

'99 춘계학술발표회 논문집

한국원자력 학회

연구로용 우라늄 고밀도 핵연료 후보재료에 대한 제 2차 노내조사시험 고찰
An Investigation on the 2nd Irradiation Test of Candidated Materials of
Uranium High-Density Fuels for High Performance Research Reactors

김 창규, 김 기환, 박 종만, 이 윤상, 이 돈배

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

우라늄 고밀도 핵연료 후보재료에 대한 제 1차 노내 조사시험의 결과를 토대로 고성능 연구로 운전 조건을 고려하여 제 2차 노내 조사시험 계획을 수립하고 있다. 시험온도를 실제 노내 온도와 거의 같은 수준으로 높이기 위하여 핵연료 심재의 두께를 0.5 mm에서 0.7 mm 조정하였고 ATR 원자로의 조사 시험공을 I hole에서 중성자속이 더 높은 A hole로 선정하였다. 고성능 연구로에서 저농축 우라늄의 핵연료일 경우 요구되는 우라늄 밀도 수준인 8 g/cm^3 으로 시험 핵연료를 제조하여 장전할 예정이다. U-Mo 합금에서 여러 Mo 함량의 핵연료를 시험하여 최적의 합금 조성을 알아내고 핵연료입자내의 조직별로 시험하여 최적의 미세조직 조절방법과 감마 안정성이 큰 천이원소들을 제 3원소로 첨가하여 우라늄 밀도를 극대화시키고자 한다.

총 48개 시험 핵연료에서 한국원자력(연)이 제공하는 핵연료가 22개로 가장 많다. 핵연료 제조처 별로 비교하는 시험에서 미국 ANL, 프랑스 CERCA의 기계적인 연마 또는 파쇄 방법으로 제조된 핵연료보다 원심분무 핵연료가 지금까지의 결과로부터 우수함을 나타내는 가능성이 큰 것으로 생각되며 이러한 결과 나올 경우 HERTH program에서 차기년도에 계획하고 있는 실크기 핵연료 노내 조사시험에서도 한국 원자력(연)이 주도적으로 핵연료 분말을 공급 할 것으로 전망된다.

Abstract

The second irradiation test plan of uranium high-density research reactor fuels was worked out to investigate the in-reactor performance of the selected fuel materials from the 1st irradiation test using the actual operating conditions of high performance reactors.

In order to raise the irradiation test temperature of fuels, the thickness of fuel meats was adjusted from 0.5 mm to 0.7 mm. The irradiation hole in ATR was chosen from "I" holes to "A" holes with higher neutron flux. The fuels with various Mo contents will be loaded to find the optimum U-Mo composition. In order to better understand the effects on micro-structure of fuel material, Three kinds of fuels with different micro-structure controls will be included. In order to increase uranium density using the third alloying elements of transition metals, which are known to be gamma phase stabilizer, three kinds of ternary alloys will be loaded.

In this test, KAERI is considered to have a leading position in a viewpoint of the largest number of 22 fuel-plates supplied by KAERI. In comparing the in-reactor performance among three kinds of fuels fabricated by ANL, CERCA, and KAERI, the atomization fuel is assumed possibly to be better than the others from the previous results. In the next irradiation test of full size fuel, KAERI is expected to act as an important role in supplying fuel powder.

