

# 浜岡1号機圧力容器の中性子照射脆化評価に基づく4号機の長期運転可能期間算定に関する応用研究

Applied Research on Long-term Operable Period of Hamaoka Unit-4 based on Radiation Embrittlement Evaluation of Unit-1 Reactor Pressure Vessel.

## クラッド直下熱影響部の中性子照射脆化の調査結果から言えること

浜岡1号機の原子炉の内表面クラッド溶接部近傍を対象に照射脆化度を各種機械試験（シャルピー衝撃試験など）で確認した結果、予想した通りの結果が得られた。今回、この成果の応用編として、浜岡の各号機の中性子束の差を考えることで、浜岡1号機の試験結果が他号機にも展開できることを新たに考察できたので報告する。



執筆者  
原子力安全技術研究所  
プラントグループ  
熊野 秀樹

### 1 はじめに

原子炉は発電所の心臓部であり、重要な機器である。当社の浜岡のような沸騰水型炉（BWR）では、万が一原子炉につながる配管が破断した場合でも、蒸気は飽和圧力温度に沿って移動するので、圧力容器（Reactor Pressure Vessel：RPV）は高圧のまま低温にはならず、安全である。

RPVの劣化については、運転に伴い炉心中性子が発生し、その照射量（＝中性子束×時間）に伴い原子炉は徐々に脆化する。そこで、あらかじめ炉内に置いた試験片を一定期間毎に取り出して確認する、いわゆる監視試験が法令で定められている。しかし、その試験片はプラント運転期間が60年超と長期になると枯渇してしまうので、事業者らはこれまでのシャルピー衝撃試験片から更に小さなミニチュア破壊靱性試験片を加工して評価する方法を規格化しようとしている。

一方、約5年前に当社はこれまで脆化評価例の少ない部位の研究を実施した。その部位は以下の特徴を持つ。

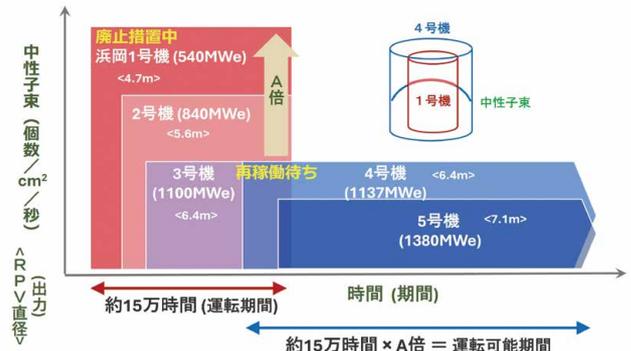
- ①浜岡1号機RPV部材のベルトライン（RPVの中で最も中性子照射を受け、照射脆化が進んでいる部位）、かつ
- ②母材内表面のクラッド材の溶接熱影響部（監視試験片不足に備え、監視試験からの除外を期待している部位）

今回は①について、解析的手法により1号機の中性子照射量と等価となる4号機の運転可能期間を推定したので、その成果について述べる。解析ツールとして、中性子束計算コードANISNやDORTを用いて浜岡1および4号機を比較することとし、導出に必要な各種核データは両者で同じものを用いた。同じデータを用いたのは、燃料集合体からRPVまでの距離の差など、両者の構造的な差のみを計算結果に反映する目的のためである。

なお、②については、1/3サイズのシャルピー衝撃試験片やミニチュア破壊靱性試験片を用いて試験を実施し、シャルピー衝撃試験は従来の監視試験と整合する結果を得ており、破壊靱性試験については継続実施中である。

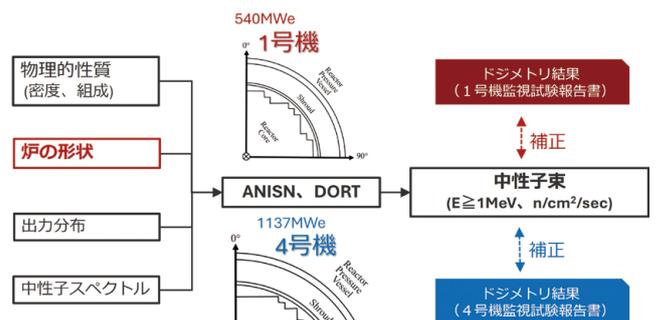
### 2 中性子束と運転可能期間との相関性評価概要

浜岡各号機の中性子束と運転可能期間との相関性の概念を図1に示す。ここで1号機の約15万時間分と等価な照射量が4号機の運転可能期間となり、これを推定することとした。



第1図 号機間比較の概念図

図2に脆化に寄与するエネルギーが1MeV以上の中性子束計算の方法を示すが、RPV径の差が運転可能期間の長期化の要因となる。これは1号機と4号機では後者の方がRPVと炉心の距離がより大きく、中粒子がより減衰するためである。なお、監視試験片（ドジメトリ結果）で校正を行うこととした。



第2図 中粒子束計算の方法

### 3 压力容器内中性子束解析評価モデルの構築

モデル構築は、計算結果と重複するので詳細は割愛するが、評価のポイントであるRPV炉心からの距離は表1にまとめて示す。この表から、炉心端からシュラウド内側、シュラウド外側からRPVまでの距離はトータルで16cmほどの差しかない。この差は水ギャップと呼ばれるが、水を構成する水素は中性子と質量が近く、中性子束の減少の主な原因となる。

