

소듐냉각고속로 금속핵연료 기계적 특성
시험장비 구축 및 시험

Establishment of Experimental Apparatus and Mechanical
Test for SFR Metallic Fuel

KAERI

제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 2010년도 “핵연료핵심기반기술개발” 과제의 기술보고서로 제출합니다.

2010. 12

주 저 자 : 김 선 기 (선진핵연료기술개발부)

공 저 자 : 이 종 탁 (재순환핵연료기술개발부)

오 석 진 (재순환핵연료기술개발부)

고 영 모 (재순환핵연료기술개발부)

김 기 환 (재순환핵연료기술개발부)

우 윤 명 (재순환핵연료기술개발부)

이 찬 복 (재순환핵연료기술개발부)

요 약 문

U-Pu-Zr와 같은 금속핵연료의 경우 세라믹 핵연료와 함께 소듐냉각고속로 (Sodium-cooled Fast Reactor; SFR)의 핵연료 물질로서 고려되고 있다. 본 연구에서는 주조공정(casting process)으로 U-Zr 2원계 핵연료심과 U-Zr-Ce 3원계 핵연료심을 제조하였다. 제조된 5종의 금속핵연료심에 대한 기계적 특성 시험을 수행하였으며, 기계적 강도 및 연성을 평가하였다. 따라서 본 보고서에서는 인장시험을 통해 나타난 기계적 강도, 즉 항복강도, 최대인장강도를 도출하였으며, 변형율을 통한 연성 평가 결과를 제시하였다. 주요 연구결과는 다음과 같다.

첫째, 주조공정으로 제조된 5종의 금속핵연료심 모두 매우 취한(brittle)한 금속의 재질임을 보여주었다.

둘째, U-15Zr 금속핵연료심의 기계적 강도와 연성이 모두 U-5Zr 금속핵연료심에 비해 매우 높게 나타났으며, U-15Zr 금속핵연료심의 인성(toughness) 또한, U-5Zr 금속핵연료심의 인성에 비해 매우 높은 것으로 평가되었다.

셋째, U-10Zr-2Ce과 U-10Zr-6Ce 금속핵연료심의 기계적 강도와 연성 거의 유사함을 알 수 있다. 그러나 U-10Zr-4Ce 금속핵연료심의 기계적 강도와 연성은 이들 U-10Zr-2Ce과 U-10Zr-6Ce 금속핵연료심의 기계적 강도와 연성보다 다소 높게 나타났으나, 그 차이는 크지 않았으며, Zr에 비해 Ce의 합금 영향은 크지 않은 것으로 보인다.

목 차

제1장 서 론	1
제2장 실 험	2
제3장 결 과	3
제1절 금속연료심의 기계적 특성 시험장비 구축	3
제2절 금속연료심의 기계적 강도 및 연성	8
제4장 결 론	17
참고문헌	18



KAERI

표 목 차

Table 1. Tensile specimen geometry in ASTM E8M-04	3
Table 2. Tensile test results of the metallic fuels	15



그림 목 차

Figure 1. Schematic of tensile test specimen of SFR metallic fuel	3
Figure 2. Mechanical test apparatus installed in a Hot Cell	5
Figure 3. Appearance of metallic fuel specimen after mechanical test in a Hot Cell	6
Figure 4. Fracture shape of metallic fuel specimen after mechanical test	7
Figure 5. Stress-strain curve of U-Zr metallic fuel	9
Figure 6. Comparison of stress-strain curve of between U-5Zr and U-15Zr metallic fuel	10
Figure 7. Stress-strain curve of U-Zr-Ce metallic fuel	13
Figure 8. Comparison of stress-strain curve of between U-10Zr-2Ce, U-10Zr-4Ce, and U-10Zr-6Ce metallic fuel	14
Figure 9. Comparison of stress-strain curve of between U-Zr binary metallic fuels and U-Zr-Ce ternary metallic fuels	15

The logo for KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered at the bottom of the page. It features a stylized graphic of three spheres connected by curved lines, resembling a molecular or atomic structure, positioned above the word "KAERI" in a bold, sans-serif font.

KAERI

제1장 서론

U-Pu-Zr와 같은 금속핵연료는 1980년대 이후로 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor; SFR)의 핵연료로서 고려되어 minor actinides를 제어하고 고방사선 준위를 낮추기 위한 핵연료 주기와 연계하여 연구가 수행되고 있다. 금속핵연료는 미국 Hanford에서 가동되던 Pu 생산 원자로, 실험증식로(Experimental Breeder Reactor; EBR)와 영국의 Dounreay Fast Reactor (DFR) 등 초기 원자로의 핵연료로서 사용되었었다[1-3]. 이들 원자로에 금속핵연료가 사용되었던 것은 제조가 용이하고, 높은 열전도도 및 주어진 원자로 출력에 대해 높은 핵물질 밀도, 작은 노심 사이즈 및 증식비가 높게 해줄 수 있는 장점을 가지고 있기 때문이었다. 고상선 온도(solidus temperature)를 높일 수 있도록 U-Pu 2원계 합금에 추가 합금 원소로서 고려되고 있는 몇몇 합금 원소 가운데, 핵연료-피복관 상호확산(fuel/cladding interdiffusion)을 줄일 수 있으며, 초기 조사시험 결과에서 긍정적인 결과를 보여준 Zr 원소가 유망한 것으로 알려지고 있다[4].

