2000춘계학술발표회 논문
한국원자력학회

모의 DUPIC 핵연료 특성연구-II

Characteristics Study of Simulated DUPIC Fuel-II

강권호, 문제선, 송기찬, 박희성, 김형수, 김동주, 배기광, 양명승

한국원자력 연구소

요 약

본 연구에서는 모의 경수로 사용후 핵연료를 이용하여 모의 DUPIC 핵연료를 제조하기 위한 분말처리, OREOX, 성형 및 소결공정에 관하여 기술하였으며, 모의 DUPIC 핵연료 내의 핵분열생성물의 거동에 대해서 기술하였다. 모의 DUPIC 핵연료를 제조하기 위하여 모의 경수로 사용후 핵연료를 3회 OREOX를 거친 분말을 1.3 1.66 ton/cm^2의 압력으로 성형한다. 약 1800℃에서 12시간 소결하여 소결밀도 10.37 10.40 g/cm^3의 소결체를 만들었다. 모의 핵연료내의 핵분열생성물은 기지내에 고용된 형태, 금속석출물, 산화석출물의 형태로 존재하는 것으로 나타났다.

Abstract

In this study, processes on powder treatment, OREOX, compaction and sintering to fabricate simulated DUPIC fuel using simulated spent fuel are discribed. And the behavior of fission products in simulated DUPIC fuel is also discribed. To fabricate simulated DUPIC fuel, the powder from 3 times OREOX is compacted with 1.3 ton/cm^2. Pellets are sintered in 100% H_2 atmosphere over 12 hrs. at 1800℃. Sintered densities of pellets are 10.37 10.40 g/cm^3. Fission products in simulated DUPIC fuel are in the shapes of oxides dissolved in the matrix, metallic precipitates and oxide precipitates.

1. 서 론

DUPIC(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors) 핵연료는 사용후 경수로 핵연료를 직접 재 가공하여 중수로에 다시 사용하고자 하는 자원 재활용 개념의 핵연

료이다. 1993년도까지 수행한 타당성 연구의 결과로서 OREOX(Oxidation and Reduction of Oxide fuel)가 가장 바람직한 제조공정이라는 결론[1]을 바탕으로 OREOX 공정을 이용한 핵연료 제조 및 이의 성능검증 연구를 수행 중에 있다. DUPIC 핵연료의 특징은 일반 핵연료와 달리 약 0.6%의 Pu를 비롯한 다량의 핵분열 생성물을 포함하고 있다. 이에 따라 핵연료의 물성, 핵분열기체 방출 및 입자성장 등이 일반 핵연료와 다를 것으로 예상되므로 이러한 물성의 확보와 노내 거동 및 핵연료로서의 성능을 분석하기 위한 기초자료를 확보하는 것이 중요하다. 그러나 사용후 핵연료를 이용한 연구는 높은 방사선량 때문에 실험실 규모의 연구에는 방사선 차폐 등 많은 어려움이 따른다. 모의 핵연료는 이러한 어려움을 해결하면서 사용후핵연료에 관한 연구를 수행할 수 있도록 한다. 사용후핵연료의 주요 특징은 핵분열 생성물과 핵분열기체의 방출이다. 핵분열기체는 핵연료 밖으로 방출되므로 사용후 핵연료에는 잔존하지 않는 것으로 간주하고 천연우라늄에 핵분열 생성물을 첨가하여 모의 사용후핵연료를 만들 수 있다. 사용후핵연료에 존재하는 핵분열 생성물은 다음과 같다.[2]

- matrix 내에 용해된 원소 : Sr, Zr, Nb, Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm;
- 금속 석출물 : Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sb, Te;
- 산화물 석출물 : Ba, Zr, Nb, Mo, (Rb, Cs, Te);
- 기화성 물질 : Kr, Xe, Br, I, (Rb, Cs, Te).