1. 서론

모든 연구용 원자로(연구로)의 핵연료를 핵비확산 목적으로 핵무기급의 고농축 우라늄 핵연료에서 20%이하의 저농축 핵연료로 전환시키고자 미국을 중심으로 REATR program을 수립하여 전 세계적으로 추진하고 있다. 농축도를 낮추는 대신에 단위 부피 당 우라늄 함량을 높이는 우라늄 고밀도 핵연료를 개발하여 대체하는 방법이다. 1980년대 중반에 개발된 U_3Si_2 분산핵연료의 우라늄 밀도는 4.8 g/cm^3 으로 대부분의 연구로는 사용할 수 있으나 일부 고성능 대형 연구로에는 충족시킬 수 없어 우라늄 함량이 $8 \sim 9 \text{ g/cc}$ 를 갖는 우라늄 고밀도 분산핵연료의 개발이 필요하게 되었다[1]. 우라늄 밀도가 보다 더 높으면서 연소성능이 우수한 핵연료재료의 입자를 보다 더 밀집 분산시키는 기술이다. 미국의 고속증식로개발 에서 경험이 있는 감마상 우라늄 합금계 핵연료 재료가 U_3Si_2 보다 밀도가 높아 후보 재료로 선정이 되었고 밀집 분산시키는 데는 KAERI가 처음 시도한 원심분무로 핵연료입자를 구형화시킨 방법이 관심의 대상이 되었다[2].

1997년 8월부터 미국은 후보재료에 대한 노내 조사시험을 착수하였다. 대상 재료는 U-Mo계 합금(U-10%Mo, U-8%Mo, U-6%Mo, U-6%Mo-1%Pt, U-6%Mo-0.6%Ru, U-6%Mo-0.05Sn, U-4Mo)과 U-Nb-Zr계 합금(U-9%Nb-3%Zr, U-6%Nb-4%Zr, U-5%Nb-3%Zr)으로 하고 비교 기준인 U_3Si_2 와 U와 Mo와의 금속간 화합물인 U_2Mo 를 포함시켰다[3]. 대부분의 조사시험 핵연료 시료를 기존의 파쇄 방법으로 ANL이 제조하였으나 이 중에서 가능성이 높은 후보재료인 U-10%Mo와 U_3Si_2 기준재료에 대하여 한국원자력(연) 원심분무 방법으로 제조하였다. 안전성과 제조상의 어려움을 피하기 위하여 핵연료입자의 혼합비율을 기존의 43%보다 훨씬 낮게 25%로 하였다. 연소도가 약 45% 시기와 약 70% 시기에 인출하여 관찰 분석한 결과 U-Nb-Zr는 사용이 불가할 정도의 성능을 나타냈으나 U-Mo계 합금에서는 대체로 우수하여 사용 가능

할 것으로 평가되었는데 10%의 Mo함량 합금에서는 U_3Si_2 와 거의 같은 우수한 거동을 보였다. 특히 원심분무법으로 제조한 U-10%Mo 분산핵연료가 파쇄방법으로 제조한 것보다 더 우수한 결과를 보였다. 이 결과는 급속응고로 결정립이 미세화되는 현상으로 연소성능이 저조할 것으로 예상한 것과는 정반대의 결과이다[4].

BERTH program에서는 U-Mo계 합금 분산 핵연료를 실용화시키기 위하여 차기 제 2차 노내 조사시험을 1998년부터 추진하고 있다. 이 노내 조사시험에 대하여 목적과 방향을 분석하고 원자력(연)이 창안 개발한 원심분무 핵연료가 어느 정도의 비중으로 참여되고 앞으로의 전망에 대하여 고찰하고자 한다.

2 제 2차 노내 조사시험

가. 목적

제 1차 조사시험은 분산핵연료에서 핵연료입자의 평균 거동과 입자와 기지물질과의 반응정도를 조사하여 여러 후보재료 중에서 가능성 재료를 선정하는데 주목적인 반면에 2차 조사시험은 1차 조사시험에서 선정된 재료로 고성능 대형 연구로의 실제 조건과 유사한 환경에서 조사시험을 하는데 있다. 핵비확산 목적의 저농축 우라늄의 핵연료는 우선 우라늄 밀도가 8 g/cm^3 이상이 되어야 하는 조건이다. 제 1차 조사시험에서는 제조상의 어려움과 안전성을 고려하여 분산 핵연료 입자의 부피 분율을 목표치의 절반 수준인 약 25%로 기준 하였다. 제 2차 조사시험에서는 핵연료의 우라늄 밀도를 고성능 연구로에서 요구하는 우라늄밀도인 8 g/cm^3 이상으로 높이고자 한다[5]. 제 2차 조사시험에 대상되는 물질에 대하여 우라늄 밀도 8 g/cc 얻을 수 있는 배합비를 표 1에 나타낸 바와 같이 대체로 배합비를 50%이상으로 제조된 핵연료

