

中性子照射脆化 監視試験片問題 事前質問書の趣旨説明

2023年11月30日

原子力規制を監視する市民の会

阪上 武

◆監視試験片が尽きた(東海第二原発)・残り1セットしかない(川内原発1号炉)問題◆

どうするのか？

規…試験済試験片を入れてある。試験済試験片から再生試験片を作成して試験を行う

規…再生試験片を用いて試験を行ってもよいと電気協会の規格に記載がある

規…再生試験片ができず試験が実施できない場合は不合格とする

再生試験片を作成する技術は確立しているのか？

規… 2006年にJNESより再生試験片をつくる際の接合技術についての実験結果が報告されている

ところが

○原電は2019年度に共同研究による実証試験が完了予定と報告し、それを前提として、規制委は2018年に東海第二の延長認可を出していた…その後どうなったのか？

○昨年12月規制庁は事業者から狭開先の溶接部の再生は困難との報告を受けていた

○電気協会の規格JEAC4201の2023年追補版において、再生試験片について記載の予定はない

東海第二原発
劣化評価書
(中性子照射脆化)
補足説明資料より
日本原電

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 性子照射量 (E>1 MeV) が, 5×10^{18} n/cm ² (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△ RT _{NDT} 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 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 であることから, 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。

東海第二原発 劣化評価書(中性子照射脆化) 補足説明資料より 日本原電

第5回監視試験の取出時期は、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して、運転期間50年を迎える前の適切な時期に実施する。第3回試験済試験片セットは炉内に再装荷しており、また、第4回にて試験した試験済試験片セットは、今後再装荷することとしている。第3回、第4回のどちらの試験片でも対応可能であることから、次回取出前までに決定することとしている。

今後、第5回及び第6回の監視試験を実施するに当たっては、「共同研究報告書 運転期間延長許認可制度に対応したRPV監視試験方法の開発に関する研究」において再生試験片の製作方法を開発中である。2016年度に非照射材を用いた確証試験が完了し、現在、照射材を用いた確証試験を実施している段階であり2019年度に完了予定であることから、将来的に2回分の監視試験片を確保することは可能である。

川内原発1号炉 劣化評価書(中性子照射脆化) 補足説明資料より 九州電力

3. 3 (1) 「延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針」(以下「施設管理方針」という。)の策定に係る手法は、実用炉規則第82条第2項に規定する運転開始後40年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針の策定と同様とする。特に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。

- ①上記3. 2の劣化状況評価を踏まえた施設管理方針。
- 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。

「4.8 高経年化への対応」に示すとおり、施設管理に関する方針(長期施設管理方針)に、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験を実施することを記載した。

衆議院議員 阿部知子議員事務所 御中

原子力規制庁原子力規制企画課

御質問への回答について

2. 再生監視試験片について

(1) 東海第二原発では監視試験片の再生を企図して試験済み試験片の残材を装荷したとのことだが、母材、溶接部、溶接の熱影響部のどの部位の再生用なのか。足りない部位がある場合、要求を満たす評価を行うことはできないのではないか。

(2) 溶接部や溶接の熱影響部については、再生試験片の作成は不可能ではないか。その場合、運転開始時に挿入した試験片が尽きてしまえば、要求を満たすことはできないのではないか。

(3) 監視試験片の再生利用に関しては、旧 JNES などの実験データがあるとのことだが、試験が求められている母材、溶接金属、熱影響部のうち、溶接金属および熱影響部に関する実験結果を示していただきたい。

(1)(2) 御指摘の東海第二発電所については、「第3回試験済試験片セットは炉内に再装荷しており、また、第4回にて試験した試験済試験片セットは、今後再装荷することとしている」と説明を受けています。再装荷した監視試験片の再生方法については、現行の实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第22条において、JEAC4201の規定に同解釈別記6の要件を付したものにより実施することを規定しており、同規格の附属書Cに規定された方法で監視試験片の再生を実施することは認められています。いずれにせよ、基準への適合を立証するのは事業者であり、仮に監視試験片が再生できない等の理由により適切な劣化評価が行えない場合は、基準に適合していることが立証できないこととなります。