그러나 본 연구에서는 국내에서 Pu를 취급할 수 없으므로 Pu를 배제한 U-Zr 금속 핵연료 및 U-Zr-Ce 금속 핵연료를 제조하여 그 물성을 시험 평가하고 있다. 국내 제조 금속핵연료의 물성 평가는 핵연료성능에 지대한 영향을 미치므로 이에 대한 정확한 물성 평가 DB는 핵연료성능 모델링 및 추후 코드개발에 필수적인 자료로 활용될 수 있다. 그러나 전세계적으로 이러한 금속핵연료에 대한 열적 특성 및 기계적 특성 관련 물성에 대한 시험자료가 국내외 적으로 매우 부족한 것이 현실이다.

이에 본 연구에서는 본 연구원에서 제조된 연료심에 대한 깃P적 물성을 평가하고자 기계적 특성을 시험을 수행하였으며, 이를 토대로 항복강도, 최대인장강도와 같은 기계적 강도와 연신율을 통해 연성을 평가하였다. 따라서 본 보고서에서는 인장시험을 통해 나타난 기계적 강도, 즉 항복강도, 최대인장강도를 도출하였으며, 변형율을 통한 연성을 평가하여 그 결과를 제시하고자 한다.

제2장 실험

소듐냉각고속로 핵연료로서 U-xZr 2원계 합금(x=5, 15) 그리고 U-10Zr-yCe 3원계 합금(y=2, 4, 6)을 진공감압 주조법으로 제조하였다. 주조 용해 시 도가니로는 지르콘 모체 내화코팅재인 Holcote® 110로 코팅한 흑연도가니를 사용하였다. 몰드 재료로는 흑연과 quartz를 사용하였다. 주조 후 핵연료심은 기계적 특성 시험 및 평가를 위해 조사재시험시설(IMEF)로 이송하였으며, 핫셀 내 구축한 시험장비를 통해 인장시험을 수행하였다. 시험장비는 INSTRON Model 8500으로서 시험결과에서 도출한 하중-변위 곡선은 machine compliance를 보정한 후 응력-변형 곡선을 도출하였다. 하중은 유압방식으로 인가하였다.



KAERI

제3장 결 과

제1절 금속연료심의 기계적 특성 시험장비 구축

본 연구에서는 우선, 금속연료심의 기계적 특성을 시험, 평가하기 위하여 Table 1에 나타낸 바와 같이, ASTM E8M-04에 제시된 봉형 시편에 대한 제원을 검토하였으며, 본 과제에서 수행하는 금속핵연료 제조시편의 제원을 고려하여, 결정하였다. 직경 10mm 짜리 금속연료심의 가운데 gage section 부분의 직경이 6mm가 되도록 설계하였다. 아래 Table 1에 제시된 여러 시편 제원 중 본 연구에서 가공하여 사용하고자 하는 시편의 제원은 초록색으로 표시한 것이다. Figure 1은 본 연구에서 가공하여 사용한 기계적 특성 시편의 형상 및 제원을 보여주고 있다.

Table 1. Tensile specimen geometry in ASTM E8M-04

	Standard Specimen	Small-size Specimens proportional to standard			
	12.5	9	6	4	2.5
G : Gage Length	62.5±0.1	45.5±0.1	30.0±0.1	20.0±0.1	12.5±0.1
D : Diameter	12.5±0.2	9.0±0.1	6.0±0.1	4.0±0.1	2.5±0.1
R : Radius of fillet, min	10	8	6	4	2
A : Length of reduced section, min	75	54	36	24	20

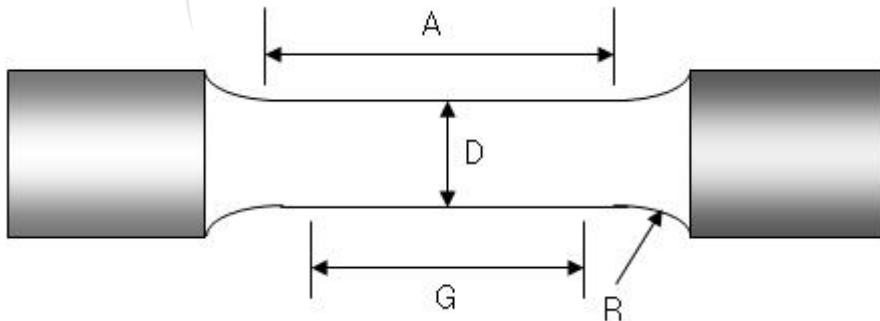
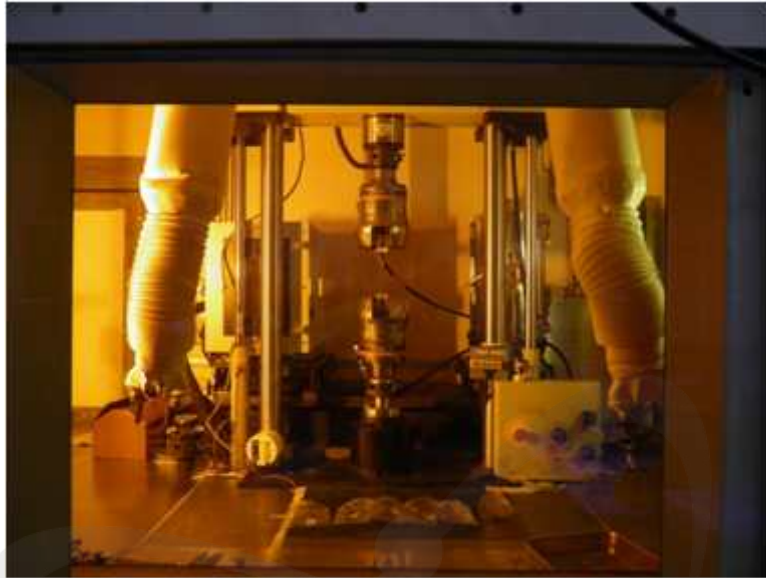