Alloy	Alloy density, g/cm^3	U density g/cm^3	Volume Fraction for 8.0 U-g/cm^3 , %
U-10%Mo	16.8	15.1	53
U-8%Mo	17.0	15.6	51
U-6%Mo	17.6	16.5	48
U_3Si_2	12.2	11.31	71
UN	14.3	13.5	59

Table 1. Densities of Representative Uranium Alloys

를 대상으로 하고 있다.

고성능 대형 연구로에서 우라늄 고밀도 핵연료를 사용하면 핵연료심부의 온도가 200°C 이상 높게 형성된다. 제 1차 조사시험의 핵연료 심부 온도는 70°C 로 계산되었었다. 핵연료의 온도를 높게 하려면 test-loop시설을 활용해야 하나 미국 ANL의 여건이 허락되지 않아서 시험 핵연료 두께를 두껍게 하고 ATR 연구로에서 중성자속이 높은 조사공을 사용하는 방법을 택하

였다. 제 1차 노내 조사시험 핵연료 심재의 두께는 0.5 mm 이었으나 제 2차 노내조사 시험 핵연료의 두께는 0.76 mm로 조정되었다.

U-Mo계 합금 분산 핵연료에서 Mo함량이 많아지면 우라늄 밀도가 떨어져 핵연료분말 혼합비를 높여야 하는 상반되는 영향이 있다. 따라서 Mo 함량이 가장 낮은 사용 가능한 U-Mo합금 조성을 찾아야 한다. 따라서 Mo 함량을 변화시켜 노내 조사시험을 하고자 한다. 제 1차 노내 조사시험에서는 Mo함량을 4wt.%, 6wt.%, 8wt.%, 10wt.%로 하였으나 U-4wt.%Mo 분산핵연료가 불량한 연소거동을 보였기 때문에 제 2차 노내 조사시험에서는 제외되었다.

제 1차 노내 조사시험에서 원심분무 분말 핵연료가 파쇄 분말 핵연료보다 더 우수한 성능을 보였다. 파쇄 핵연료입자가 핵연료제조과정에서 우수한 핵연료 성능을 갖는 감마상 조직이 분해되는 반면에 원심분무 핵연료는 감마상 조직이 유지되는 사실이 밝혀졌다. 또한 핵분열 생성가스들이 이동하여 핵연료입자내의 결정립 경계에서 기포(bubble)가 먼저 형성되는 것으로 나타났다. 높게 연소가 진행되면 결정립계 주변부터 재결정립계가 형성되면서 재결정립계면에서 기포(bubble)가 생성 성장됨을 보였다[6]. 따라서 핵연료입자의 조직이 감마상으로 단결정이면 가장 우수한 연소성능을 나타낼 것으로 생각된다. 제 2차 노내시험에서는 원심분무법으로 제조한 U-10%Mo합금분말을 열처리하여 감마상을 분해시킨 핵연료와 결정립을 성장시켜 결정립계가 거의 없이 감마상의 핵연료와 열처리를 하지 않은 원심분무 분말을 사용하여 연소 거동을 비교할 예정이다.