이러한 안정된 핵분열생성물을 천연우라늄에 혼합하여 모의 사용후핵연료를 제조하는데,[3-5] 모의 사용후 핵연료의 matrix 및 석출상[6-8]과 결정구조에서 산소 potential의 영향[9]에 대한 연구도 수행되었다. 또한, 금속석출물의 화학적 상태 및 기화압력에 관한 연구[10,11]도 수행되었으며, simulated mixed (U, Th)O_2 핵연료에 대한 연구결과[12-14]에 의하면 UO_2의 것과 유사하다는 것도 알려지게 되었다. 또한, 기체 및 기화성 원소를 이온주입방법[15-18]으로 모의 사용후핵연료에 주입하여 온도에 따른 핵분열생성기체 방출의 거동을 연구하기도 하였다. 그리고, 연소도에 따른 핵연료의 열전도도를 평가하기 위한 연구[15,18,19]도 수행되었다. 이와 같이 모의 사용후핵연료는 조사된 사용후핵연료를 대신할 수 있는 유일한 비 방사능 물질이다. 따라서 모의 사용후핵연료는 사용후핵연료의 열전도도, 비열, 핵분열생성기체 이동, 산화거동, 용해시험, 전기화학, 핵연료-피복관 상호거동, 조사손상 연구 등에 널리 이용되고 있다. 또한 모의 사용후핵연료를 이용하여 DUPIC 핵연료 제조공정에 따라 모의 DUPIC 핵연료를 제조할 수 있다. 사용후핵연료의 탈피복공정과 OREOX 공정 중 핵연료는 산화/환원 전후 생성물의 밀도차에 의한 부피팽창으로 내부의 응력을 견디지 못하고 분말로 깨어진다. 이런 분말을 소결하여 DUPIC 핵연료를 제조한다. 본 논문에서는 모의 경수로 사용후 핵연료를 이용하여 모의 DUPIC 핵연료를 제조하기 위한 분말처리, OREOX, 성형 및 소결공정과 핵분열 생성물의 거동에 대해서 기술하였다.

2. 실험방법

2.1 재료

모의 DUPIC 핵연료 제조를 위하여 천연 이산화우라늄(UO_2)은 ADU (Ammonium diuranate)공정으로 제조된 분말을 이용하였다. 가압경수로에서 33 MWd/kgU 까지 연소된 사용후 핵연료를 모사하기 위하여, 첨가될 핵분열 생성물은 ORIGEN-2 코드를 이용하여 계산하였으며, 휘발성 물질은 배제하고 함량이 높은 15개 원소를 선정하여 첨가하였다. 이중에서 확보가 성분은 특성이 비슷한 원소로 대치하여 첨가하였으며, 첨가된 핵분열 생성물의 양은 table 1에 나타내었다.

2.2 분말처리

사용후핵연료내의 핵분열생성물은 핵연료 전체에 균질하게 분포되어 평형상태를 이루고 있다. 따라서 모의 사용후핵연료 제조를 위하여 첨가된 핵분열생성물을 UO_2 분말에 균질하게 혼합하는 것이 중요하다. 안정된 형태의 핵분열 생성물을 mortar에서 곱게 분쇄한 후 UO_2 분말과 turbular mixer에서 약 12시간 혼합하였다. 또한 분쇄 및 혼합의 향상을 위하여 혼합 후 attrition 밀링과 습식 밀링을 수행하여 모의 사용후핵연료의 원료분말을 제조하였다. 원료분말을 1.3 1.65 ton/cm^2의 압력으로 성형하여 1800℃ 수소분위기에서 12시간 소결하여 모의 사용후핵연료를 제조하였다. 소결된 모의 사용후핵연료는 산화온도 400℃, 환원온도 600℃에서 3회의 OREOX를 수행하였다. OREOX 공정을 거친 분말은 150 rpm의 arm 회전속도로 약 15분간 5회 반복하여 attrition 밀링을 수행하였으며, 습식 밀링은 같은 회전속도로 알콜내에서 24시간 수행하였다. 밀링된 분말은 유동도가 좋지 않기 때문에 분말의 유동성 및 충진율을 높이기 위하여 조립화를 시켜 모의 DUPIC 핵연료용 원료분말을 제조하였다.

Table 1. Contents of fission products added in UO_2

Elements	Oxides	Oxides 량 g/1000g U	Elements	Oxides	Oxides 량 g/1000g U
Zr	ZrO_2	0.422	Pr	Pr_2O_3	(0.131)
Mo	MoO_3	0.392	Nd	Nd_2O_3	0.476
Ru	RuO_2	0.269	Sm	Sm_2O_3	(0.101)
Pd	PdO	0.187	Sr	SrO	0.084
Ba	$BaCO_3$	0.218	Y	Y_2O_3	0.052
La	La_2O_3	0.143	Rh	Rh_2O_3	0.049
Ce	CeO_2	0.278	Te	TeO_2	0.058

