

氏 名 鈴 木 哲 也
 学位(専攻分野) 博 士 (エネルギー科学)
 学位記番号 エ ネ 博 第 11 号
 学位授与の日付 平成 11 年 9 月 24 日
 学位授与の要件 学位規則第 4 条第 1 項該当
 研究科・専攻 エネルギー科学研究科エネルギー変換科学専攻
 学位論文題目 軽水炉圧力容器鋼溶接部の中性子照射脆化に関する研究

論文調査委員 (主査) 教授 木村晃彦 教授 松本英治 教授 香山 晃

論 文 内 容 の 要 旨

本論文は、軽水炉圧力容器の使用期間延長時における構造材料の健全性評価に関するものであり、圧力容器鋼溶接部の中性子照射下における材料挙動と特性評価の手法を論じた結果をまとめたもので、8章からなっている。

第1章の序論では、軽水炉圧力容器の使用期間延長に伴って生じると予測される課題とその対応策の現状をまとめ、本研究の目的を述べている。

第2章は、実験方法であり、特に、材料挙動および組織が傾斜的に変化する圧力容器鋼溶接熱影響部の強度特性およびミクロ組織観察方法をまとめて示した。

第3章では、照射前における溶接熱影響部の強度特性評価および組織観察結果について述べている。母材、溶接金属および熱影響部(監視試験位置として規定されているのは、溶接接合界面から母材側1mm:M1位置)の衝撃特性を調べた結果、熱影響部(M1)の延性脆性遷移温度(DBTT)が最も低く、優れた衝撃特性を示した。一方、熱影響部における強度特性をさらに詳細に調べた結果、溶接接合界面から母材側にやや離れた箇所(4mm位置)に軟化領域が存在し、衝撃特性の最も劣っていることが判明した。組織観察により、母材と熱影響部における炭化物の粒径分布を調べた結果、軟化領域においては炭化物の粗大化と密度の低下がみられた。

第4章では、中性子照射による圧力容器鋼溶接部の機械的特性変化について検討した。まず、母材、溶接金属および熱影響部(M1)の3点について中性子照射(照射量 $1.3 \times 10^{24} \text{n/m}^2$)後の衝撃特性を比較した。照射脆化は熱影響部(M1)において最も顕著であったが、非照射時の衝撃特性が良好であるために照射後の熱影響部(M1)の衝撃特性は、結果的に母材と溶接金属のそれよりも優れていることが判明し、原子炉監視試験においては、熱影響部(M1)の監視は、母材を監視することで安全側に評価されることがわかった。次に、溶接接合部の局所領域について照射後の衝撃特性を比較した結果、熱影響部の軟化領域において最も照射脆化が顕著であることが明らかとなり、照射後の熱影響部においても母材よりも靱性が劣る軟化領域の存在することが判明した。従って、熱影響部の衝撃特性が母材で安全側に評価され得ない場合には、熱影響部試験を監視試験から削除すべきではないと結論した。また、照射脆化の指標となる照射硬化の機構について考察し、硬化が微細な格子間型転位ループや照射誘起析出物によるものであり、その数密度が通常観察される転位ループのそれに比べ約1桁高い値であると評価した。さらに、陽電子寿命および硬度測定結果から、空孔型欠陥集合体であるマイクロボイドの照射硬化への寄与は極めて小さいと結論した。

第5章においては微小試験片の寸法効果と規格化について検討した。上部棚エネルギー(USE)については、USEと試験片厚さの関係は指数関数で表され、微小サイズのUSEから標準サイズのUSEに規格化できることがわかった。延性脆性遷移温度(DBTT)については、微小試験片と標準試験片のDBTTの間には比例関係が認められ、比例定数は照射の有無によって異なることがわかった。また規格化については、平面応力状態半径が延性脆性遷移を支配するパラメーターであることを見だし、新たな規格化方法を提案した。