(3) 2006年4月に独立行政法人原子力安全基盤機構の発行した「原子炉圧力容器監視試験片の再生に関する調査報告書」は、試験後のシャルピー衝撃試験片を再生する際の、接合技術（試験後のシャルピー衝撃試験片とタブ材を溶接する方法）に関する実験結果が報告されています。この研究は、接合による熱影響によってインサート材の物性値が影響を受けないような接合方法を検討したものです。インサート材としては、母材と溶接金属を対象にして実施しています。

2023年1月 原子力規制庁と事業者との意見交換の議事録より

規制庁

「(昨年12月に)事業者のほうからの説明として、原子炉圧力容器の溶接について、特に溶接幅の狭い手法を採用したプラントがあって、そういったプラントの監視試験片、再生する場合に、必要な長さが確保できずに、試験片の再生が困難な場合があるという説明を受けました」

供用期間中の監視試験計画【現状】

- 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、運転期間延長認可申請、JEAC4201-2013年追補版の適用要件として“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

JEAC4201-2007	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

表2 経過時間（暦年）による指標

項目	内容
運転期間延長認可 ^{*1} に伴う監視試験	<ul style="list-style-type: none"> • 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 • 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
技術基準規則解釈 別記-6 ^{*2} JEAC4201-2013年追補版 適用要件 ($> 2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の場合)	<ul style="list-style-type: none"> • これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。 • 40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後40年から50年の間及び50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。

【監視試験計画の見直し内容：202X年版でご説明済み】

- JEAC4201によらない関連する技術基準・ガイドによる取り出し要求を包含できるような柔軟な規定に変更することで、適切な間隔でのカプセル取り出しが可能となるようにしている。

関連するガイド他の要求を踏まえた柔軟な規定に改訂

	変更前（2007年版）	変更後（追補版：202X年版と同様）
最小カプセル数	3個～5個	変更なし
標準監視試験計画におけるカプセル取り出し時期	（記載なし）	・高照射領域（ $> 2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ）の取り出しに際して配慮すべき事項を追加。
長期監視試験計画への移行時期	表-SA-2362-1に定める最終回時の取り出し時期（32EFPY）	<u>相当運転期間または延長認可のどちらか早い時期までの取り出しから*</u>
長期監視試験計画におけるカプセル取り出し時期	最終回時の取り出しカプセルとその1つ前のカプセルの中性子照射量の差、あるいはそれ以下に相当する定格負荷相当年数の間隔 ・ ΔRT_{NDT} が28℃以下の場合 24EFPY（48-24） ・ ΔRT_{NDT} が28℃を超える場合 17EFPY（32-15）	・ <u>沸騰水型原子炉圧力容器の場合、16EFPYの間隔で取り出す。*</u> ・加圧水型原子炉容器の場合、8EFPYの間隔で取り出す。 ・JEAC4201の要求によらず、カプセルの取り出し実績がある場合には、 <u>前回の取り出しから適切な間隔を確保する考え方を解説で明確化。</u> ・高照射領域（ $> 2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ）の取り出しに際して配慮すべき事項を追加。

※標準監視試験以降の監視試験計画となる“長期監視試験計画”への移行時期とカプセル取り出し時期

- ・2007年版：相当運転期間が32EFPYであることを前提として、この時期の取り出しから長期監視試験計画へ移行する。
- ・202X年版：「相当運転期間」または「運転期間の延長（40年目に近い時期）」のどちらか早い時期の取り出しから、長期監視試験計画へ移行するとともに、移行後の取り出し時期は、炉型に応じた取り出し時期（間隔）を設定している。

質問事項1.