괄호안의 oxide 양은 Nd로 대치한 양임

2.3 성형 및 소결

다이벽면과 성형체간의 마찰을 막기 위해 Zn stearate를 벤젠에 녹여 벽면에 도포한 상태로 성형하였다. 1.3 1.65 ton/cm^2의 압력으로 성형하였으며, 1800℃, H_2(100%) 분위기에서 약 12시간 소결하여 모의 사용후핵연료를 제조하였다. 모의 사용후핵연료를 OREOX 공정을 거쳐 DUPIC분말을 제조하였으며 원료분말과의 차이를 확인하기 위하여 같은 조건으로 성형 소결하였다. 그림 1은 모의사용후핵연료 및 모의 DUPIC 핵연료제조 공정을 나타낸 것이다.

2.4 특성분석

분말의 특성분석은 성형 및 소결에 영향을 미치는 입자크기와 비표면적을 중심으로 분석하였다. 입지크기는 Malvern Instruments 사에서 제조한 Laser Analyzer를 이용하였으며, 비표면적은 BET 법을 이용하여 측정하였다. 또한 분말의 형상은 주사 전자현미경(Scanning electron microscopy, SEM)을 이용하여 파악하였다. UO_2에 혼합된 핵분열 생성물의 균질도는 화학분석을 이용하여 확인하였다. 혼합 및 분쇄에 따른 균질도를 확인하기 위하여 혼합 및 분쇄 후 용기의 상, 중, 하 세 곳에서 시료를 채취하여 대표적인 원소를 대상으로 화학분석하였다. 소결체의 특성은 소결체의 결정립 크기, 첨가한 불순물의 상태, 분말처리 및 성형압에 따른 소결체의 밀도 변화 그리고 크랙의 형성을 중심으로 분석하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 분말특성

모의 DUPIC 핵연료 제조시 고려할 사항은 UO_2와 핵분열생성물의 균일한 혼합과 핵분열생성물의 열역학적 평형상태를 유지하는 것이다. 모의 사용후핵연료를 제조하기 위하여 UO2와 핵분열생성물을 혼합하여 모의 사용후핵연료 분말을 제조하였다. Table 2는 UO_2와 핵분열생성물의 tubular에서 혼합 후와 attrition 밀링 후 균질도를 나타낸 것이다. 핵분열생성물 중 첨가량이 많은 Mo, Zr, Nd를 대상으로 용기의 상, 중, 하에서 시료를 채취하여 화학 분석하였다. tubular에서 혼합 후 Mo의 농도는 약 ±10.2%, Zr의 농도는 약 ±8.2%, Nd의 농도는 약 ±7.1%의 편차를 나타냈으나, attrition 밀링 후에는 Mo는 약 ±1.6%, Zr은 약 ±3.5%, Nd는 약 ±1.8%의 편차를 나타내고 있어 attrition 밀링 후에는 충분히 균질하게 혼합된 것으로 보인다.

Table 3은 분말처리에 따른 입자크기 및 비표면적을 나타낸 것이다. UO_2와 핵분열생성물을 turbular에서 12시간 혼합한 후 분말의 입도는 3.28㎛였으며, 1회 attrition 밀링 후 입자크기는 1.68㎛에서 5회 attrition 밀링 후 입자크기 0.5㎛까지 밀링 횟수가 증가할수록

Table 2. Contents of typical elements in UO_2 after tubular mixing and attrition milling

Sampling Point	Mo	Zr	Nd
Top of the mixed powder	0.26	0.29	0.53
Middle of the mixed powder	0.30	0.29	0.55
Bottom of the mixed powder	0.32	0.34	0.61
Top of the milled powder	0.31	0.27	0.55
Middle of the milled powder	0.31	0.29	0.56
Bottom of the milled powder	0.32	0.29	0.57

입도는 작아지는 것으로 나타났다. 밀링하기전 비표면적은 5.33㎡/g에서 5회 밀링 후 6.06 ㎡/g까지 밀링에 따라 증가하는 것으로 나타났다. wet 밀링 후 입자크기 및 비표면적은 각각 0.37㎛와 6.15㎡/g으로 나타났다. 또한 모의 DUPIC 핵연료의 제조하기 위하여 모의 사용후핵연료를 산화/환원시켜 모의 DUPIC 핵연료의 원료분말을 제조하였다. 산화/환원 후 분말의 입자크기와 비표면적은 각각 3.52㎛와 5.23㎡/g으로 나타났다. 모의 사용후핵연료 원료분말을 제조하기 위한 건식, 습식 분말처리에 비해 산화/환원 후 분말의 입자크기와 비표면적이 작은 것으로 나타났다.