Figure 1. Schematic of tensile test specimen of SFR metallic fuel

기계적 특성 시편은 선반작업을 통하여, 설계한 제원대로 가공하였다. 한편, 인장 시험 시 금속시편을 잡아줄 지그는 유압식 지그를 사용하였다. 유압식 지그를 핫셀 내 인장시험기 내에 장착하여 금속핵연료시편을 고정하여, 상온에서 인장시험을 수행하였다. 시편은 U-5Zr, U-15Zr 2원계 연료심과 U-10Zr-2Ce, U-10Zr-4Ce, U-10Zr-6Ce 3원계 연료심을 포함한 총 5종의 연료심 시편을 대상으로 시험을 수행하였다.

Figure 2는 핫셀 내 구축된 기계적 특성 시험장비와 지그 부분이 시편이 장착된 모습을 보여주고 있다. Figure 3은 핫셀 내 구축된 기계적 특성 시험장비를 사용하여 인장시험을 수행한 후 파단이 발생한 U-5Zr 시편의 형상을 보여주고 있다. 파단부 외형이 가늘어 지거나, 네킹(necking)이 발생한 흔적은 전혀 나타나지 않았으며, 파단면 또한, 인장응력 방향과 수직인 방향으로 파단이 발생했음을 알 수 있다. 이러한 사실은 금속핵연료심의 기계적 특성이 매우 취한 재질(brittle material)임을 나타내는 결과로 해석할 수 있다. Figure 4에 시험 시편 5종에 대한 파단 형상을 나타내었다. 5종 시편 모두 공히, 파단부 외형이 가늘어 지거나, 네킹(necking)이 발생한 흔적은 전혀 나타나지 않았으며, 파단면 또한, 인장응력 방향과 수직인 방향으로 파단이 발생했음을 알 수 있다.

따라서, 본 연구에서 사용한 금속핵연료 U-5Zr, U-15Zr 2원계 연료심과 U-10Zr-2Ce, U-10Zr-4Ce, U-10Zr-6Ce 3원계 연료심은 매우 연성이 매우 낮은 brittle한 금속재료 특성을 갖는 것으로 볼 수 있다.

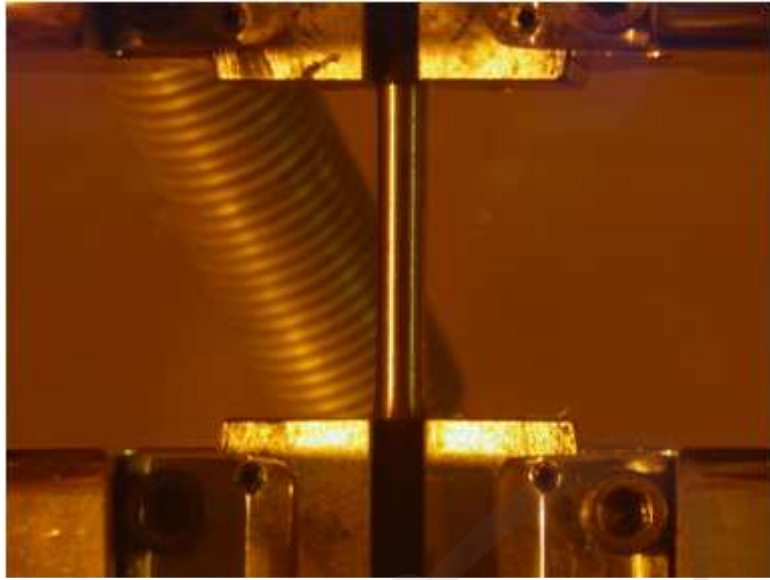


(a)

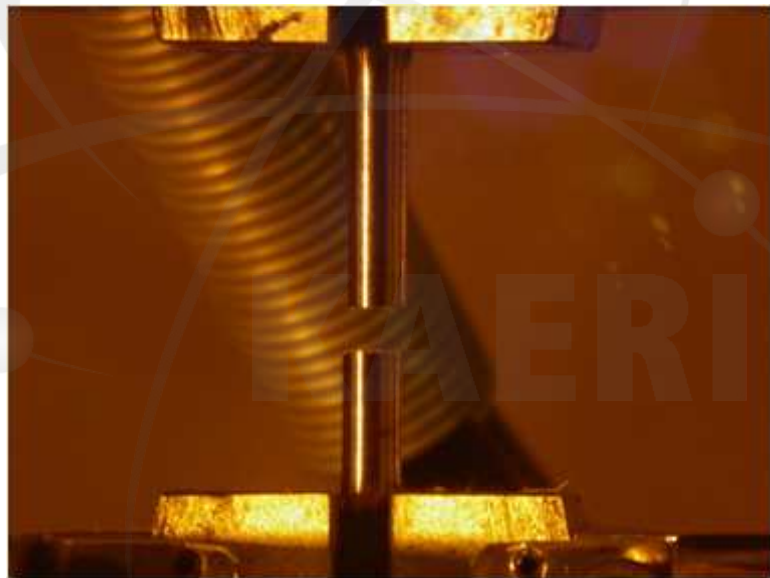


(b)

