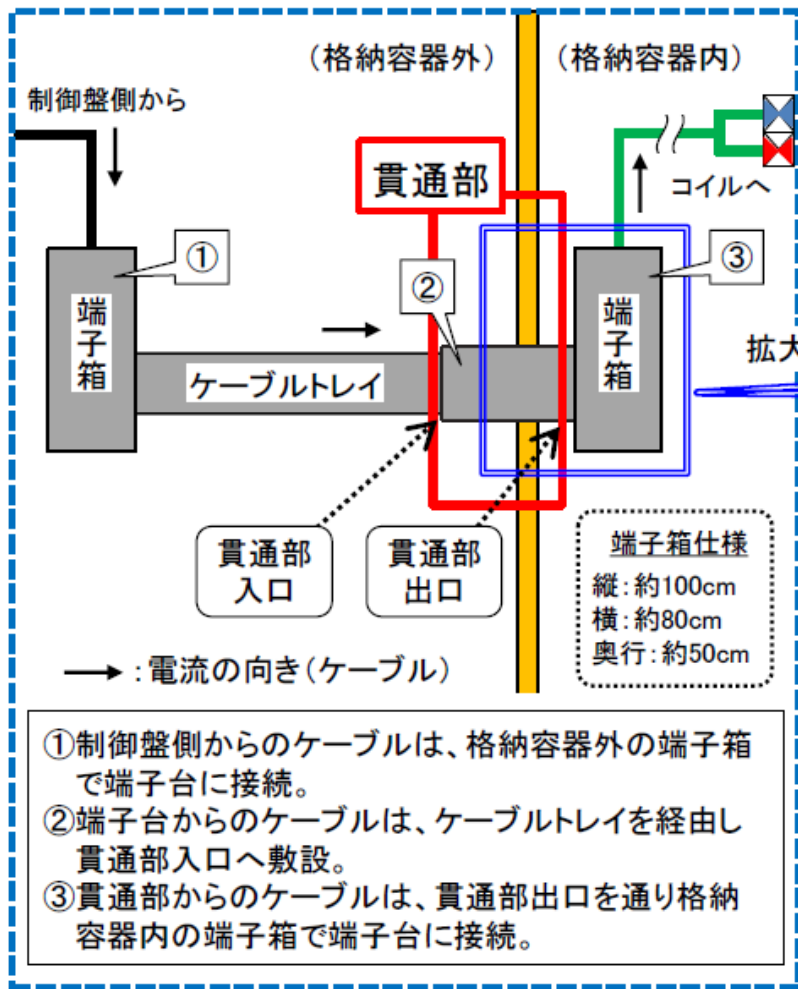
## <意見例>

安全規制としての運転期間制限が撤廃されたが、劣化が進んで危険な老朽原発を確実に廃炉にするための仕組みがない。運転期間の制限を撤廃すべきではない。バックフィットの経験からも、原子力規制委員会が、劣化が進んで危険な老朽原発を見つけ、訴訟リスクを負ってでも原発の廃炉を迫る決断力と実行力をもっているとは到底思えない。