Table 3. The variation of particle size and specific surface area relative to powder treatment

Powder Treatment		Particle Size (μm)	Specific Surface Area (m^2/g)
Raw Material		3.28	5.33
Dry attrition milling	1st milling	1.68	5.51
	2nd milling	1.29	5.75
	3rd milling	1.11	5.88
	4th milling	0.70	5.98
	5th milling	0.50	6.06
Wet milling		0.37	6.15
after OREOX (simulated DUPIC powder)		0.35	5.23

그림 1은 밀링 전, 건식, 습식 밀링 후 및 산화/환원 후 분말의 형상을 나타낸 것이다. 밀링 전 분말과 attrition 밀링 후 분말은 크기가 고르지 않게 나타났으나 산화/환원후 분말은 크기가 고르고 형상이 일정한 것으로 나타났다. 습식 밀링 후 분말은 솜 같은 형상을 나타내고 있다.

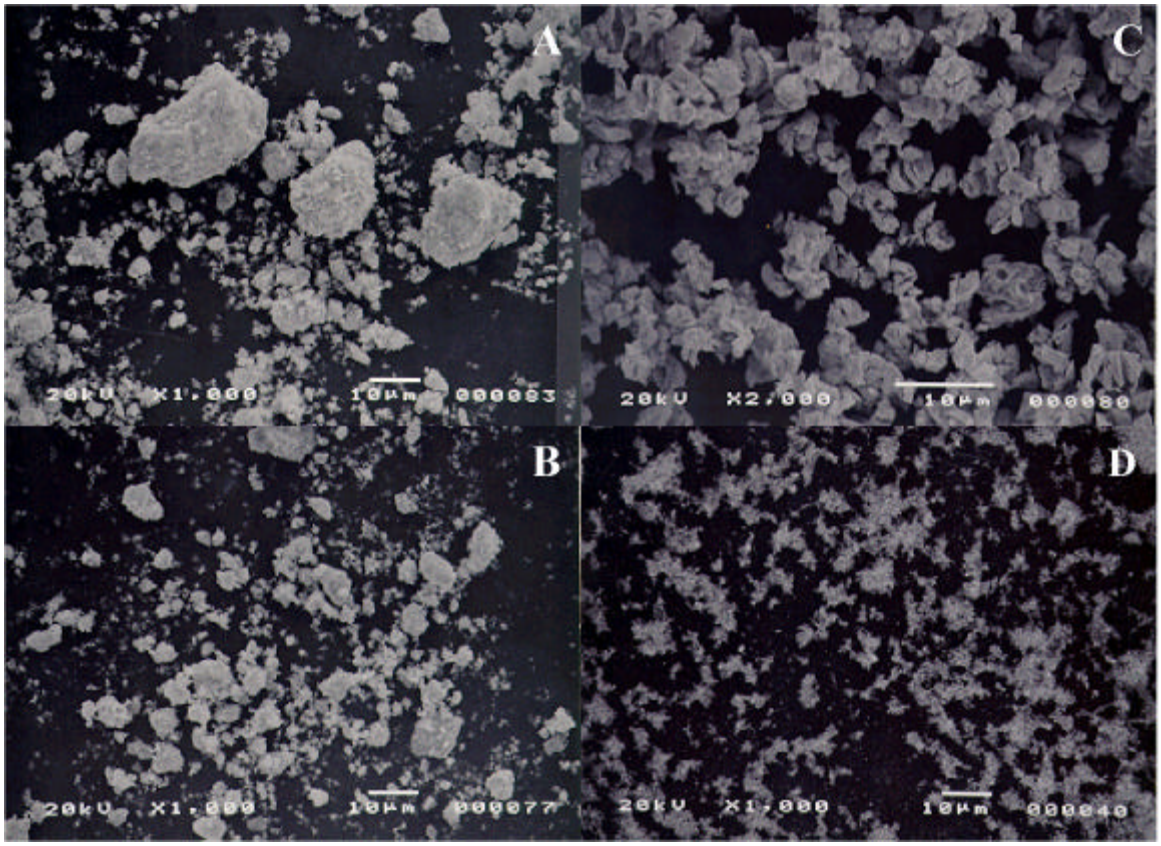

Fig. 1. Microstructures of powder : A) before milling, B) after attrition milling simulated spent fuel powder, C) after OREOX process of simulated DUPIC fuel powder, D) after wet milling simulated spent fuel powder