Figure 2. Mechanical test apparatus installed in a Hot Cell



(a)



(b)

Figure 3. Appearance of metallic fuel specimen after mechanical test in a Hot Cell



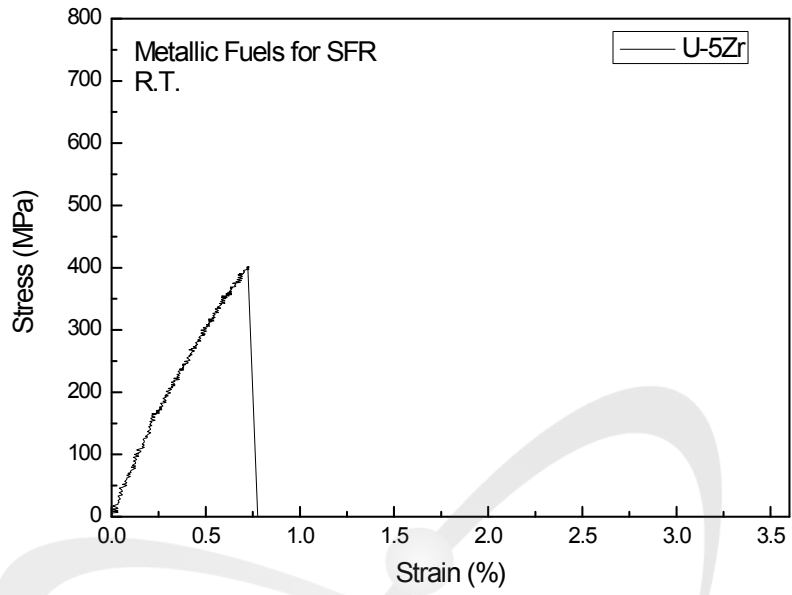
Figure 4. Fracture shape of metallic fuel specimen after mechanical test

제2절 금속연료심의 기계적 강도 및 연성

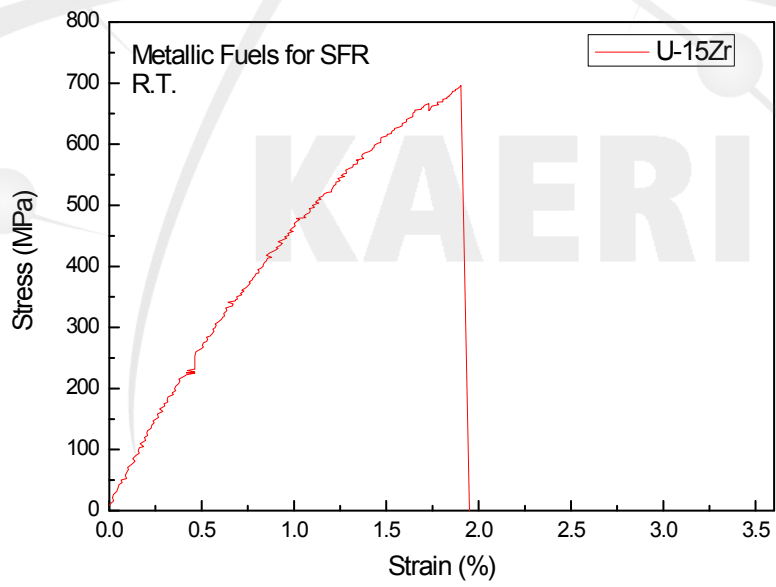
먼저 U-5Zr 금속연료심과 U-15Zr 금속연료심의 기계적 특성을 평가하기 위해 인장시험(Tensile Test)을 수행하였다. 먼저 하중-변위 곡선(Load-Displacement curve)을 도출한 후, machine compliance 등을 보정하여 응력-변형 곡선(Stress-strain curve)을 도출하였다. 먼저, 2원계 금속핵연료심의 응력-변형 곡선을 Figure 5에 제시하였다. U-5Zr 금속연료심의 경우 응력-변형 곡선에서 보는 바와 같이, 약 400 MPa의 응력에서 파단이 발생하였으며, 이 때 변형은 약 0.6% 정도로서 거의 변형 없이 파단이 발생하였다. 또한, U-15Zr 금속연료심의 경우에는 응력-변형 곡선에서 보는 바와 같이, 약 700 MPa의 응력에서 파단이 발생하였으며, 이 때 변형은 약 2.0% 정도로서 낮은 변형량에서 파단이 발생하였다.

The logo for KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered on the page. It features a stylized atomic symbol with three elliptical orbits and three spheres representing protons and neutrons. Below the symbol, the word "KAERI" is written in a bold, sans-serif font.