# (原子炉格納容器貫通部の端子箱間の点検)

制御棒挿入の原因は原子炉格納容器貫通部の端子箱間にあると考え、当該端子箱間のケーブルや端子台を確認。

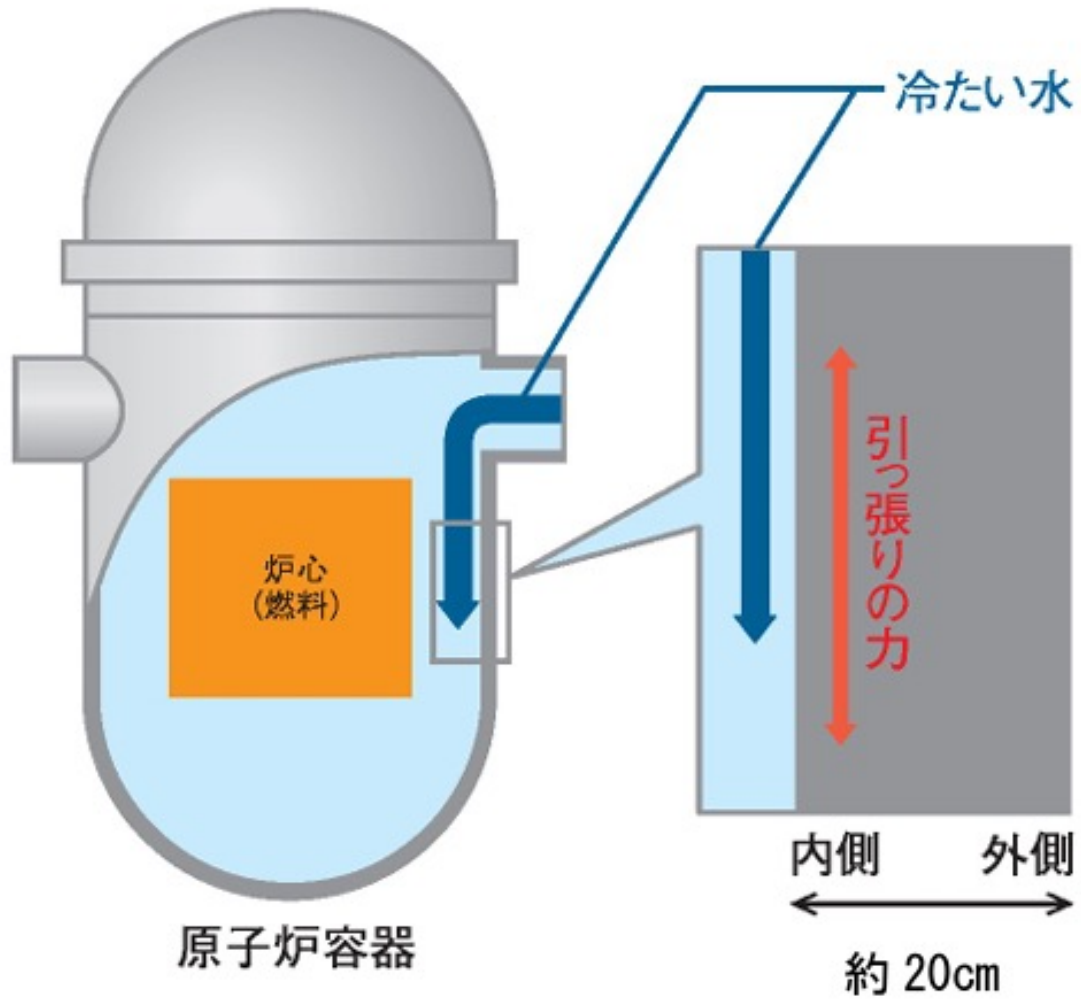
## <貫通部の端子箱間イメージ(横断面図)>



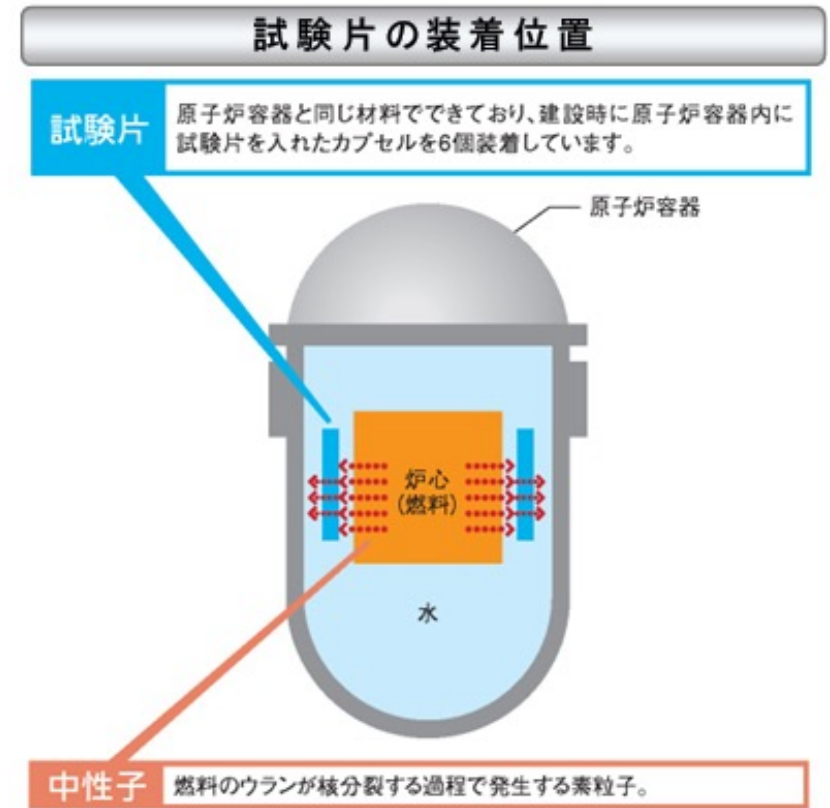
## <意見例>

高浜4号機の制御棒落下事故は、点検箇所から外れた場所の電気ケーブルにおいて、初期の施工不良と経年劣化が重なって生じたとされている。こうした事故については、事故が起こらないとわからない状況だが、それでは審査の意味がない。初期の施工不良が重なった場合の劣化事象に対する対応を検討する、電気ケーブルの全線での点検を実施するなど、点検方法や範囲について大幅な見直しが必要である。