3.2 소결체의 특성

그림 2는 모의 DUPIC 핵연료의 미세구조를 나타낸 것이다. 모의 DUPIC 핵연료의 결정립은 약 4.6㎛이며, 밀도는 10.365 g/cm^3 10.398 g/cm^3(95.116 95.395% of T.D.)로나타났다. 그림A에서 1, 2가 지시하고 있는 알갱이와 그림 B의 하얗게 나타난 부분이 금속석출물로서 Mo, Ru, Pd, Rh가 주를 이루고 있으며, 이중 Mo와 Ru는 $Mo_{0.7}Ru_{0.3}$의 금속간 화합물을 이루는 것으로 생각된다.[14] 또한 결정립계와 기지내의 검은 부분은 연마중 시편이 떨어져나간 것으로 생각되나 기지내에 어둡게 보이는 부분은 산화석출물로서 Zr과 Ba가 주를 이루고 있으며 $BaZrO_3$의 perovskite 구조를 이루는 것으로 생각된다.[14]

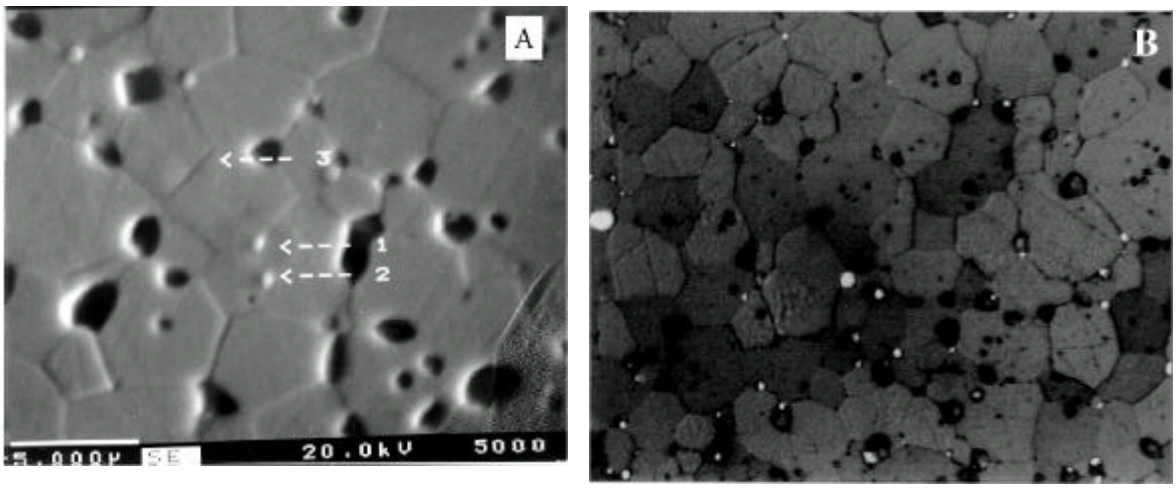

Fig. 2. SEM image of a polished and etched surface of pellets showing quiaxed matrix grains and precipitates