KAERI



(a)



(b)

Figure 5. Stress-strain curve of U-Zr metallic fuel
(a) U-5Zr (b) U-15Z

U-5Zr 금속연료심과 U-15Zr 금속연료심의 기계적 특성을 비교하기 위해, 두 연료심의 응력-변형 곡선을 같이 도시하여 비교하였다. Figure 6에서 보는 바와 같이, U-15Zr 금속연료심의 기계적 강도와 연성이 모두 U-5Zr 금속연료심에 비해 매우 높게 나타나고 있음을 알 수 있다. 따라서 각 곡선의 면적을 대비해 볼 때, U-15Zr 금속연료심의 인성(toughness) 또한, U-5Zr 금속연료심의 인성에 비해 매우 높음을 알 수 있다.

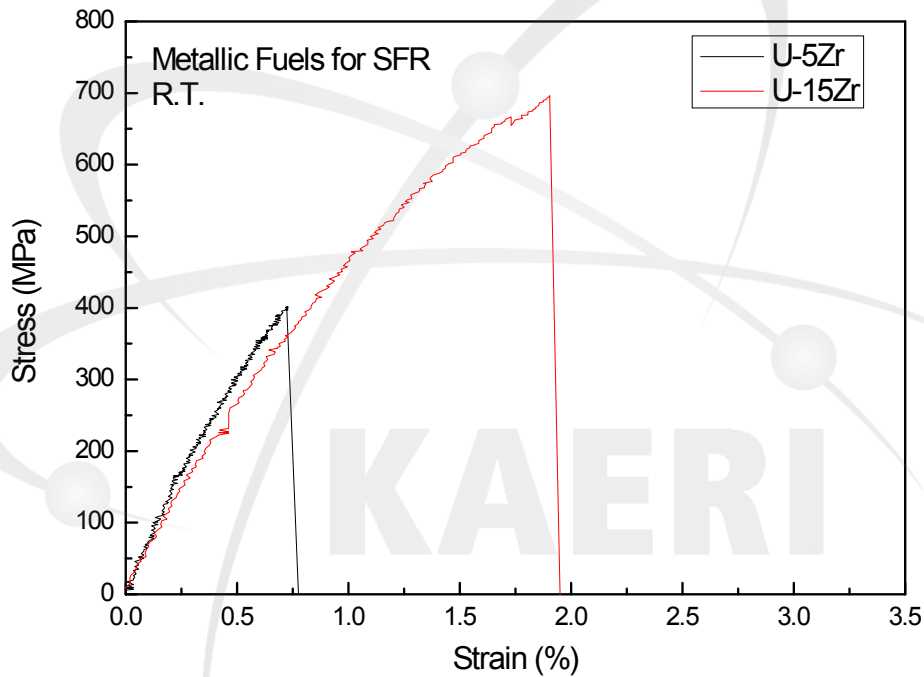
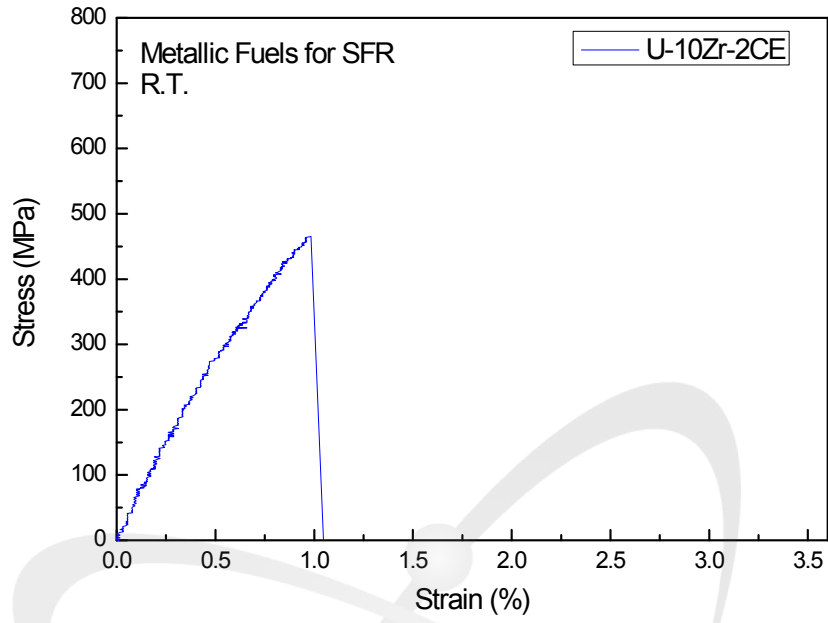