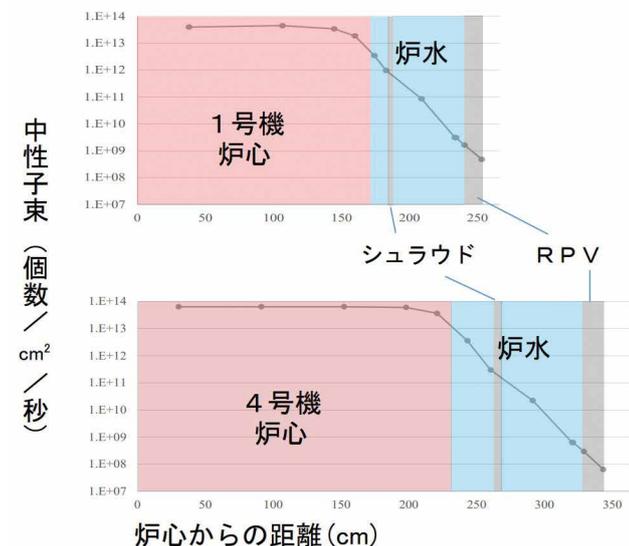
第1表 炉心形状の物理的差異

| 号機   | 間隔 | 炉心端からシュラウド内側まで | シュラウド外側からRPV表面まで |
|------|----|----------------|------------------|
| 1号機  |    | 14 cm          | 48 cm            |
| 4号機  |    | 20 cm          | 58 cm            |
| 間隔の差 |    | トータル約16 cm     |                  |

### 4 中性子束解析評価結果

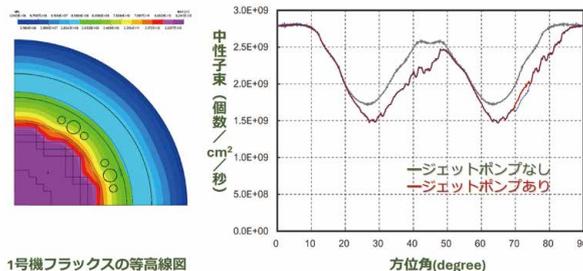
図3は浜岡1号機と4号機の照射脆化に影響する中性子束のr-Z体系のANISNによる解析結果である。r-Z体系とは、原子炉を真横から見て、左から炉心部、シュラウドそしてRPVを示した図のことを言う。浜岡1号機と4号機の中性子束が最も大きい位置での結果であり、1号機に比べて4号機は、炉の中央部付近の中性子束は同程度ではあるが、RPV壁近傍では1号機の方が大きい。

図4はDORTで計算した浜岡1号機と4号機の中性子束のr-θ体系の炉内分布である。r-θ体系とは原子炉を真上から見た図を意味し、中性子束のうねりを上手く表現している。なお、緑色の中の円(O)はジェットポンプの形状を示している。



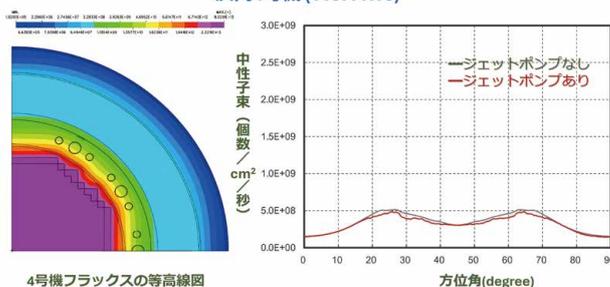
第3図 r-Z体系での中性子束分布 (E≥1MeV)

廃炉になった浜岡1号機 (540MWe)



1号機フラックスの等高線図

浜岡4号機 (1137MWe)



4号機フラックスの等高線図

第4図 r-θ体系での中性子束分布 (E≥1MeV)

図4の浜岡1号機のサンプルを採取して健全と評価できた0°付近と4号機最大値は約5.83の差があり、図1にて、約15万時間は停止期間を包含して20年相当であることから、A倍(5.83倍)して約120年となる。すなわち、廃炉となった1号機の評価を行った意味は、4号機の120年分の中性子照射影響を調査していることと同じであると言えます、4号機の高経年化評価を事前に行ったことと同じと言える。

### 5 まとめと今後の展開

4号機の運転可能期間は1号機を基準に約120年としたが、1号機は経済性の観点で廃炉となったため、照射脆化に対する裕度(耐力)はあり、それ以上であると考えられる。

上述した監視試験片枯渇問題の解決に必要な、破壊靱性試験片による評価は、電気協会が主体となってエンドースに再度チャレンジしていく。当社としても冒頭で触れた通り、浜岡1号機実機廃炉材を用いてクラッド熱影響部を対象にミニチュア破壊靱性試験片で計測した成果もあり、エンドースを後押しすべく論文化を計画中である。

なお、BWRでは監視試験片を用いた実測結果の蓄積により中性子照射脆化量の予測が可能になってきており、大きな問題ではないことが分かりつつある。監視試験片数の問題も、例えば廃炉となった1号機の照射量の多い監視試験片を4号機に装荷して残数を増やす方法もある。これは米国で開発されている統合化監視試験と呼ばれる手法の一種であり、今後、国内への導入が期待される。

以上、本計算の結果は中電シーティーアイ殿への委託研究の成果であり、ここに記して謝意を表したい。