그림 3은 성형압에 따른 소결체의 밀도를 나타낸 것이다. 건식 밀링 처리된 분말을 이용하여 제조한 소결체의 경우 성형압이 1.3ton/㎠에서 1.66ton/㎠로 증가함에 따라 모의 사용후핵연료의 소결밀도는 10.227 g/㎤에서 10.255 g/㎤로 증가하였으며, 모의 사용후핵연료를 산화/환원 후 재소결한 모의 DUPIC 핵연료는 10.365 g/㎤에서 10.398 g/㎤로 증가하였다. 습식 밀링 처리된 분말을 이용하여 제조한 소결체의 경우 성형압이 증가함에 따라 모의 사용후핵연료의 소결밀도는 10.457 g/㎤에서 10.549 g/㎤로 증가하는 것으로 나타났으며 모의 DUPIC 핵연료는 10.573 g/㎤에서 10.61 g/㎤로 증가하였다. 따라서 분말처리에 관계없이 성형압에 따라 소결밀도는 증가하는 것으로 나타났으며, 모의 사용후핵연료보다 모의 DUPIC 핵연료의 소결밀도가 높게 나타났다. 또한 건식 밀링 처리된 분말을 이용한 소결체보다 습식 밀링 처리된 분말을 이용하여 제조된 소결체의 밀도가 높게 나타났다. 모의 사용후핵연료보다 모의 DUPIC 핵연료의 소결밀도가 높게 나타난 것은 모의 핵연료의 소결성에 미치는 핵분열 생성물이 산화/환원 공정 및 고온의 재소결 과정에서 충분한 확산이 이루어져 모의 DUPIC 핵연료내에서 고르게 분포되었으며, 열역학적으로 평형상태를 유지하기 때문으로 생각된다. 아울러 산화/환원공정시 분말내부에 미세균열 발생등 분말특성의 변화가 수반된 것으로 생각된다. 또한 건식 밀링 처리보다 습식 밀링 처리된 분말의 소결밀도가 높은 것은 분말의 특성에서 살펴본 바와 같이 건식 밀링 처리된 분말보다 습식 밀링 처리된 분말의 입도가 작고 비표면적이 크기 때문으로 생각된다. 따라서 높은 밀도의 소결체를 얻기 위해서는 습식 밀링 분말처리가 유리한 것으로 나타났다.

그림 4는 모의 핵연료의 크랙 형상을 나타낸 것이다. 일반적으로 소결체에 발생하는 크랙은 소결체 내부의 밀도 및 응력의 차이에 의해서 발생하는 것으로 생각된다. 즉 성형할 때 분말간의 마찰과 다이벽면과의 마찰 등으로 인해 성형압이 성형체에 균일하게 분포되

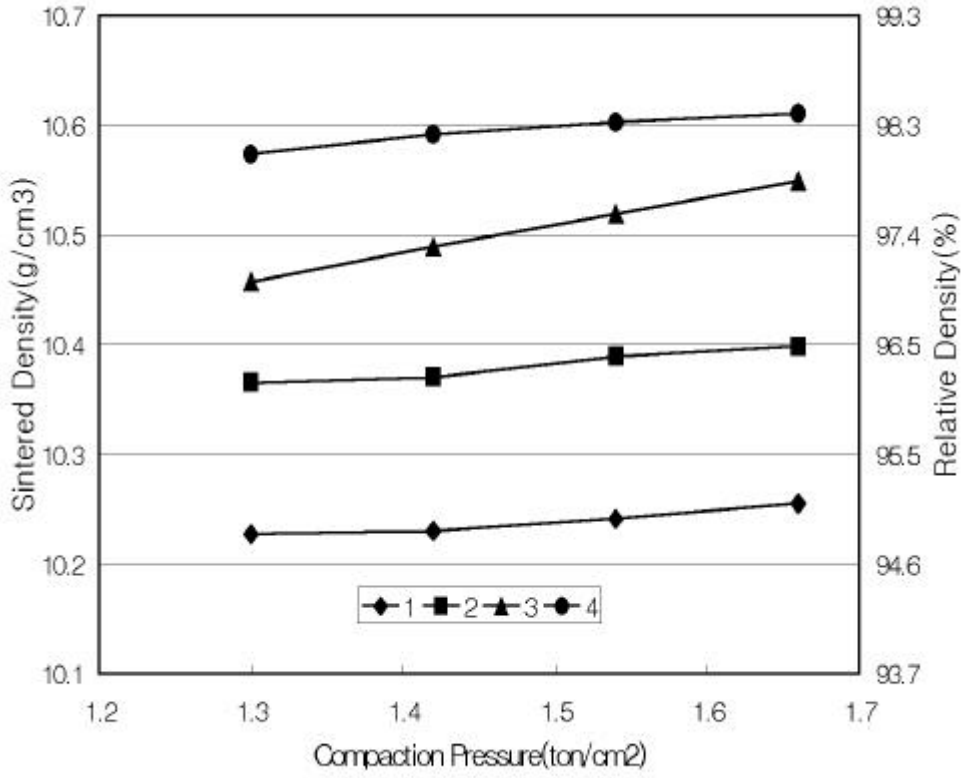

Fig. 3. Densities of simulated fuels due to the variation of compaction pressure :
1) simulated spent fuel produced with dry milled powder
2) simulated DUPIC fuel produced with dry milled powder
3) simulated spent fuel produced with wet milled powder
4) simulated DUPIC fuel produced with wet milled powder