핵연료분말 배합비가 클수록 핵연료분말과 기지 재료인 aluminum분말과 혼합한 분말을 압분 성형하기가 어려워지고 핵연료 심재 내에 핵연료입자의 균질한 분산이 어려워진다. 따라서 가급적 우수한 연소 거동을 나타내는 우라늄 고밀도 재료개발은 계속되어야 한다. U-Mo합금계에서 Mo 대신에 감마상 안정화 효과가 더 큰 제 3의 원소를 첨가하면 우라늄 밀도 증가 효과를 거둘 수 있다[7]. 1997년부터 미국 ANL과 원자력(연)과의 공동연구로 제 3의 원소로 천연원소인 Pt, Ru, Os 등이 효과적인 것으로 결과를 얻어 본 조사시험에 3종류의 합금을 포함시키기로 하였다. U-15at.%Mo를 기반으로 하여 3종류의 원소를 2at.% 첨가한 합금 즉 U-15at.%Mo-2at.%Pt, U-15at.%Mo-2at.%Ru, U-15at.%Mo-2at.%Os의 핵연료를 원심분무방법으로 제조하기로 하였다. 이러한 합금조성과 동등한 2원계 합금 U-17at.%Mo(U-7.6wt.%Mo)은 한국원자력(연)이 저농축(20%) 우라늄 금속 원료가 부족하여 미국 ANL이 파쇄방법으로 제조하여 장전하기로 하였다.

핵연료 제조처별 핵연료에 대한 성능비교를 하기로 하였다. 대상 핵연료 재료는 U-10wt.%Mo와 U-6wt.%Mo이며 미국 ANL은 즐질(filing)방법으로 제조하고 한국원자력(연)은 원심분무 방법으로 제조하는데 프랑스 CERCA는 물리적인 파쇄방법으로 추정되나 정확한 분말제조방법이 알려져 있지 않다. 이밖에 러시아 Bochvar(VNIINM) 연구소에서 제공하는 UN의 핵연료재료가 대상에 포함되어 있다. 러시아의 고속증식로 핵연료로 주로 사용되고 있는 재료로 프랑스 CERCA에서 우라늄 고밀도 후보재료로 연구를 수행한 바 있으나 RERTH program에서는 질소 성분이 비교적 열중성자의 absorption cross section이 비교적 커서 핵연료의 성능을 저하시키는 문제점이 있는 것으로 검토된 바 있다. 이러한 물질을 본 노내 조사시험에 포함시킨 동기를 알아볼 필요가 있는 것으로 생각된다.

핵연료입자와 기지물질간의 반응이 노내 연소 중에 증성자 또는 핵분열 물질과의 충돌과 열 영향에 의하여 일어나 밀도가 적은 물질이 형성됨에 의하여 팽윤이 발생된다. 확산 이동 속도가 빠른 기지 물질 aluminum이 핵연료 입자내로 이동하면서 핵연료입자와 기지물질 계면에서 pore가 발생되기도 한다[8]. 이러한 문제를 해결하는 방안으로 기지 물질을 aluminum에서 magnesium으로 대체하는 방안을 수립하게 되었다[9]. 이 제 2차 노내 조사시험에 magnesium을 기지로 하는 분산 핵연료를 포함시켰다. 분산시키는 핵연료 입자물질은 비교적 aluminum과 반응이 잘 일어나는 Mo 함량이 적은 U-6wt.%Mo를 선정된 것으로 생각된다.

나. 조사 시험

조사시험은 제 1차 조사시험을 했던 미국 Idaho Falls에 있는 ATR 연구용 원자로에서 수행될 예정이다. 제 1차 조사시험에서는 I-22(HERTR-1), I-23(HERTR-2)의 2개의 조사공을 사용한 것과 같이 제 2차 조사시험에서도 2개의 A 조사공을 사용할 예정이다. 2개의 조사공 중에서 하나는 약 40%정도로 연소시킨 후 인출하고(HERTR-3) 다른 하나는 약 70%정도 연소시킨 후(HERTR-4) 인출하여 조사 후 시험 평가를 한다. 조사공에 장전되는 vehicle은 6개의 capsule이 수직방향으로 장전되고 하나의 capsule에는 두 개의 column이 있고 하나의 column에 4개의 조사시험용 핵연료가 장전된다.

