

様式 I

博士學位論文調査報告書

論文題目

原子炉压力容器の脆性破壊に対する破壊力学的健全性評価に関する研究

申請者

廣田 貴俊

最終学歴

平成 7年 3月

京都大学大学院工学研究科機械工学専攻修士課程

(卒業、修了、研究指導認定見込、研究指導認定退学等)

学識確認

令和 2年 6月 15日 (論文博士のみ)

調査委員
(主査)

京都大学大学院エネルギー科学研究科
教授 今谷 勝次

調査委員

京都大学大学院エネルギー科学研究科
教授 川那辺 洋

調査委員

京都大学大学院エネルギー科学研究科
准教授 安部 正高

(続紙 1)

京都大学	博士 (エネルギー科学)	氏名	廣田 貴俊
論文題目	原子炉压力容器の脆性破壊に対する破壊力学的健全性評価に関する研究		
(論文内容の要旨)			
<p>本論文は、原子炉压力容器の脆性破壊に対する破壊力学的健全性評価における応力拡大係数及び破壊靱性に関する評価方法を高度化することを論じた結果をまとめたもので、7章からなっている。</p> <p>第1章は序論で、原子炉压力容器の脆性破壊に対する健全性評価の技術背景及び本研究における応力拡大係数及び破壊靱性評価の高度化の方針を整理している。応力拡大係数に関しては、クラッドがき裂の開口を抑制する効果を考慮した応力拡大係数の評価法の開発方針について述べている。破壊靱性に関しては、破壊靱性の不確かさを統計的に考慮できるマスターカーブの考え方を準用し、監視試験で得られる破壊靱性データを統計的に分析の上、シャルピー衝撃値の遷移温度を指標とした破壊靱性遷移曲線の開発方針について述べている。</p> <p>第2章では、破壊力学的評価に関して、現状の知見における破壊力学的評価の考え方、破壊力学パラメータ (例えば、応力拡大係数) の算出法及び破壊靱性の評価法について整理している。また、原子炉压力容器の健全性評価について、現状の中性子照射脆化の考慮方法及び破壊力学に基づく脆性破壊及び延性破壊に対する評価法を整理している。</p> <p>第3章では、健全性評価方法の高度化にあたり、原子炉压力容器の脆性破壊に対する健全性評価に考慮すべき評価条件を取りまとめている。原子炉压力容器の脆性破壊の評価にあたり考慮すべき過渡条件として、事故時においては、加圧熱衝撃 (PTS) 事象と呼ばれる大破断 LOCA 及び小破断 LOCA が支配的な事象であると結論付けている。次に、原子炉压力容器の製作時における代表的なクラッド溶接及び継手溶接の施工条件に基づいて FEM 解析を行って、板厚内の溶接残留応力の分布を求めている。最後に、原子炉压力容器における欠陥の発生要因と性状、非破壊検査の状況、米国キャンセル炉に対する調査、供用期間中の疲労き裂進展を整理し、想定する欠陥としては、クラッド下の母材あるいは溶接金属に深さ 10 mm 長さ 60 mm の半楕円き裂を想定することが妥当であると結論づけている。</p> <p>第4章では、クラッドの影響を考慮した欠陥評価法を開発している。原子炉压力容器の健全性評価にあたり、最大仮想欠陥として原子炉压力容器内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円き裂を想定し K 値を算出するが、き裂をモデル化した FEM 解析により K 値を算出するための具体的な方法は明確とはなっていない。このため、クラッド下のき裂を対象として評価条件を変えた FEM 解析を行い、き裂の開口を抑制するクラッドの効果を考慮しつつ、除荷過程も含めて簡易的に合理的に K 値を算出する方法を検討している。検討の結果、クラッド下のき裂を対象として、き裂をモデル化した FEM 解析により PTS 事象時の K 値を算出する際には、未照射のクラッドの応力ひずみ特性を使用し、溶接残留応力をマッピングして、低合金鋼部は弾性特性として亀裂先端の塑性域補正を行うことで簡易的に合理的な K 値を算出できることを明らかにしている。</p>			