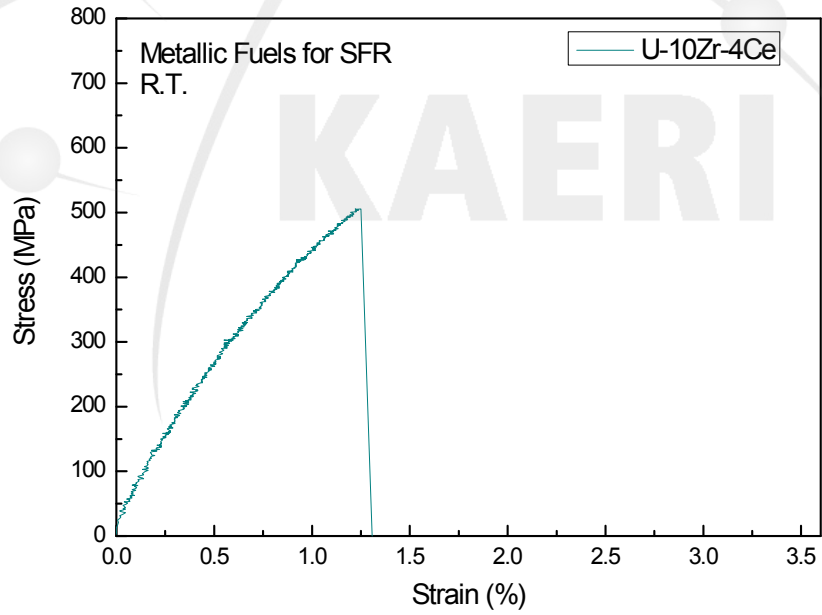
Figure 6. Comparison of stress-strain curve of between U-5Zr and U-15Zr metallic fuel

다음으로 U-10Zr-2Ce, U-10Zr-4Ce, 그리고 U-10Zr-6Ce 3원계 금속연료심의 기계적 특성을 평가하기 위해 인장시험(Tensile Test)을 수행하였다. 앞서와 마찬가지로 하중-변위 곡선(Load-Displacement curve)을 도출한 후, machine compliance 등을 보정하여 응력-변형 곡선(Stress-strain curve)을 도출하였다. 3원계 금속핵연료심의 응력-변형 곡선을 Figure 7(a), (b), (c)에 각각 제시하였다. U-10Zr-2Ce 금속연료심의 경우 응력-변형 곡선에서 보는 바와 같이, 약 465 MPa의 응력에서 파단이 발생하였으며, 이 때 변형은 약 1.1% 정도로서 거의 변형 없이 파단이 발생하였다. 또한, U-10Zr-4Ce 금속연료심의 경우에는 응력-변형 곡선에서 보는 바와 같이, 약 505 MPa의 응력에서 파단이 발생하였으며, 이 때 변형은 약 1.3% 정도로서 낮은 변형량에서 파단이 발생하였다. 마지막으로 U-10Zr-6Ce 금속연료심의 경우에는 응력-변형 곡선에서 보는 바와 같이, 약 430 MPa의 응력에서 파단이 발생하였으며, 이 때 변형은 약 1.0% 정도로서 앞서 연료심들과 마찬가지로 파단 전 변형이 거의 없이 매우 낮은 변형량에서 파단이 발생하였다.

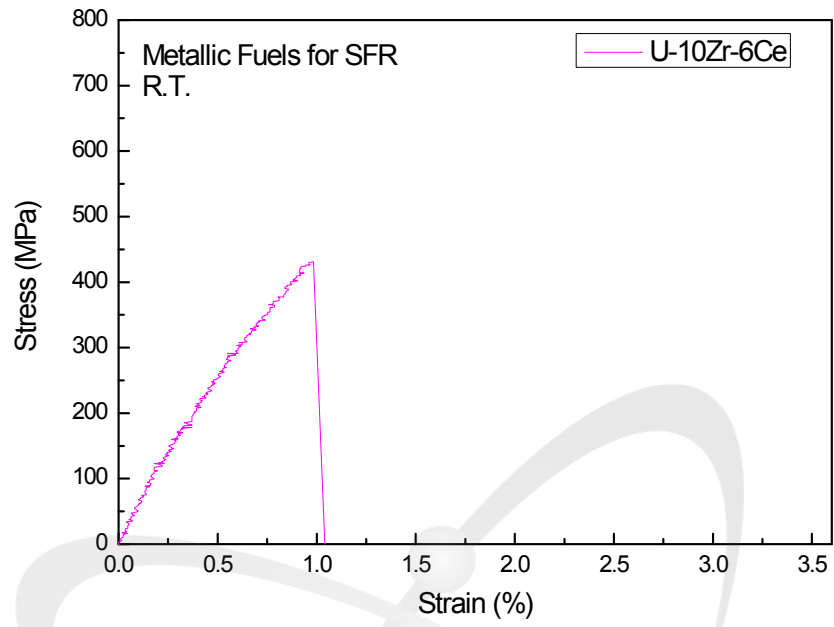
The logo for KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered on the page. It features the word "KAERI" in a bold, sans-serif font. Above the text is a stylized graphic consisting of several curved lines and spheres, resembling an atomic structure or a particle path.



(a)



(b)



(c)