(1)東海第二原発で装荷した及び装荷予定の試験済試験片セットの中身について、種類と数を明らかにされたい。

(2)川内原発1号炉は、第7回目以降は再生監視試験片を用いるつもりか。試験済試験片セットの中身について、種類と数を明らかにされたい。

(3)「共同研究 運転期間延長認可制度に対応したRPV監視試験方法の開発に関する研究」はその後どうなったのか。2019年度に完了予定の確証試験結果は確認したのか。「将来的に2回分の監視試験片を確保することは可能」であることは確認できたのか。

(4)原子力規制庁は、特に溶接幅の狭い手法を採用したプラントの監視試験片の再生が困難であるとの説明をいつどのような場で受けたのか。結局再生の技術は確立したといえるのか。

(5)東海第二原発の次回の試験については、高経年化対策審査ガイドの記載に基づき、運転期間50年を迎える前に実施するという理解でよいか。試験に要する年限を考慮すると来年には取出しを実施することになると考えられるがいかがか。

(6)川内原発1・2号炉の次回以降の試験時期が施設管理方針に明確に記載されていないのはガイドに違反するのではないか。

(7)今後、運転開始40年以降の試験の時期についての規制はどうするのか。再生試験片の技術が確立するまでは取出し試験を行わないというようなやり方は許容されるのか。

(8)再生監視試験片を作成する技術が確立していないのであれば、来年にも予定されている東海第二原発の再稼働を止め、川内原発1号炉の運転期間延長の認可を取消すべきではないか。

(9)関電高浜原発1・2号炉及び美浜原発3号炉については、破壊靱性試験に用いる監視試験片カプセルについて、1つのカプセルには、母材と溶接部のうちいずれか片方しか入っておらず、これを交互に取り出して試験を行っている。高浜原発1号炉について、母材だけに注目すると、運転開始30年～40年の間に一度も取出し試験を実施していないが、これは高経年化対策審査ガイドの要求に反するのではないか。

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

◆原子炉を100年以上連続して運転した場合に相当するデータは得られている？◆

正しいのか？

○規制委の言う「データ」は、川内原発の場合、4倍速く照射した加速照射を前提としている。

○加速照射した場合は過小評価となることが、敦賀原発や福島第一原発で確認されている。

規…(BWRでは過小評価となることを前提としたうえで)敦賀原発や福島第一原発の加速照射は中性子束や中性子エネルギースペクトルなど照射条件がことなる。PWRでは照射条件が等しい

照射条件は本当に等しいのか？

○照射速度の違いによりゆっくり照射を受けた場合は同じ照射量でもより脆化が進む可能性はないのか？

衆議院議員 阿部知子議員事務所 御中

原子力規制庁原子力規制企画課

御質問への回答について

(3) 御指摘の敦賀1号炉や福島第一原子力発電所等のBWRプラントで設置されている加速試験用の監視試験片は、炉壁ではなく炉内構造物に設置されたものであり、中性子束、中性子エネルギースペクトル等の照射条件が異なるため、劣化状況評価においては参考情報として記載されているものであり、脆化予測では用いられていないものと承知しています。

PWRプラントの劣化評価で用いられる監視試験片は、JEAC4201-2007に基づき、中性子束、中性子エネルギースペクトル等の照射条件が原子炉本体となるべく等しくなる位置（炉壁）に設置されています。その上で、川内1・2号炉においては、原子炉を約110年連続して運転した場合に相当するデータが得られているものと考えています。

質問事項2.

(1) BWRプラントの加速照射が過小評価になるのは、中性子束、中性子エネルギースペクトル等の照射条件が異なるためであるとするが、照射速度の違い(中性子束の違い)が主な原因と考えてよいか。

(2) 照射速度の違いによりゆっくり照射を受けた場合は同じ照射量でもより脆化が進む可能性はないのか、その場合には、PWR プラントを含めて、「60年を超える運転において圧力容器が受ける照射量に相当する監視試験データが既に得られている」などとは言えないのではないか。

質問事項3. 高浜原発1号機の最新の第5回取出し試験結果等について

関電が提出した高経年化技術評価書によると、脆性遷移温度は実測値が105℃と100℃を超え、上部棚吸収エネルギーの実測値は69Jで基準の68Jに迫っている。一方で、厚さ1/4 位置での予測値では、関連温度は現時点で91℃(60年時点で96℃)、上部棚吸収エネルギーは現時点で74J(60年時点で72J)となっている。これらの数値の計算過程を示す説明資料の提出を関電に求めていただきたい。

追加質問

第60回技術情報検討会の資料「実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討」の図3の破壊靱性温度移行量がマイナスのデータ点について、プラント名、監視試験回次、母材か溶接金属のどちらか、明らかにされたい。