第5章では、国内 PWR プラントの監視試験で取得された破壊靱性データに基づき、母材（圧延材）、母材（鍛鋼品）、溶接金属のそれぞれに対して T_{r30} を整理指標としたマスターカーブ法の考え方を採り入れた評価用破壊靱性遷移曲線を設定している。この評価用破壊靱性遷移曲線は、5%信頼下限のマスターカーブに相当することを確認し、また、従来の破壊靱性遷移曲線より全般的に保守的に評価する傾向があることを確認している。

第6章では、第5章までの検討結果を踏まえて、評価精度向上のため、最新の知見を取り込んだ破壊力学に基づいた方法として、PWR 原子炉圧力容器の脆性破壊に対する国内の健全性評価基準への反映方法を提案している。また、照射量を変えた国内代表 PWR プラントに対する確率論的破壊力学解析を実施して破損頻度を求め、提案する健全性評価方法の許容基準が、米国と比べて厳しく設定されていることを明らかにしている。

以上を総括すると、想定する欠陥はクラッド下の半楕円き裂とし、クラッドや継手溶接の残留応力の考慮方法も含め、クラッドのき裂の開口を抑制する効果を考慮した弾塑性 FEM 解析の方法を開発している。また、破壊靱性のばらつきを定量的に評価可能なマスターカーブ法を準用し、シャルピー遷移温度を指標とした破壊靱性遷移曲線を開発している。これらの開発した評価方法を取り入れることで、一定の保守性や説明性を備えた信頼性の高い評価ができると考えられる。

(続紙 2)

(論文審査の結果の要旨)

本論文は、原子炉圧力容器の脆性破壊に対する破壊力学的健全性評価における応力拡大係数及び破壊靱性に関する評価方法の高度化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。

原子炉圧力容器の代表的な加圧熱衝撃 (PTS) 事象に対する健全性の評価方法は、基本的には 1980 年代の知見に基づいている。一方で、その後現在に至っては破壊力学や破壊靱性に関する多くの知見が得られており、またプラントの高経年化に伴ってより一層の評価精度向上が望まれている。本研究は、最新の知見を取り込むことにより、PTS 事象に対する健全性評価における応力拡大係数及び破壊靱性等に関する評価方法を高度化することを検討したものである。

応力拡大係数に関しては、原子炉圧力容器の PTS 事象時におけるクラッド下のき裂を対象として評価条件を変えた FEM 解析を行った。FEM 解析により求めた結果を分析し、き裂の開口を抑制するクラッドの効果を考慮しつつ、除荷過程も含めて簡易的に合理的に K 値を算出する方法を提案した。具体的には、未照射のクラッドの応力-ひずみ特性を使用し、溶接残留応力をマッピングして、低合金鋼部は弾性特性としてき裂先端の塑性域補正を行うことで簡易的に合理的な K 値を算出できる方法を開発した。

破壊靱性に関しては、国内 PWR プラントの監視試験で取得された破壊靱性データに基づき、母材 (圧延材)、母材 (鍛鋼品)、溶接金属のそれぞれに対して、代表的な遷移温度 T_{30} を整理指標としたマスターカーブ法の考え方を採り入れた評価用破壊靱性遷移曲線を設定し、破壊靱性データのばらつきを統計的に考慮した、より評価精度・信頼性の高い破壊靱性遷移曲線の評価方法を開発した。

上記の開発した応力拡大係数及び破壊靱性の評価方法に基づいて、原子炉圧力容器の脆性破壊に対する国内の健全性評価基準への反映方法を提案した。また、提案した健全性評価方法の許容基準によって、国内の代表的 PWR に対する確率論的な破損頻度を求めたところ、現状の米国規制と比較しても保守性を有していることを確認した。

以上のように、本論文は原子炉圧力容器の健全性評価に関して、保守性と説明性を備えた信頼性の高い評価手法を提案したものであり、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、令和 2 年 6 月 15 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。

論文内容の要旨、審査の結果の要旨及び学位論文の全文は、本学学術情報リポジトリに掲載し、公表とする。ただし、特許申請、雑誌掲載等の関係により、要旨を学位授与後即日公表することに支障がある場合は、以下に公表可能とする日付を記入すること。

要旨公開可能日： 年 月 日以降