Figure 7. Stress-strain curve of U-Zr-Ce metallic fuel

(a) U-10Zr-2Ce (b) U-10Zr-4Ce (c) U-10Zr-6Ce

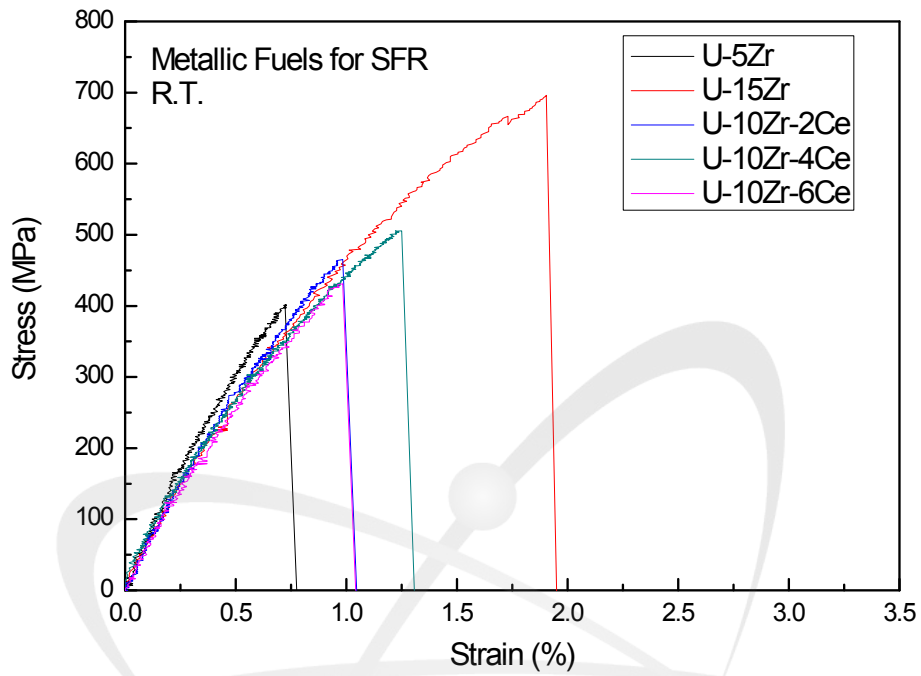


Figure 9. Comparison of stress-strain curve of between U-Zr binary metallic fuels and U-Zr-Ce ternary metallic fuels

Table 2. Tensile test results of the metallic fuels

Metallic Fuel	Test Temp. (°C)	UTS (MPa)	Elong. (%)
U-5Zr	R.T.	401.81	0.727
U-15Zr	R.T.	696.00	1.927
U-10Zr-2Ce	R.T.	465.11	0.988
U-10Zr-4Ce	R.T.	505.66	1.265
U-10Zr-6Ce	R.T.	431.08	0.981

본 연구에서 수행한 기계적 특성시험 결과를 Table 2에 요약 정리하였다. 본 연구의 금속핵연료는 특성 상 매우 brittle한 재료로서 모든 시편들이 인장강도 지점에서 파단이 발생하므로 균일연신율(uniform elongation; UE) 및 총연신율(total elongation; TE)의 구분이 불가능한 특성을 보여주었으며, 취성이 매우 큰 재료라 연신율이 너무 작아서 항복(yielding) 없이 파단이 발생한다고 판단된다. 따라서 항복강도를 따로 도출하는 것은 무의미하고 최대인장강도와 유사한 값을 갖는다고 평가할 수 있다.



제4장 결 론

소듐냉각고속로 금속핵연료심의 기계적 특성을 평가하기 위하여 U-Zr 2원계 합금과 U-Zr-Ce 3원계 합금을 주조공정을 통해 제조하였으며, 제조 핵연료심에 대한 기계적 특성으로서 최대인장강도와 연신율을 평가하였다.

본 연구에서 나타난 주요 결과를 정리하면 다음과 같다.

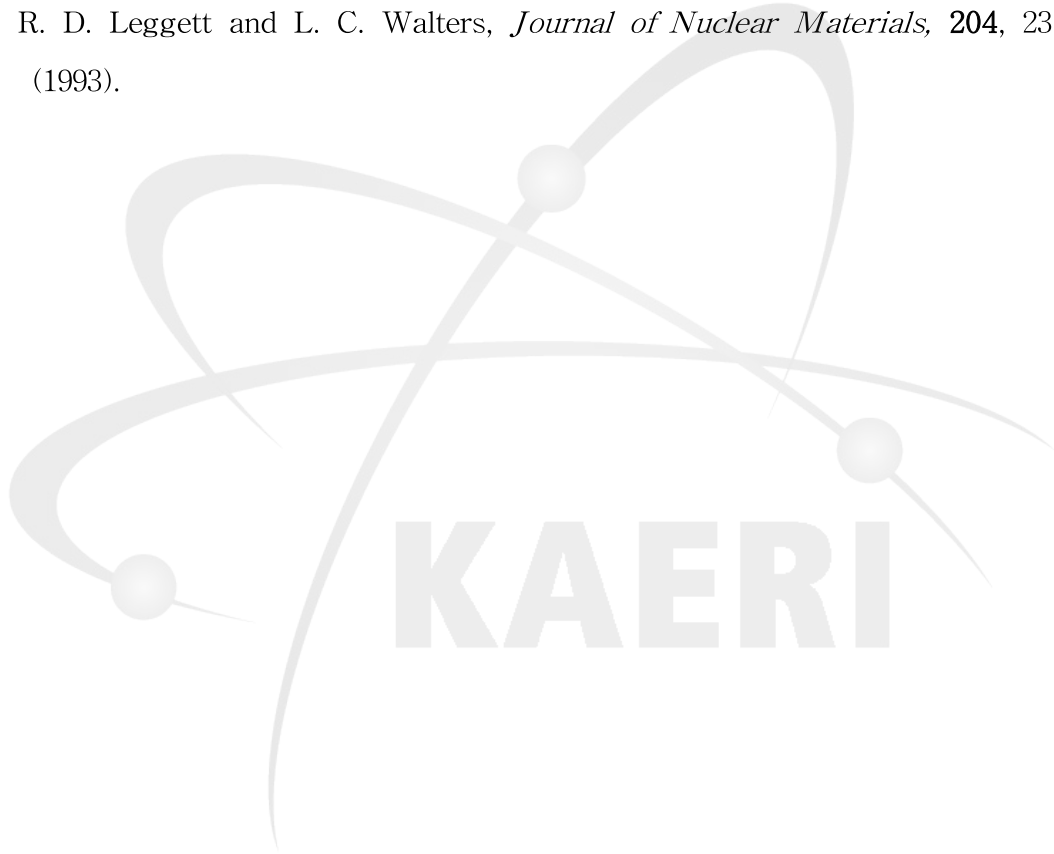
첫째, 주조공정으로 제조된 5종의 금속핵연료심 모두 과단 시 변형이 거의 발생하지 않았으며, 인장응력 방향에 수직인 방향으로 과단이 발생함으로써 매우 취한(brittle)한 금속의 재질임을 보여주었다.