A 조사공은 I 조사공보다 바깥쪽에 있으며 증성자속은 훨씬 크지만 조사공의 직경 크기가 약 40%정도로 작다. 따라서 조사시험용 핵연료도 제 1차 노내 조사시험에서 사용된 micro-plate보다 더 작다. 제 1차 조사시험 핵연료는 크기가 76 mm×22 mm×1.3 mm이었으나 제 2차 노내 조사시험의 핵연료는 41 mm×10 mm×1.3 mm로 훨씬 작다. 핵연료심재는 타원형으로 장축이 22 mm 정도 단축이 4.8 mm로 절반정도로 작아졌으나 두께는 0.76 mm로 제 1차 시험 핵연료보다 두껍다. 조사시험 핵연료의 원료를 핵연료 심재내의 온도를 보다 높게 올리려고 20%이상 농축된 우라늄으로 사용한다고 RRPM논문에 발표하였으나[5] 최근에 받은 다른 자료에는 모두 20% 농축원료로 표시되어 있어 확실하지 않다.

조사시험은 1999년 8월부터 수행될 예정이며 약 40% 연소 후 하나의 vehicle을 1999년 10월 경 인출하고 조사 후 시험평가는 2000년 1월부터 9월까지 수행할 예정이다. 조사중의 power density는 약 16 kWcm⁻³이고 표면의 heat flux는 약 470 W이다.

다. 조사시험 핵연료 제조

조사시험 핵연료 제조공정은 그림 1과 같다. 핵연료분말을 크게 두 가지 방법으로 제조된다. 한국원자력(연)에서는 원심분무방법으로 용탕에서 바로 분말을 제조하나 ANL에서는 Arc 가열방법으로 ingot를 제조한 다음 900°C에서 약 90시간이상 균질화 열처리를 한다. 합금 ingot를 선반에 장착된 회전 줄(rotary file)로 가공하여 분말을 제조한다. 분말입자 크기가 325 mesh 이상 120 mesh 이하로 분급한 다음 aluminum분말과 혼합한다. 혼합분말을 압분하여 pellet로 만든 다음 aluminum(6061) picture frame에 넣고 상하 cover plate를 덮은 후 용접하고 약 500°C로 가열한 다음 압연성형을 한다. 핵연료 심재와 cladding재와 완전하게

bonding이 되었는가를 확인하기 위하여 485°C에서 약 50분간 blister 시험을 한다. 최종 핵연료 두께를 맞추기 위해 냉간 압연을 한 후 핵연료 분말의 균질분산을 확인하는 X-ray 투과시험을 한다[3].

원심분무분말은 입자의 형태가 완전 구형이 가까워 압분 성형한 pellet의 강도가 약하다. 따라서 결합력을 강화하기 위하여 결합제를 사용하거나 압분 압력을 증가시켜서 압분 성형을 개선하여야 한다. 이러한 방법으로도 불가할 경우에는 분말 압축 성형하여 압축 성형체를 요구하는 크기로 가공하여 사용하는 방법을 택할 예정이다.

3. 고찰

표 2는 최근에 입수한 노내 조사시험 핵연료(micro-plate)의 위치(position)이다.

