

伊方発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SIN3-PLM30-脆化

伊方発電所 3 号炉 高経年化技術評価
(中性子照射脆化)

補足説明資料

令和 6 年 1 月
四国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

内表面から板厚 t の $1/4 t$ 深さ位置に係る、2020 年 3 月末時点 (17.0EFPY) および運転開始後 60 年時点 (51.7EFPY) の中性子照射量の計算過程について以下に示す。

評価時期における原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4 t$ 深さ位置での中性子照射量 $f_{1/4}$ は、第 2 回監視試験により得られた中性子照射量 f_0 および定格負荷相当年数 EFPY₁ を用いて算出した中性子束に対し、原子炉容器内表面のリードファクタ LF (Lead Factor) および板厚方向の減衰係数を考慮し、評価時点での定格負荷相当年数 EFPY₂ を用いて算出する。

伊方 3 号炉においては第 12 回定期検査時 (2009 年度) にウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX : Mixed Oxide) 燃料を装荷し、使用を開始していることから、今回の評価では、MOX 燃料装荷時点 (13.5EFPY) 以降については、13.5EFPY 以前の第 2 回監視試験より得られた中性子束に MOX 燃料工認* で考慮した 1.1 倍を乗じて、2020 年 3 月末時点および運転開始後 60 年時点の中性子照射量を算出した。

伊方 3 号炉の中性子照射量算出に用いる値を表 3 に示す。

* : 平成 21 年 7 月 15 日付け平成 21・05・12 原第 17 号にて認可を受けたウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の工事計画

$$f_{1/4} = f \times \underbrace{\exp(-0.24 \times t \div 4 \div 25.4)}_{\text{板厚 } t \text{ の } 1/4 t \text{ 深さ位置の減衰係数}}$$

$$f = \underbrace{f_1 + f_2}_{\text{評価時期における原子炉容器内表面位置での中性子照射量 (MOX 燃料の影響を考慮)}}$$

$$f_1 = \underbrace{f_0 \div \text{EFPY}_1 \div \text{LF} \times \text{EFPY}_{\text{MOX}}}_{\text{MOX 燃料装荷時点までの原子炉容器内表面での中性子照射量}}$$

$$f_2 = \underbrace{f_0 \div \text{EFPY}_1}_{\text{カプセル位置での中性子束}} \div \underbrace{\text{LF}}_{\text{原子炉容器内表面位置での中性子束}} \times \underbrace{(\text{EFPY}_2 - \text{EFPY}_{\text{MOX}})}_{\text{MOX 燃料装荷時点から評価時期までの原子炉容器内表面位置での中性子照射量 (MOX 燃料の影響を考慮)}} \times 1.1$$

・照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価結果

原子力規制委員会「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」および原子力規制委員会「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」の記載に従い「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」を実施した。評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した K_{Ic} 。実測値をプロットし、照射前および第1回監視試験のデータについては測定した Tr30 実測値と第2回監視試験で測定した Tr30 実測値の差分だけ温度シフトさせた。次に、温度シフトさせた K_{Ic} 。実測データを下限包絡した K_{Ic} 。曲線を JEAC4206 の附属書Cに従い設定した。図6に示す評価結果のとおり、 K_{Ic} 。曲線は K_I で示す PTS 状態遷移曲線を上回っていることから、「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」においても脆性破壊は起こらないと評価される。なお、第2回監視試験片の中性子照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10mm の位置（想定亀裂先端位置）の中性子照射量に換算すると運転開始後約 42 年時点の中性子照射量に相当する。