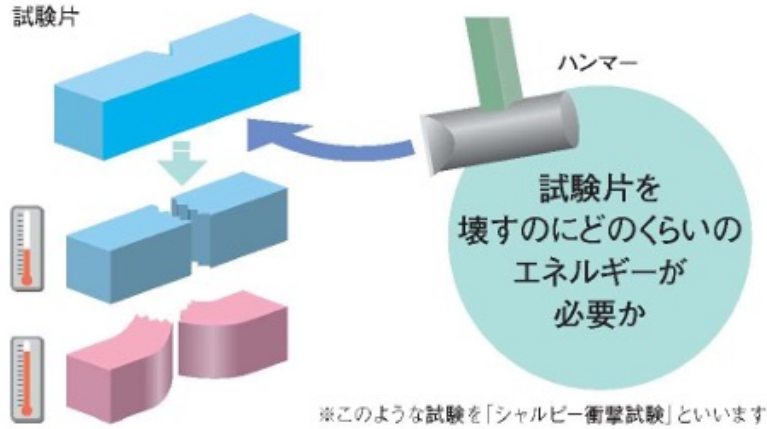
# 冷たい水が注入された際に、原子炉容器に働く力



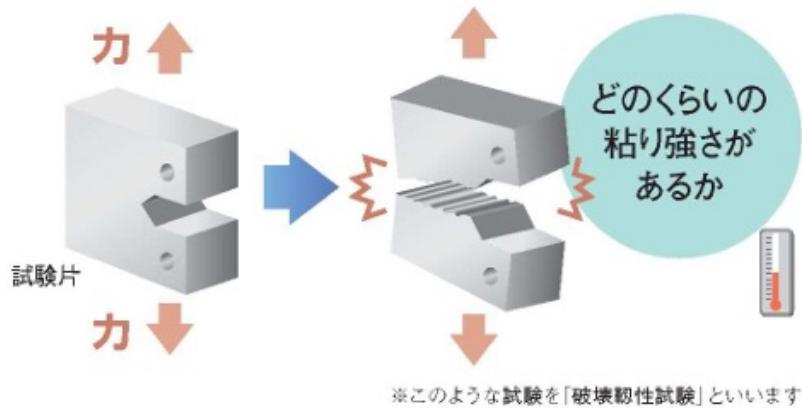
中性子照射脆化  
脆化管理のイメージ  
九州電力HPより



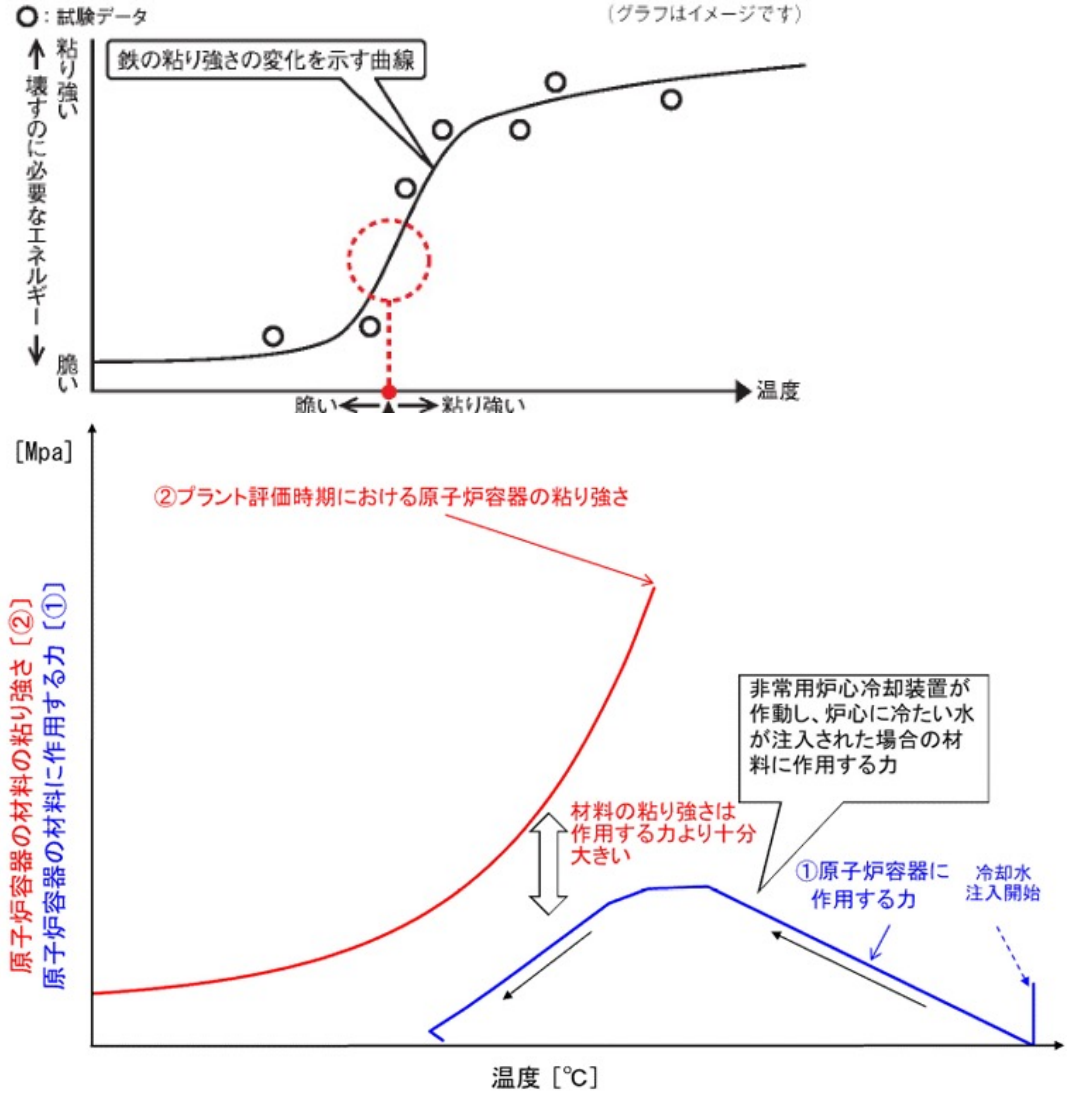
## 衝撃試験のイメージ



## 破壊試験のイメージ



## 衝撃試験から得られた鉄の性質の変化



東海第二原発 監視試験片取出時期（日本原電審査資料より）

監視試験実績		JEAC4201 の規定	取出時期の考え方
回数	取出時期		
第 1 回	1981.9	(電力自主)	—
第 2 回	1986.2	6EFPY, 又は監視試験片の中 中性子照射量 (E>1 MeV) が, $5 \times 10^{18}$ n/cm <sup>2</sup> (E>1 MeV) を超える 時期あるいは最大のリードフ ァクタを示す監視試験片の $\Delta$ RT <sub>NDT</sub> が 28 °Cと予測される時期 のうち, いずれか早い方。	第 2 回の取出時期は, 5.4EFPY と 計画していた。
第 3 回	1998.1	15EFPY, 又は監視試験片の中 中性子照射量 (E>1 MeV) が, 相当 運転期間に原子炉圧力容器が 内面で受ける中性子照射量 (E>1 MeV) に到達する時期の うち, いずれか早い方。	第 3 回の取出時期は, 15EFPY と計 画していた。
第 4 回	2014.2	監視試験片の中中性子照射量 (E>1 MeV) が, 相当運転期間に 原子炉圧力容器が内面で受け る中性子照射量 (E>1 MeV) の 1 倍以上 2 倍以下であること。た だし, 先行試験結果に基づき変 更してもよい。	第 4 回の取出時期は, 32EFPY と計 画していた。 東海第二は長期停止に伴い, 運転 開始後 36 年を経過している状態 あることから, 原子炉圧力容器鋼材 の中性子照射脆化の現状を把握す ることとし, 23.71EFPY で取り出し た。