지 않으며, 이로인해 성형체 내부에 밀도의 차이가 존재하게 된다. 이런 성형체를 소결하면 밀도차이에 따라 수축율이 달라지고, 수축율차이에 따른 응력이 발생하게 된다. 또한 모의핵연료와 같이 열전도도가 낮은 핵연료를 소결할 때 소결온도까지 가열, 그리고 상온으로 냉각할 때 소결체 내부 및 외부의 온도 차이에 의한 열응력이 발생하게 된다. 이런 내부 내부응력을 견디지 못할 경우 크랙이 발생하게 된다. 본 실험에서는 크랙이 수평으로 발생하였으며 성형압이 높을수록 크랙의 길이와 깊이가 크게 나타났다. 모의 DUPIC 핵연료의 경우는 1.3 ton/cm^2 의 성형압에서는 깊이가 1mm 이하, 길이가 약 7mm의 크랙이 수평으로 발생하였으며, 1.65 ton/cm^2에서는 깊이가 약 2mm, 길이가 약 7mm의 크랙이 수평으로 발생하였다. 모의 사용후 핵연료의 경우는 깊이 약 4.5 mm의 크랙이 수평으로 발생하여 모의 DUPIC 핵연료보다 크게 나타났다. 크랙이 수평으로 발생한 것은 성형할 때 성형체와 다이 벽면과의 마찰에 의한 것으로 생각되며 성형압이 높을수록 크랙이 크게 발생된 것은 다이 벽면과의 마찰이 크기 때문으로 생각된다. 그러나 천연이산화우라늄만으로 소결체를 제조할 때 공일한 제조조건에 의해서는 균열이 발생하지 않는 것을 고려하면, 첨가물의 혼합으로 기지의 소결능이 저하됨과 동시에 고용되지 않은 첨가

물의 석축물등이 입계에 존재함으로서 입계를 따라 균열이 쉽게 일어나는 것으로 추측된다. 아울러 모의 DUPIC핵연료의 크랙이 모의 사용후핵연료의 크랙보다 적게 나타난 것은 앞에서 살펴본바와 같이 모의 DUPIC 핵연료의 제조중 균질도의 향상등에 의한 소결성이 향상되어 밀도가 증가되었고 이로인해 내부응력을 잘 견디기 때문으로 생각된다.

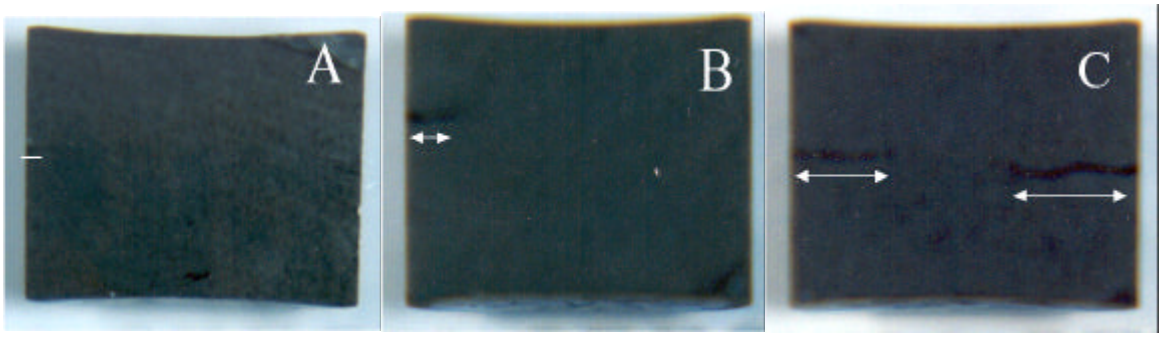

Fig. 5. Crack shapes of simulated DUPIC fuel and simulated spent fuel :
A) simulated DUPIC fuel(compaction pressure : 1.3 ton/㎠),
B) simulated DUPIC fuel(compaction pressure : 2.0 ton/㎠),
C) simulated spent fuel(compaction pressure : 1.66 ton/㎠),

3. 결론

모의 DUPIC 핵연료 제조에 관한 연구를 통해서 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 산화/환원공정을 통해 분말의 소결특성이 향상 되었다.
2. 모의 DUPIC 핵연료의 밀도가 사용후핵연료의 밀도 보다 크게 나타났다.
3. 모의 DUPIC 핵연료의 결정립 크기는 4.6㎛ 였다.
4. 성형압을 높이는 것이 소결밀도를 향상시키나 크랙이 발생한다.
5. 크랙의 형성은 다이 벽면과의 마찰에 의한 응력 불균질에 기인한다.
6. 핵분열 생성물 중 금속간 화합물은 Mo, Ru, Pd, Rh가 주를 이루며, 결정립 계에 존재한다.
7. 산화석출물은 Zr과 Ba가 주를 이루고 있으며 기지내에 존재한다.