둘째, U-15Zr 금속연료심의 기계적 강도와 연성이 모두 U-5Zr 금속연료심에 비해 매우 높게 나타났으며, U-15Zr 금속연료심의 인성(toughness) 또한, U-5Zr 금속연료심의 인성에 비해 매우 높은 것으로 평가되었다.

셋째, U-10Zr-2Ce과 U-10Zr-6Ce 금속연료심의 기계적 강도와 연성 거의 유사함을 알 수 있다. 그러나 U-10Zr-4Ce 금속연료심의 기계적 강도와 연성은 이들 U-10Zr-2Ce과 U-10Zr-6Ce 금속연료심의 기계적 강도와 연성보다 다소 높게 나타났으나, 그 차이는 크지 않았으며, Zr에 비해 Ce의 합금 영향은 크지 않은 것으로 보인다.

참고문헌

- [1] L. C. Walters, B. R. Seidel, and J. H. Kittel, *Nuclear Technology*, **65**, 179-185 (1984).
- [2] J. H. Kittel, B. R. T. Frost, J. P. Mustellier, K. Q. Bagley, G. C. Crittenden, and J. V. Dievoet, *Journal of Nuclear Materials*, **204**, 1-8 (1993).
- [3] L. C. Walters and J. H. Kittel, *Nuclear Technology*, **48**, 273-278 (1980).
- [4] R. D. Leggett and L. C. Walters, *Journal of Nuclear Materials*, **204**, 23-28 (1993).



서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서번호	
KAERI/TR-4250/2010					
제목 / 부제					
소듐냉각고속로 금속핵연료 기계적 특성 시험장비 구축 및 시험					
연구책임자 및 부서명 (AR,TR 등의 경우 주저자)		김선기 (선진핵연료기술개발부)			
연구자 및 부서명		이종탁, 오석진, 고영모, 김기환, 우윤명, 이찬복 (재순환핵연료기술개발부)			
출판지	대전	발행기관		발행년	2010. 12
페이지	20p.	도표	있음(O), 없음()	크기	A4
참고사항					
공개여부	공개(O), 비공개()		보고서종류	기술보고서	
비밀여부	대외비(), -- 급비밀				
연구위탁기관				계약번호	
초록 (15-20줄내외)		<p>SFR 핵연료의 대체용 금속 핵연료로서 U-Zr 2원계 합금과 U-Zr-Ce 3원계 합금을 주조공정을 통해 제조하였다. 주조 핵연료에 대해 기계적 특성을 평가하기 위해 인장시험을 수행하였다. 그 결과, 항복강도, 최대인장강도, 연신율 등의 기계적 특성을 측정하였다. 본 보고서에서는 이러한 실험결과가 제시된다.</p>			
주제명키워드 (10단어내외)		소듐냉각고속로, 금속핵연료, 기계적 특성, 인장시험, 최대인장강도, 연신율			

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET							
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI/TR-4250/2010							
Title / Subtitle		Establishment of Experimental Apparatus and Mechanical Test for SFR Metallic Fuel					
Project Manager and Department (or Main Author)		Sun-Ki Kim (Innovative Nuclear Fuel Division)					
Researcher and Department		Chong-Tak Lee, Seok-Jin Oh, Young-Mo Ko, Ki-Hwan Kim, Yoon-Myung Woo, Chan-Bock Lee (Recycled Fuel Development Division)					
Publication Place	Daejeon	Publisher	KAERI		Publication Date	2010.12	
Page	20p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No ()		Size	A4	
Note							
Open	Open(O), Closed()		Report Type		Technical Report		
Classified	Restricted(), ___Class Document						
Sponsoring Org.				Contract No.			
Abstract (15-20 Lines)		<p>U-Zr binary alloys and U-Zr-Ce ternary alloys as SFR surrogate metallic fuels were fabricated by a casting process. Tensile tests were performed to evaluate the mechanical properties of the fuels. As a results, the mechanical properties such as yield strength, ultimate tensile strength, and elongation were measured. In this report, these experimental results are presented.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		SFR(Sodium-cooled Fast Reactor), Metallic fuel, Mechanical Property, Tensile Test, UTS(Ultimate Tensile Test), Elongation					