表 7 (1/2) 川内 1 号炉の監視試験片取出し実績及び取出し時期の考え方

回次	取出し時期 (年月)	取出し時期 (EFPY)	適用した JEAC4201 の年度	適用した年度の規程内容	現規程 (JEAC4201-2007) の内容	取出し時期の考え方
第 1 回	1985 年 2 月	0.98	1980	3EFPY、又は試験片の中性子照射量が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す試験片の $\Delta \text{RT}_{\text{NDT}}$ が約 $28^\circ\text{C}$ と予測される時期の内、いずれか早い方。	3EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の $\Delta \text{RT}_{\text{NDT}}$ が $28^\circ\text{C}$ と予測される時期のうち、いずれか早い方。	監視試験プログラム策定時 (1984 年) に、JEAC4201-1980 に従い、最少取出しカプセル数は 4 個を計画していた。第 1 回の取出し時期は、最大のリードファクタを示す試験片の $\Delta \text{RT}_{\text{NDT}}$ が $28^\circ\text{C}$ と予想される、約 1 年後と計画していた。
第 2 回	1990 年 1 月	5.07	1980	6EFPY、又は試験片の中性子照射量が、寿命末期に受ける原子炉压力容器の 1/4T 位置における中性子照射量に到達する時期の内、いずれか早い方。	6EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) が、相当運転期間に原子炉压力容器が (1/4)t で受ける中性子照射量 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	第 1 回監視試験結果時 (1986 年) に、JEAC4201-1980 に従い、最少取出しカプセル数は 4 個を計画していた。第 2 回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が、運転期間末期に原子炉压力容器が 1/4T 位置における中性子照射量に到達する約 5EFPY と計画していた。
第 3 回	1999 年 5 月	12.51	1986	試験片の中性子照射量が、原子炉压力容器内面の寿命末期に受ける中性子照射量の 1 倍以上 2 倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。	監視試験片の中性子照射量 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) が、相当運転期間に原子炉压力容器が内面で受ける中性子照射量 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) の 1 倍以上 2 倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。	第 2 回監視試験結果時 (1990 年) に、JEAC4201-1986 に従い、最少取出しカプセル数は 3 個を計画していた。第 3 回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が、運転期間末期に原子炉压力容器が内面で受ける中性子照射量の 1.5 倍となる約 12.6EFPY と計画していた。

川内原発 1 号炉  
中性子照射脆化  
九州電力審査資料より

表 7 (2/2) 川内 1 号炉の監視試験片取出し実績及び取出し時期の考え方

回次	取出し時期 (年月)	取出し時期 (EFPY)	適用した JEAC4201 の年度	適用した年度の規程内 容	現規程(JEAC4201-2007) の内容	取出し時期の考え方
第 4 回	2008 年 8 月	20.44	1991	試験片の中性子照射量が、原子炉压力容器内面の寿命末期に受ける中性子照射量の 1 倍以上 2 倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。	監視試験片の中性子照射量(E>1MeV)が、相当運転期間に原子炉压力容器が内面で受ける中性子照射量(E>1MeV)の 1 倍以上 2 倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。	第 3 回監視試験結果時(2000 年)に、JEAC4201-1991 に従い、最少取出しカプセル数は 4 個を計画していた。第 4 回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が、運転期間末期に原子炉压力容器が内面で受ける中性子照射量の 1.5 倍となる約 19.5EFPY と計画していた。
第 5 回	2019 年 8 月	26.26	2007	—	—	第 4 回監視試験結果時に、JEAC4201-2007 に従った最少取出しカプセル数は 4 個であり、規定による取出しは既に終了していたが、継続して監視を行うため、第 5 回の取出し時期は、前回の取出しから 10 年程度経過する時期に取り出す計画とした。なお、第 5 回の監視試験結果は、「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」の要求を満たすため、劣化状況評価に活用した。

川内原発 1 号炉  
中性子照射脆化  
九州電力審査資料より

川内1号炉 原子炉容器本体胴部（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 回次	取出時期 (年月)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}\text{n/cm}^2$ ) [E>1MeV]	$T_{r30}$ ( $^{\circ}\text{C}$ )*1			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	-43	-46	-100	195	218	210
第1回	1985年2月	0.480 [約4EFPY] *2	-22	-38	-87	167	209	197
第2回	1990年1月	3.01 [約28EFPY] *2	-14	-22	-58	177	202	194
第3回	1999年5月	5.80 [約53EFPY] *2	3	-5	-38	164	183	176
第4回	2008年8月	9.18 [約84EFPY] *2	18	17	-21	171	188	172
第5回	2019年8月	12.4 [約114EFPY] *2	39	36	12	150	168	157

#### 4.8 高経年化への対応

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、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を実施していく。

また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱・冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉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サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。

## <意見例>

中性子照射脆化について、設計時の想定を超える長期運転により、監視試験片が足りなくなる問題が生じている。今年5月23日の参議院連合審査会の場で、川内原発1号炉では、運転開始時に6つ入れた監視試験片のカプセルのうち、既に5つが取り出されていること、東海第二原発では運転開始時に4つ入れた監視試験カプセルすべてが既に取り出されたこと、東海第二原発については再生試験片を入れたが、熱影響部については幅5ミリほどしかなく、事業者（ATENA）から、再生試験片を作成するのは困難との報告を受けていたことが明らかになった。高経年化した原発の安全性を確保するために、運転開始30年以降も、母材、溶接金属、熱影響部のそれぞれについて試験及び評価を継続的に行う必要がある。そのことを審査基準の要求事項に明記したうえで、監視試験片のカプセルの不足によりそれができない場合は不合格とすべきである。

