## 研究の全体概要

軽水炉の運転延長認可の判断や高経年化対策の技術的妥当性確認に 資することを目的として、原子炉圧力容器(RPV)や炉内構造物の材料劣化 (照射脆化や応力腐食割れ(SCC))を対象に試験研究を実施している。



## ステンレス鋼のSCCに関する研究

炉内環境を模擬した高温高圧水中におけるステンレス鋼を対象に、応力、 水質、照射等が亀裂の発生や進展に与える影響を評価している。また、炉 内構造物の健全性評価の合理性の確認に資するため、ステンレス鋼にお ける材料特性の照射量依存性に関する経験式の構築を行っている。



※本研究の一部は、原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」の成果である。

## 材料評価研究グループの研究概要





BWR条件の傾向式 PWR条件の傾向式 R) =218.0+628.5 • [1-exp(-dpa/1.789)] sd=64.4 YS(PWR) =238.0+614.2 • [1-exp(-dpa/4.164)] sd=87.4 Kodama BWF F/Kodama BWR Ooki BWR NISA BWR Demma BWF Torimaru BWF **\*JNES JMTR** Jenssen BW

> Kaji JMTR \*Nakata ATR JAPEIC PWF Conerman PWR Toivonen PWR Hure PWR + Robertson ORR 30 40 中性子照射量(dpa)

過去の試験データに基づく 経験式の構築



術を活用し、福島第一原 子力発電所の建屋内汚 染水中の構造物の腐食 に与えるラジオリシス影 響の評価を目的とした解 析を行っている。

රි 0.6

× 0.4

₩ 0.2

0.0

 $1.0 \times 10^{-6}$ 

これまでに塩化物(Cl<sup>-</sup>)、臭化物(Br-)、炭酸(CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>)、鉄分(Fe<sup>2+</sup>, Fe<sup>3+</sup>)等のラジオリシスへの影響を評価。(図 は鉄イオン(Fe<sup>2+</sup>)濃度と水分解生成物濃度との関係。Fe<sup>2+</sup>が高濃度(1 × 10<sup>-4</sup> mol/l以上)になると酸化剤の発 生が抑制される一方で、水素発生量は単調に増加。)



# 令和2年度安全研究センター報告会



鉄イオン(Fe<sup>2+</sup>)を含む水溶液へのガンマ線照射による水分解生成物発生量の ラジオリシス計算による評価結果



### 目的



破壊靭性試験片



- 塑性拘束が強い深い直線状亀裂を有する試験片によって評価される破壊靭性 に対し、RPVの破壊に対する抵抗力は亀裂形状や負荷様式の影響を受ける。 ⇒ 健全性評価における仮想欠陥(右上図)を付与した大型試験体に、熱衝撃及
- び2軸荷重を与える破壊試験を実施し、破壊時の応力拡大係数を評価して、 現行の健全性評価手法の保守性を確認する。

※1日本電気協会規格「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法」, JEAC4206-2016.

供試材、試験体の製作

- 室温以上で脆性破壊が生じる材料(低靭性鋼)を製作した。
- クラッド有り、無しそれぞれの条件で破壊靭性遷移曲線の保守性を確認するため、 クラッド施工有・無の2種類の試験体を製作した。
- 室温以上での脆性破壊を維持するため、実機に比べて低温(510℃×4時間)で 溶接後熱処理を実施した。

低靭性鋼の化学成分, wt.%

	С	Si	Mn	Р	S	Ni	Cr	Мо	V
実績値	0.29	0.36	1.47	0.059	0.001	0.47	0.11	0.61	0.003
SQV2A 規定值	≦0.25	0.15 ~0.40	1.15 ~1.50	≦0.020	≦0.020	0.40 ~0.70	-	0.45 ~0.60	

- 降伏応力:約830 MPa
- 引張強さ:約1000 MPa

破壞靭性参照温度:51~91℃



## 破壊力学評価に関する試験



急冷に伴い、容器内面に高い 熱応力(引張応力)が発生





破壊試験後の試験体の様子

基づく破壊靭性遷移曲線を上回った。

### 今後の展開

## まとめ

- 負荷する破壊試験を実施した。



破壊靭性遷移曲線と破壊時応力拡大係数の比較

 熱衝撃下での荷重負荷試験及び一定温度での破壊試験を実施した。 クラッド及び熱衝撃の有無によらず、破壊時の応力拡大係数が、現行評価手法に

• 高靭性のRPV鋼を用いた試験により、現行評価手法の保守性を確認する。 試験体数を増やして破壊靭性のばらつきを評価するとともに、ローカルアプローチ に基づく破損確率評価も取り入れ、破壊に対する裕度を定量的に確認する。

● 実機板厚規模の試験体を用い、PTS事象時に想定されるような熱衝撃及び2軸荷重を

●クラッド及び熱衝撃の有無によらず、現行評価手法が保守性を有することを確認した。 本研究は、原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」の成果である。