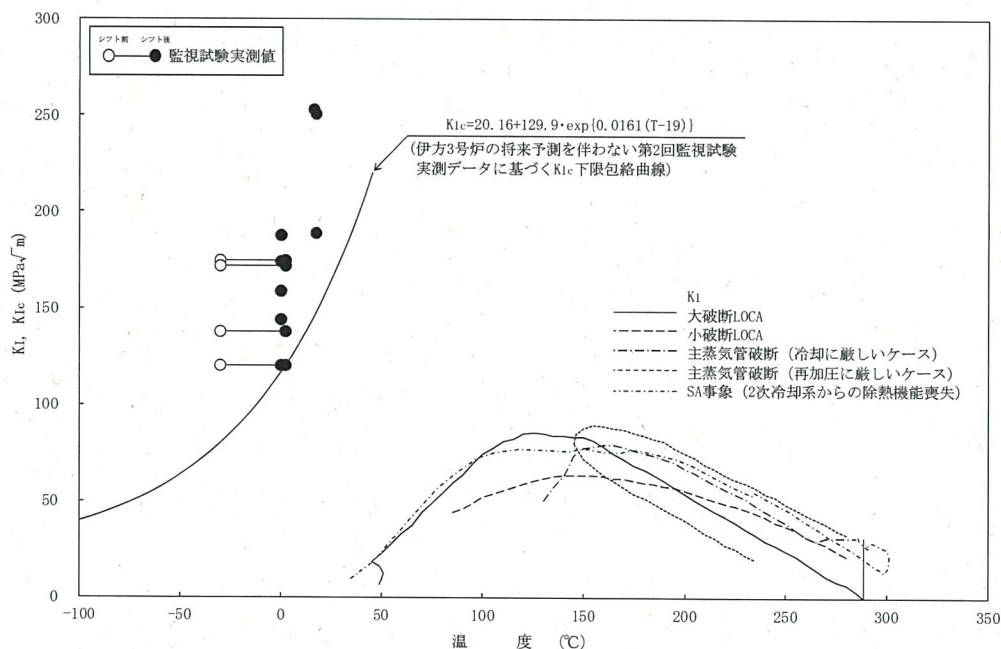


図6 PTS 評価結果

【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】

また、各監視試験時の原子炉停止日から、放射エネルギー測定日までの期間は以下のとおりであり、補正係数として考慮している。

回次	原子炉停止日	放射エネルギー測定日	停止から測定までの日数
第1回	1996年1月15日	1996年7月15日*1	182日
第2回	2008年9月7日	2009年12月2日	451日

*1：第1回監視試験は中性子照射期間が短期であるため、短期期間内の核種生成量が多く、測定精度が良い Fe ワイヤから生成される Mn-54 にて中性子照射量を求めており、Mn-54 の測定日としている。

計算例として、2020年3月末時点、運転開始後60年時点の中性子照射量の計算に使用している至近の第2回監視試験カプセルの中性子照射量算出に用いた数値を以下に示す。

測定対象日における比放射能	: 6.01×10^{-16} (Bq/atom)
定格負荷相当運転時間	: 107,720 (hr)
実効反応断面積	: 325 (mb) ($1\text{mb} = 1 \times 10^{-27} \text{cm}^2$)
補正係数	: 0.2360
核分裂収率	: 0.0602

これらの数値を上記の計算式に代入し計算した結果、中性子照射量を $5.04 \times 10^{19} \text{n/cm}^2 (E > 1\text{MeV})$ としている。

なお、2020年3月末時点、運転開始後60年時点の中性子照射量は、第12回定期検査時(2009年度)に MOX 燃料を装荷し、使用を開始していることから、MOX 燃料装荷時点(13.5EFPY)以降については、13.5EFPY 以前の第2回監視試験より得られた中性子束に MOX 燃料工認で考慮した 1.1 倍を乗じて算出した。MOX 燃料を導入した場合において、原子炉容器の中性子照射量に最も影響が出るのは MOX 新燃料が炉心の最外周かつ原子炉容器に最も近い位置に配置されている場合であり、原子炉容器の中性子束については、U-235 と Pu-239 の特性の違いや、MOX 燃料の装荷割合が $1/4$ 以下であることを考慮して UO₂ 燃料の炉心と比べ 1.1 倍とした。

なお、1.1 倍については、U-235 と Pu-239 の 1 核分裂あたりの中性子発生数の違いや、核分裂時に発生する中性子束のエネルギー分布の違いなどを考慮して表 1-1 のとおり算出したものである。

表 1-1 MOX 燃料装荷による中性子束 1.1 倍の根拠

影響因子	影響	算定根拠等
①核分裂あたりの中性子発生数が大きい。		
②核分裂あたりのエネルギー発生量が大きいため、同一出力とした場合の核分裂数は小さくなる。		
③核分裂スペクトルが硬くなる。		
④MOX 新燃料の寿命初期での反応度は相対的に小さく* ³ 出力は抑制される。		
合計	約+10%	—

*1 : H. Soodak, Reactor Handbook Second Edition, Vol III Part A, Physics による。

*2 : 評価済み核データファイル ENDF/B-VI (Evaluated Nuclear Data File Version 6) による。

*3 : MOX 燃料は燃焼が進んでも反応度が落ちにくい特性がある。寿命中期での反応度が UO₂ 燃料と同等となるよう設計されており、寿命初期では相対的に反応度は小さくなる。

*4 : 4 集合体モデルのうち、1 体を MOX 新燃料とした配置。