Table 2 Irradiation Test Plate Position

A-1 KAERI U-6%Mo	A-2 ANL U-6%Mo	A-3 ANL U-10%Mo	A-4 ANL U-6%Mo in Mg matrix	A-5 ANL U ₃ Si ₂	A-6 KAERI U-10%Mo as-atomized	A-7 KAERI U-10%Mo $\alpha + \gamma + \gamma'$	A-8 KAERI U-10%Mo homog.
B-1 KAERI U-10%Mo $\alpha + \gamma + \gamma'$	B-2 KAERI U-10%Mo homog.	B-3 ANL U-10%Mo	B-4 KAERI U-10%Mo as-atomized	B-5 KAERI U-6Mo-Ru	B-6 KAERI U-6%Mo	B-7 KAERI U-6Mo-Os	B-8 ANL U-6%Mo
C-1 CERCA U-10%Mo	C-2 KAERI U-10%Mo as atomized	C-3 ANL U-8%Mo	C-4 ANL U-10%Mo	C-5 CERCA U-6%Mo	C-6 KAERI U-6%Mo-Os	C-7 KAERI U-6Mo-Ru	C-8 KAERI U-6%Mo
D-1 ANL U-10%Mo	D-2 KAERI U-10%Mo as atomized	D-3 ANL U-6%Mo	D-4 KAERI U-6%Mo	D-5 KAERI U-6Mo-Ru	D-6 ANL U ₃ Si ₂	D-7 ANL U-8%Mo	D-8 CERCA U-10%Mo
E-1 CERCA U-6%Mo	E-2 ANL U-8%Mo	E-3 KAERI U-6%Mo as atomized	E-4 KAERI U-6Mo-Ru	E-5 ANL U-6%Mo	E-6 ANL U ₃ Si ₂	E-7 CERCA U-10%Mo	E-8 KAERI U-6Mo-Os
F-1 Russia UN	F-2 CERCA U-6%Mo	F-3 ANL U-8%Mo	F-4 KAERI U-6Mo-Os	F-5 ANL U ₃ Si ₂	F-6 ANL U-6%Mo	F-7 Russia UN	F-8 KAERI U-6Mo-Ru

Mo 함량별 성능을 비교하는 ANL제조 핵연료가 D capsule에 장전된다. D capsule의 위치는 밑에서부터 33%에서 50%높이에 위치하므로 가장 중성자속이 높아 연소도가 높을 것으로 예상된다. 같은 capsule에 한국원자력(연)의 U-6%Mo와 U-10%Mo의 원심분무 핵연료와 같은 종류의 프랑스 CERCA의 핵연료가 장전된다. 따라서 제조처별로 핵연료 성능비교를 할 수 있다. Mo함량이 6%와 10%의 핵연료가 A, B, C capsule에도 ANL 핵연료와 KAERI핵연료가 장전된다. A capsule은 중성자속이 가장 낮은 위치이므로 연소속도에 따른 연소 성능 거동을 알 수 있고 4 set의 시편이 서로 다른 연소도에서 비교되므로 상당한 신뢰성을 갖는 결과가 얻어질 것으로 예상된다.

핵연료 입자내 조직별로 비교하는 원심분무 핵연료가 A capsule과 B capsule에서 장전된다. 비교적 낮은 연소속도에서 이루어지고 2 set의 시편에서 결과를 얻는다. 삼원계 합금재료에 대한 핵연료가 B, C, D, E, F에서 장전됨을 볼 수 있다. 표 3은 핵연료 종류별 분류한 조사시험 핵연료이다.

표 3. 물질별로 분류한 조사 시험 핵연료

Material	Method	Structure	Matrix	Fabricator	Position
U ₃ Si ₂	Comminution	Heat-treated	Al	ANL	A-5, D-6, E-6, F-5
UN			Al	Vochvar	F-1, F-7
U-6%Mo	Atomization	As-cast	Al	KAERI	A-1, B-6, C-8, D-4 E-3
U-6%Mo	Grinding	Heat-treated	Al	ANL	A-2, D-3, E-5, F-6
U-6%Mo	Grinding	?	Al	CERCA	C-5, E-1, F-2
U-6%Mo	Grinding	Heat-treated	Mg	ANL	A-4, B-8
U-8%Mo	Grinding	Heat-treated	Al	ANL	C-3, D-7, E-2, F-3
U-10%Mo	Atomization	As-cast	Al	KAERI	A-6, B-4, C-2, D-2
U-10%Mo	Atomization	$\alpha + \gamma + \gamma'$	Al	KAERI	A-7, B-1
U-10%Mo	Atomization	Homog.	Al	KAERI	A-8, B-2
U-10%Mo	Grinding	As-cast	Al	ANL	A-3, B-3, C-4, D-1
U-10%Mo	Grinding	As-cast	Al	CERCA	C-1, D-8, E-7
U-6.7%Mo-0.95%Ru (U-15at.%Mo-2at.%Ru)	Atomization	As-cast	Al	KAERI	B-5, C-7, D-5, E-4 F-8
U-6.7%Mo-1.8%Os (U-15at.%Mo-2at.%Os)	Atomization	As-cast	Al	KAERI	B-7, C-6, E-8, F-4
U-6.7%Mo-1.8%Pt (U-15at.%Mo-2at.%Pt)	Atomization	As-cast	Al	KAERI	미정

