

Title	Thermodynamic Study for Applications of Titanium and Zirconium in Nuclear Engineering
Author(s)	山中, 伸介
Citation	
Issue Date	
Text Version	ETD
URL	<a href="http://hdl.handle.net/11094/90">http://hdl.handle.net/11094/90</a>
DOI	
rights	
Note	

*Osaka University Knowledge Archive : OUKA*

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

Osaka University

氏名・(本籍)	やま	なか	しん	すけ					
学位の種類	山	中	伸	介					
学位記番号	工	学	博	士					
学位授与の日付	第	8904	号						
学位授与の要件	平成元年11月30日								
学位論文題目	学位規則第5条第2項該当								
	Thermodynamic Study for Applications of Titanium and Zirconium in Nuclear Engineering								
	(原子力材料としてのチタン, ジルコニウムに関する熱力学的研究)								
論文審査委員	(主査)								
	教授	三宅	正宣						
	(副査)								
	教授	関谷	全	教授	岡田	東一	教授	荻野	和己
	教授	山本	忠史	教授	住田	健二	教授	宮崎	慶次

### 論文内容の要旨

本論文は、チタン及びジルコニウムの原子力材料への利用のための基礎データを得ることを目的とし、高温における相平衡に関して行った研究をまとめたもので、本文8章より構成されている。

第1章は緒論で、チタン及びジルコニウムの原子力材料としての利用の現状並びに将来性について述べ、その利用に関する問題点をまとめている。また、関連するチタン及びジルコニウムの性質並びに状態図等の説明を行っている。更に、チタン及びジルコニウムの原子力材料としての性能及び信頼性の向上のための熱力学的研究の必要性を示すとともに、本研究の目的と意義を明らかにしている。

第2章では、U-Ti-O三元系についての相平衡に関する研究を行い、1000°Cにおける平衡相状態を明らかにし、得られた結果に基づき、チタン-酸素固溶体の酸素ポテンシャルについて考察している。また、チタンと核燃料の両立性の観点から高速炉におけるチタンの利用について検討している。

第3章では、U-Zr-O三元系についての相平衡に関する研究を行い、1000及び1400°Cにおける等温断面図を推定し、ジルコニウム-酸素固溶体の酸素ポテンシャル等の部分モル量についての検討を行っている。また、研究結果に基づき、原子炉事故時におけるジルカロイ被覆管と核燃料の界面反応について考察している。

第4章では、核分裂生成物テルルを対象に700°CでのTi-Te-O三元系の相関係についての測定結果から、その等温断面図を示し、また、700°Cにおけるチタンテルル化合物の熱力学的安定性、特に、その酸素に対する化学的安定性について相安定線図により検討している。更に、高速炉燃料ピン中でのチタンとテルルとの反応性について熱力学的考察を行っている。

第5章では、700°CでのZr-Te-O三元系の相関係についての測定結果から、その等温断面図を示し、

また、700°Cにおけるジルコニウムテルル化物の熱力学的安定性について相安定線図により検討している。更に、原子炉事故時におけるジルカイト被覆管とテルルとの反応性について熱力学的考察を行っている。

第6章では、チタン-酸素固溶体の水素同位体溶解度を測定した結果をまとめるとともに、600°CにおけるTi-O-H三元系等温断面図を推定している。更に、低圧水素同位体の溶解度データから希薄溶体モデルを用いチタン-酸素固溶体中の水素同位体の部分モル量を評価している。溶解度に与える同位体効果についても考察し、その結果からトリチウム溶解度を推定している。また、チタンを核融合炉燃料サイクルで使用する場合重要な意味を持つと考えられる水素同位体溶解度について、酸素不純物の障害効果を含めた実験式を導いている。

第7章では、ジルコニウム-酸素固溶体の水素同位体溶解度を測定した結果をまとめるとともに、700°CにおけるZr-O-H三元系等断面図を推定している。更に、低圧水素同位体の溶解度データから希薄溶体モデルを用いジルコニウム-酸素固溶体の水素同位体の部分モル量を評価している。溶解度に与える同位体効果についても考察し、その結果からトリチウム溶解度を推定している。また、ジルコニウムを核融合炉燃料サイクルで使用する場合にも重要な意味を持つと考えられる水素同位体溶解度について、酸素不純物の障害効果を含めた実験式を導いている。

第8章では、本研究で得られた知見を要約している。

## 論文の審査結果の要旨

本論文は、チタン及びジルコニウムの原子力材料への応用のための基礎データを得ることを目的とし、原子炉及び核融合炉環境において、これらの金属が主として係わる高温における相平衡に着目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とおりである。

まず、核燃料のU成分を含むU-Ti-O並びにU-Zr-O三元系についての相平衡に関する測定から高温における平衡相関係、チタン及びジルコニウムの酸素固溶体の酸素ポテンシャルについて推定し、得られた結果に基づき、高速炉および軽水炉におけるチタン及びジルコニウムの燃料との両立性について検討している。

次に、核分裂生成物として重要なTeを取り上げ、Ti-Te-O並びにZr-Te-O三元系の相関係についての測定を行い、それらの等温断面図を推定し、更に、チタン及びジルコニウムのテルル化合物の熱力学的安定性について相安定線図により検討し、これらの結果から高速炉および軽水炉におけるチタン及びジルコニウムのテルルとの反応性について熱力学的考察を行っている。

更に、チタン及びジルコニウムに対する水素同位体の溶解度を測定するとともに、それに及ぼす固溶酸素の影響を調べている。その結果からTi-O-H並びにZr-O-H三元系等温断面図を推定し、また、低圧での水素同位体溶解度データから希薄溶体モデルを用い水素同位体の部分モル量の評価と溶解度に与える同位体効果についても考察し、チタン及びジルコニウムを核融合炉トリチウム燃料サイクルで使

用する場合極めて重要な意味を持つ水素同位体溶解度について、酸素不純物の障害効果に関する実験式を提示している。

以上のように本論文は、チタン及びジルコニウムを核分裂炉及び核融合炉の材料として利用する上で重要な基礎データを示すとともに、それらの利用に際しての問題点等の具体的な検討をしており、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。