참 고 문 헌

1. **양명승외**, "**경중수로 연계 핵연료주기 기술개발**", KAERI/RR-1311/93

2. H. Kleykamp, J. Nucl. Mater. 167 (1985) 49.

3. T. Muromura, T. Adachi, H. Takeishi, Z. Yoshida, T. Yamamoto and K. Ueno, J. Nucl. Mater., 151(1988) 318-326.

4. T. Adachi, T. Muromura, H. Takeishi and T. Yamamoto, J. Nucl. Mater., 160(1988) 81-87.

5. P.G. Lucuta, B.J.Palmer, Hj. Matzke and D.S. Hartwig, "Preparation and characterization of SIMFUEL; Simulated CANDU high-burnup nuclear fuel",Proc. Second Int. Conf. CANDU Fuel, Ed. I.J. Hasting, CNS, Toronto (1989), also AECL-10117(1989).

6. K. Une and M. Oguma, J. Nucl. Sci. Technol., 20(1983) 844.

7. J.O. Paschoal, H. Kleykamp and F. Thummler, Z. Metallk. 74(1983) 652.

8. K. Naito, T. Tsuji, T. Matsui and A. Date, J. Nucl. Mater. 154 (1988) 3.

9. M. Ugajin, T. Shiratori and K. Shiba, J. Nucl. Mater. 84 (1979) 26.

10. M. Ugajin and K. Shiba, J. Nucl. Mater. 91 (1980) 227.

11. M. Ugajin and K. Shiba, J. Nucl. Mater. 105 (1982) 211.

12. R.A. Verrall, I.J. Hastings, P.G. Lucuta, Hj. Matzke and B.J. Palmer, "Preparation and applications of simulated high-burnup fuel", Proc. 11th Annual Conf. of the CNA, Toronto, June 3-8 1990, also AECL-10217(1990).

13. P.G. Lucuta, B.J. Palmer, Hi Marzke and D.S. Hartwig, "Preparation and characterization of SIMFUEL; Simulated CANDU higg-burnup nuclear fuel", Proc. Second Int. Conf. CANDU Fuel, Ed. I.J. Hastings, CNS, Toronto (1989).

14. P.G. Lucuta, R.A. Verrall, Hj. Matzke and B.J. Palmer, J. Nucl. Mater., 178(1991) 48.

15. T. Ogawa, R.A. Verrall, M.D. Schreiter and M.O. Westcott, "Dose effect on release of ion-implanted noble gases from oxide fuel", Proc. of Int. Conference on CANDU Fuel, Chalk River, 1986 Oct. 6-8, CNS, Ed. I.J. Hastings, 543-557.

16. R.A. Verrall, Hj. Matzke, T. Ogawa and B.J. Palmer, "Iodine release and bubble formation in oxide fuels", Proc. of Int. Conference on CANDU Fuel, Chalk River, 1986 Oct. 6-8, CNS, Ed. I.J. Hastings, 558-572.

17. Hj. Matzke, I.L.F. Ray and R.A. Verrall, "Diffusion and begaviour of iodine and rubidium in UO_2 and ThO_2", IAEA, IWGFOT/27(1987) 183-196.

18. P.G. Lucuta, R.A. Verrall, Hj. Matzke and I.J. Hastings, "Theraml

conductivity and gas realease from SIMFUEL", Fission gas release and fuel rod chemistry related to extended burnup, Proc. of a Committee Mtg., Pembroke, Ontario, Canada, 28 May-1 May 1992, also IAEA-TECDOC-697 (Apr. 1993).

19. P.G. Lucuta, Hj. Matzke and R.A. Verrall, J. Nucl. Mater., 223(1995) 51.
20. J. Cobos, D. Papaioannou, J. Spino, M. Coquerlle, J. Alloys and Compounds 271(1998) 610