## これまでの検討チームでの議論についての 事業者の受け止め

- ✓ 加えて、その他の論点として提示された「監視試験片の暦年による取り出し」「BWRプラントにおける非延性破壊に対する評価」についても、事業者として意見を述べさせていただき、議論の結果、科学的・技術的観点から合理的な見直しが行われる方向となったものと認識している。

# 監視試験カプセルの取り出し・試験について

- JEAC4201に基づき、“定格負荷相当年数 (EFPY : Effective Full Power Year)” に応じて計画的に監視試験カプセル (シャルピー衝撃試験片やモニタリングワイヤを含む) を取り出して、試験を実施している。
- 一方、これとは別に、運転期間の延長認可申請においては、“経過時間 (暦年)” による試験が求められている。

表1 定格負荷相当年数 (EFPY) による指標 (JEAC4201)

JEAC4201-2007	1回目	2回目	3回目	4回目	5回目
$\Delta RT_{NDT} \leq 28$	12EFPY	24EFPY	相当運転期間	—	—
$28 < \Delta RT_{NDT} \leq 56$	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—	—
$56 < \Delta RT_{NDT} \leq 111$	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—
$111 < \Delta RT_{NDT}$	1.5EFPY	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間

32EFPY

表2 経過時間 (暦年) による指標 (運用ガイド)

「 <u>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</u> 」における監視試験の実施に関する要求
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 運転後30年を経過する日から10年以内の出来るだけ遅い時期に取り出し</li> <li>• 運転後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が出来る時期に取り出し</li> </ul>

## <意見例>

規制委は、監視試験カプセルの取出しについて、暦年ではなく照射量に応じたものにするようにとの事業者側の要求に応じ、運転期間延長認可運用ガイドにある監視試験カプセルの取出し時期についての記載を削除し、審査基準案に「一般社団法人日本電気協会『原子炉構造材の監視試験方法』（JEAC4201）等に基づき、…適切な時期に監視試験を実施する方針が示され、同方針に基づき…監視試験に関する措置が具体的に定められていること。」と記載した。しかしJEAC4201-2007にある指標は、設計寿命40年を想定して策定されたものであり、これに依拠することはできない。また、事業者及び規制委は、監視片の位置が炉心に近く、照射速度が大きいことから、60年超の「実データ」が既に得られていることを強調するが、照射速度が大きい場合、通常に比べて脆化の程度が小さくなり、過小評価となることが明らかになっている。



規制委として、運転開始30年の経過後少なくとも10年以内毎の監視試験カプセルを取出しての試験及び評価を母材、溶接部、熱影響部のそれぞれについて継続的に実施するなど審査基準において要求すべきである。

<意見例>

中性子照射脆化の監視に際して、規制委はJEAC-4201-2007とJEAC4206-2007の2つの規格を用いている。いずれも福島第一原発事故前に策定されたものであり、JEAC-4201-2007は予測式の誤りが指摘されており、JEAC4206-2007についても、照射による脆性遷移温度の上昇量を破壊靱性値の温度シフト量に用いるやり方が正しくないことや、マスターカーブ法が取り入れられていないなど、不備が明らかになっている。「設計の古さ」の一つとして規格・規定の古さも問題にすべきである。直ちに現状の規格の検証を行い、不備が解消されない限りは、老朽原発の運転を止め、審査を中止すべきである。



## 審査基準案の規定イメージ(6)

### 実用発電用原子炉施設の長期施設管理計画の審査基準(仮称)

### 【規定の考え方等】

#### ○劣化評価の結果

・劣化評価の結果、長期施設管理計画の期間において、同評価の対象となる機器・構造物が下表に掲げる要求事項(以下「要求事項」という。)に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には長期施設管理計画の期間における原子炉その他の設備に係る劣化管理のために講ずる措置の実施を考慮した上で、長期施設管理計画の期間において、要求事項に適合すること。