第6章では、溶接熱影響部の照射脆化非破壊診断方法として電気抵抗測定法に着目し、電気抵抗とDBTTおよび硬さとの

相関を検討した。その結果、中性子照射により電気抵抗が低下し、照射材および非照射材ともに溶接熱影響部の電気抵抗と硬さの間には正の相関が見られたが、電気抵抗と DBTT の間には明確な相関は見られず、電気抵抗法による照射脆化の非破壊診断を溶接熱影響部に適用することは困難であると結論した。

第 7 章では、本研究で得られた知見から監視試験のあり方と具体的な進め方を検討した。母材、溶接金属および熱影響部（接合境界から 1 mm）の 3 点を比較する限りにおいては、熱影響部を監視試験から除くことは合理的であるが、熱影響部をより詳細に見ると、溶接接合部からやや離れた軟化領域（ここでは接合境界から 4 mm）に最も衝撃特性の劣る部分が存在するため、より信頼性のある監視試験方法について、既存の原子炉および今後設計される原子炉に分けて論じた。既存の原子炉では、新しい ASTM 標準で不要とされる試験片を用いて熱影響部軟化領域の監視試験が可能であることを指摘し、今後設計される原子炉に対しては、当初から最も衝撃特性の劣る位置を監視試験位置として規定し、微小試験片技術を用いて評価することを提案している。

第 8 章は、総括であり、各章の要旨を述べた。

論文審査の結果の要旨

本論文は、軽水炉圧力容器の使用期間延長時における構造材料の健全性評価のあり方に関するもので、圧力容器鋼溶接部の中性子照射下における材料挙動と特性評価の手法について研究した成果をまとめたものであり、得られた主な成果は次のとおりである。

まず、1) これまで監視試験片として規定されていた軽水炉圧力容器鋼（A 533 B 鋼）溶接熱影響部（溶接接合界面から母材側 1 mm：M 1 位置）の衝撃特性は、照射前後のいずれにおいても母材や溶接金属より優れていることを明らかにし、さらに熱影響部の衝撃特性を詳細に調べた結果、熱影響部監視試験片位置（M 1 位置）とは異なる個所に、衝撃特性の最も劣るいわゆる軟化領域（溶接接合界面から母材側 4 mm：M 4 位置）が存在することを見出した。2) この溶接熱影響部の局所領域における強度特性変化の機構を材料組織学的に解明し、その変化が溶接入熱および溶接後冷却速度に依存する炭化物のサイズ分布で説明されること、ならびに中性子照射による硬化の支配因子としては、微細な格子間型転位ループおよび微細析出物であることを示した。3) 監視試験において重要となる微小試験片技術における衝撃特性のサイズ効果を調べ、ミニサイズ試験片結果から標準サイズ試験片結果への規格化方法として、上部棚エネルギーおよび延性脆性遷移温度に対し、それぞれ、指数関数によるカーブフィッティング法および平面応力状態半径法を新たに提案した。

また、4) 非破壊劣化診断への応用として、溶接熱影響部の照射材に対し電気抵抗と機械的性質の相関を調べ、圧力容器の寿命延長時における非破壊劣化診断方法についても検討し、その有効性と限界を明らかにした。

最後に、これらの結果をまとめ、5) 現状の軽水炉圧力容器監視試験方法の妥当性と改良すべき点について検討し、M 1 熱影響部監視試験は母材の監視試験により、安全側に評価されること、および熱影響部軟化領域の監視試験の相対的重要性を示し、より精度の高い監視試験および寿命評価方法を提案した。

以上要するに、本研究は、軽水炉圧力容器鋼溶接部の照射下健全性評価を的確に行なうための重要な基礎的知見を与えるものであり、原子力エネルギーの高効率安全利用ならびにエネルギー科学に寄与するところが少なくない。

よって、本論文は博士（エネルギー科学）の学位論文として価値あるものと認める。また、平成 11 年 8 月 20 日実施した論文内容とそれに関連した試問の結果、合格と認めた。