

Title	沸騰水型原子炉1次冷却系におけるステンレス鋼の酸化機構とCo溶出及びCo-60蓄積に関する研究
Author(s)	喜多村, 政夫
Citation	
Issue Date	
Text Version	none
URL	http://hdl.handle.net/11094/36659
DOI	
rights	
Note	

Osaka University Knowledge Archive : OUKA

<https://ir.library.osaka-u.ac.jp/repo/ouka/all/>

氏名・(本籍)	喜 ^き 多 ^た 村 ^{むら} 政 ^{まさ} 夫 ^お
学位の種類	工 学 博 士
学位記番号	第 8 3 9 2 号
学位授与の日付	昭和 63 年 12 月 1 日
学位授与の要件	学位規則第 5 条第 2 項該当
学位論文題目	沸騰水型原子炉 1 次冷却系におけるステンレス鋼の酸化機構と Co 溶出及び Co-60 蓄積に関する研究
論文審査委員	(主査) 教 授 三宅 正宣 (副査) 教 授 山本 忠史 教 授 柴田 俊夫

論 文 内 容 の 要 旨

本論文は、改良標準型の沸騰水型原子炉プラント（BWR）で定期点検時に従事者の受ける放射線量を低減することを最終目標とし、従事者の受ける放射線量の主因となる配管等における Co-60 の蓄積と、Co-60 の生成源である Co の溶出がともに 1 次冷却水中でのステンレス鋼の酸化に関連することに着目し、その酸化機構を解明し、Co-60 の蓄積と Co の溶出の両者の抑制に有効な方法を提示することを目的とした研究の成果をまとめたもので、6 章より構成されている。

第 1 章は緒言で、放射性腐食生成物の挙動についての従来の研究成果と線量率低減対策を整理し、今後の線量率低減には Co 溶出低減及び Co-60 蓄積抑制が重要であることを示し、本研究の目的と意義を述べている。

第 2 章では、従来の知見に基づき、BWR 1 次冷却系のステンレス鋼材の酸化被膜と Co 溶出及び Co-60 蓄積との関係について述べ、本研究の着眼点を明らかにしている。

第 3 章では、ステンレス鋼からの Co 溶出速度を測定し、Co 溶出速度は 240℃ で極大値となることを見出ししている。更に、酸化被膜の分析から、低温でできるポーラスな酸化被膜の内側（母材側）に母材と同一の金属組成比をもつ緻密な層が温度上昇とともに急成長することを明らかにし、その形成機構に関する二層モデルを提示し、これにより酸化被膜厚さ及び Co 溶出速度の温度依存性を良く説明できることを示している。

第 4 章では、予め、高温水中で緻密な酸化被膜を形成しておくことによる Co-60 蓄積量抑制法（事前酸化法）を提案し、実機 BWR の炉水を用いた実験によりその効果を実証している。さらに、実験終了後の試験片の酸化被膜を分析し、その酸化被膜が二層構造を持つことを確認している。

第5章では、事前酸化法がCo溶出低減にも効果があることを示し、Coの発生源である給水加熱器伝熱管への事前酸化法の適用により炉内へのCo持込み量を $\frac{1}{2}$ 以下に低減できることを示している。また、Co-60蓄積抑制のための事前酸化法の効果的適用法を示すとともに、プラント寿命中のCo-60最大蓄積量を未処理の場合の約 $\frac{1}{2}$ に抑制できることを示している。

第6章では、以上の研究で得られた結果を総括し、今後の課題について述べている。

論文の審査結果の要旨

本論文は沸騰水型原子炉プラントの点検時に従事者の受ける放射線量を減少させるため、配管等の表面放射線量率の低減を直接の目的として実施した研究をまとめたもので、その主な成果を要約すると次の通りである。

放射性腐食生成物として、主として配管等の表面放射線量率を決めるCo-60の配管蓄積と、そのCo-60の生成源となるCoの給水加熱器伝熱管からの溶出がともに一次冷却系のステンレス鋼材の酸化に関連していることに着目し、まず、ステンレス鋼材からのCoの溶出速度の測定結果と、酸化被膜の分析から、被膜形成機構に関するモデルを提示し、このモデルにより酸化被膜厚さ及びCo溶出速度の温度依存性を良く説明できることを示している。

次に、配管内面に予め高温水中で緻密な酸化被膜を形成しておくことによるCo-60の蓄積抑制法を事前酸化法の名のもとに提案し、この効果を実機の沸騰水型原子炉の炉水を用いた実験により実証している。

更に、この事前酸化法がCo-60の溶出低減にも効果のあることを示し、この方法を原子炉の給水加熱器伝熱管へ適用することで原子炉内へのCo持込み量を $\frac{1}{2}$ 以下に抑えうること、また、このような事前酸化法の炉水配管への適用でプラント寿命中のCo-60最大蓄積量を約 $\frac{1}{2}$ に抑制できることを示している。

以上のように、本論文は原子力発電所における配管等の放射線量率の低減に有用な工学的手法を開発し、これによる作業従事者の効果的な被曝低減方法を提示しており、原子力工学分野に貢献するところが大きい。

よって本論文は博士論文として価値あるものと認める。