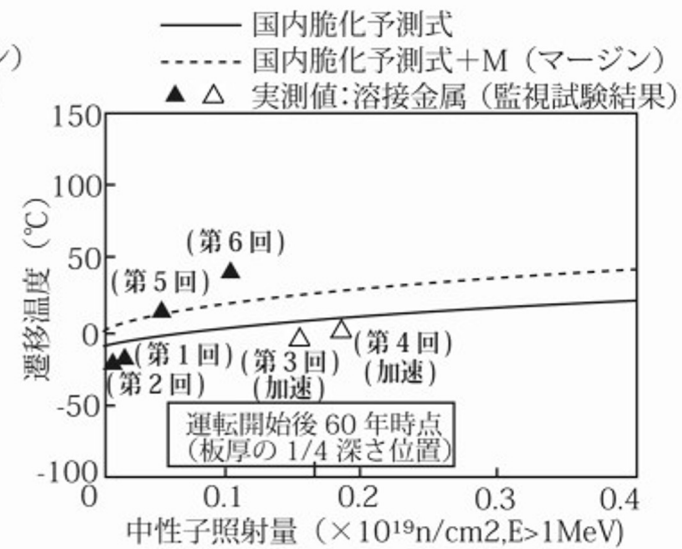
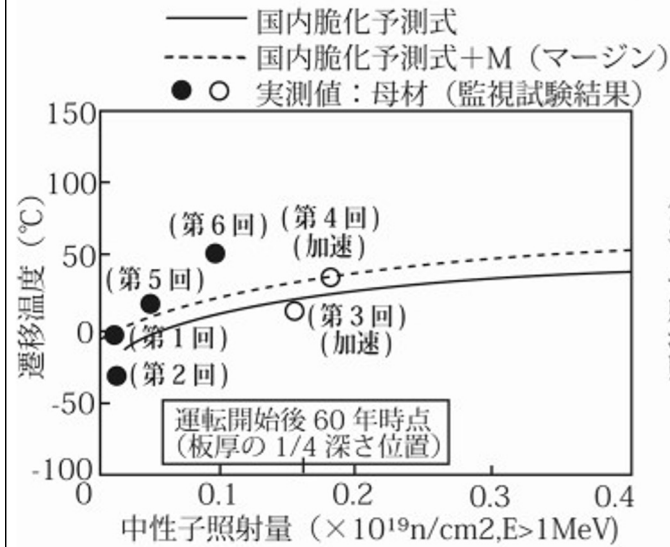
・<運転延長認可審査基準>と同様の内容の要求事項とする。ただし、中性子照射脆化の要求事項のうち、加圧熱衝撃評価については、加圧水型原子炉のみに適用するように見直す。

評価対象事象又は評価事項	要求事項
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。
中性子照射脆化	○加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、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、68J以上である場合は、この限りでない。 ・延性亀裂進展性評価の結果、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。

## 母材

敦賀1号炉

## 溶接金属

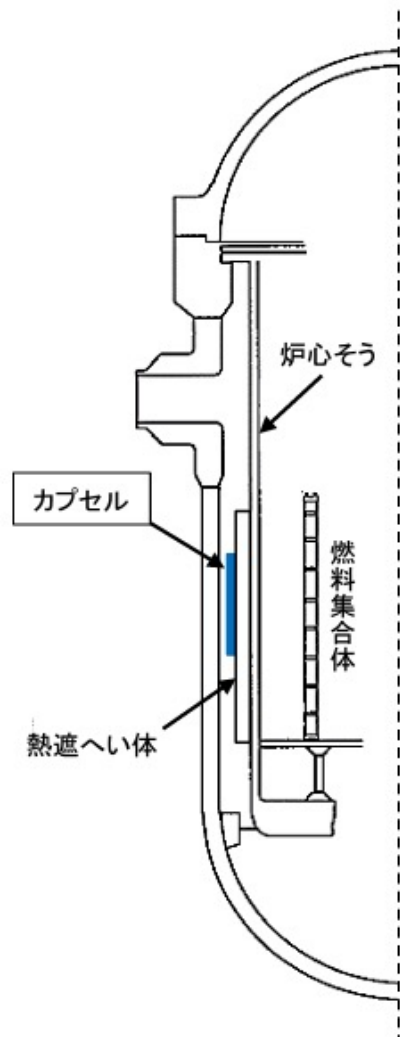


●印と▲印は通常照射 (炉壁に近い位置に置かれた監視試験片) によるデータ  
 ○印と△印は加速照射 (炉心に近づけて置かれた試験片) によるデータ  
 曲線はJEAC4201-2004にもとづく脆化予測曲線。実線は計算式、破線は+マージン

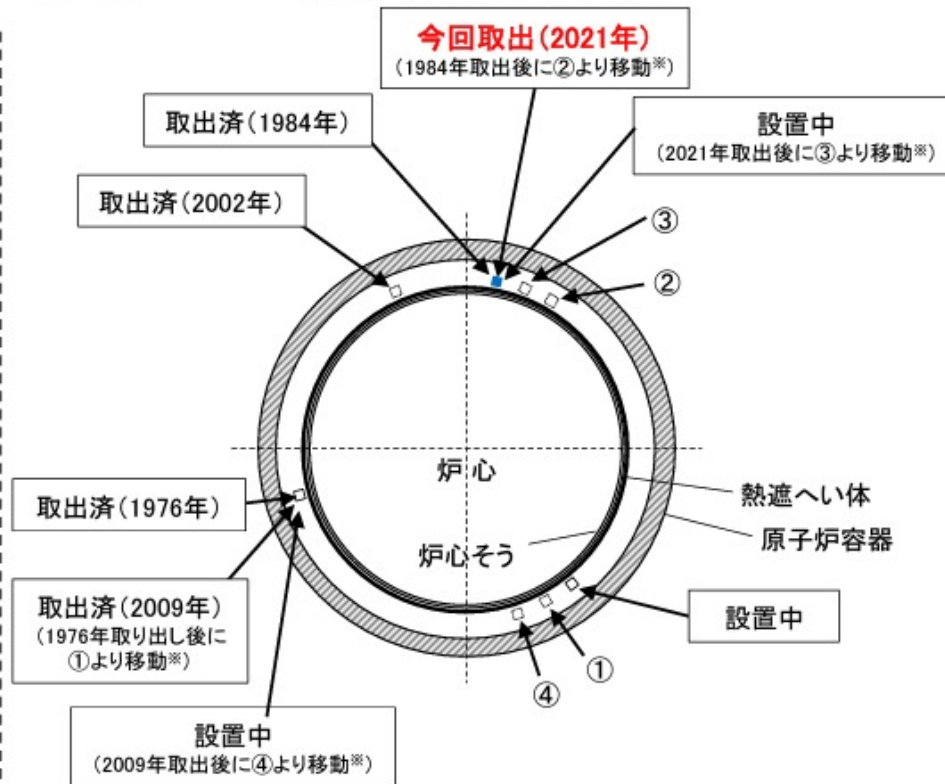
## <意見例>

中性子照射脆化について、規制委は、BWR（沸騰水型原子炉）では加圧熱衝撃評価を不要として欲しいとの事業者の要求に応じ、審査基準案の要求事項に「加圧熱衝撃により原子炉圧力容器が損傷するおそれのある場合、」の文言を追加したが、これを撤回すべきである。高経年化検討チームの会合では、第4回会合の事業者側のプレゼンよりも先に第3回会合で規制委側の改定案が提示された。規制緩和の要求に規制委が密室で応じていたことになる。評価を不要と主張するプレゼンにおいて、事業者は、加速照射データを無条件に通常データと同列に扱っているが、敦賀原発1号炉や福島第一原発のデータから、加速照射の場合、通常に比べて同じ照射量で比較すると脆化の程度が小さく、過小評価となることが明らかになっている。こうした点を含め、第三者の専門家の検討などもなしに事業者側の要求に一方向的に従うことは許されない。

原子炉容器(横から見た図)



原子炉容器(上から見た図)



※カプセルの設置位置により中性子の照射量が異なるため、照射試験片の取出し時に将来の評価に適切な照射量となるよう、カプセルの移動を行っている。

カプセル:照射試験片を収納した箱型の容器  
取り出しはカプセルごとに行い、試験場所において中の試験片を取り出す

高浜原発1号炉  
照射試験片取出工事  
関西電力HPより

1. 高浜1号機

監視試験 回次	区分	試験温度 (℃)	適切なデータが得られなかった理由
1	母材	288	①延性破壊
		100	①延性破壊
		19	適切なデータが得られた
		-100	適切なデータが得られた
2	溶接金属	288	①延性破壊
		150	①延性破壊
		24	適切なデータが得られた
		-50	適切なデータが得られた
3	母材	288	①延性破壊
		80	適切なデータが得られた
		50	適切なデータが得られた
		19	適切なデータが得られた
4	溶接金属	288	①延性破壊
		200	①延性破壊
		75	適切なデータが得られた
		0	適切なデータが得られた

5	母材
---	----

1976  
(2)

1984  
(10)

2002  
(28)

2009  
(35)

2021  
(47)

高浜原発1号炉  
破壊靱性試験結果  
関西電力審査資料  
より

## <意見例>

関西電力の高浜1号炉、2号炉、美浜3号炉については、これまでの加圧熱衝撃評価について問題があり、再稼働を止めたうえで再検討を実施すべきである。

高浜1号炉の母材については、運転開始30～40年の間に取り出しておらず、「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」に取り出し試験を実施すること要求する現状の運転期間延長認可運用ガイドに違反しているおそれがある。

母材と溶接金属をセットで考えると、高浜1号炉は運転開始から2セットしか取出していないことになるが、これはJEAC4201-2007による指標からも大きく外れている。