핵연료 제조처별로 보면 48개 중에서 미국 ANL이 18개, 한국원자력(연)이 22개, CERCA가 6개, 러시아 Bochvar연구소가 2개로 한국원자력(연)이 주축을 이루고 있다. 본 노내 조사 시험에서 최적의 Mo 함량이 수립되고, 최적의 핵연료 제조 방법이 결정될 것이다. 원심분무 법으로 제조한 핵연료의 성능이 우수하게 판명된 경우가 한국원자력(연)이 계속하여 주도할 수

있다. 제 1차 노내 조사시험 결과에서 grinding하여 만든 핵연료가 제조과정에서 연소성능이 저조한 이유로 γ 상이 부분적으로 분해되어 α 상을 함유하고 있었고 가공 중에 많은 dislocation등의 가공 결함이 형성되 때문이라고 설명하고 있다. 원심분무 핵연료도 열간 압출 성형을 하였고 핵연료 압연성형을 열간 가공방법으로 하였으나 γ 상 분해가 일어나지 않았었다. Grinding 방법에서 공구로부터 상당량 혼입되는 nitride 또는 carbide 불순물이 상분해를 일으키는 역할을 할 가능성도 있다. Grinding 방법에서 여러 가지 문제를 완전히 해소하는데 한계가 있을 것으로 생각되므로 본 시험을 연소성능은 원심분무 핵연료가 가장 우수하게 나타날 가능성이 높다.

본 시험에 이어서 RERTR program에서는 실크기 핵연료에 대한 노내 조사시험을 계획하고 있다. 미국 ANL 연구소는 핵연료제조회사인 BWX technologies, Inc., 프랑스의 CERCA와 CEA, 벨기에의 SCK/CEN, 네델란드의 JRC와 협의 중이다. 실크기 노내조사시험에 소요되는 저농축 우라늄 분말은 수십 kg정도로 추정된다. 이러한 핵연료분말을 회전 줄로 갈아서 제조하기에는 제 20차 RERTR에서 발표한 바와 같이 공구로부터 불순물이 상당량 혼입되고 요구하는 분말 입자크기(120 mesh 이하)의 수율이 저조하며 생산성도 시간당 1~2gram으로 상당히 저조하여 인력이 많이 소요되기 때문에 한국원자력(연)이 상당부분의 핵연료분말을 공급할 것으로 생각된다.

4. 결론

제 1차 노내 조사시험에서 사용 가능성을 나타낸 핵연료재료를 대상으로 고성능 연구로 운전 조건을 고려하여 제 2차 노내 조사시험 계획을 수립하고 있다. 시험온도를 실제 노내 온도와 거의 같은 수준으로 높이기 위하여 핵연료 심재의 두께를 0.5 mm에서 0.7 mm 조정하였고 ATR 원자로의 조사 시험공을 I hole에서 중성자속이 더 높은 A hole로 선정하였다. 고성능 연구로에서 저농축 우라늄의 핵연료일 경우 요구되는 우라늄 밀도 수준인 8 g/cm^3 으로 시험 핵연료를 제조하여 장전할 예정이다. 부차적으로 U-Mo 합금에서 여러 Mo 함량의 핵연료 시험하여 최적의 합금 조성을 알아내고 핵연료입자내의 조직별로 시험하여 최적의 미세조직과 감마 안정성이 큰 천연원소들을 제 3원소로 첨가하여 우라늄 밀도를 극대화시키고자 한다.

총 48개 시험 핵연료에서 한국원자력(연)이 가장 많이 22개를 제공하며 핵연료 제조처별로 비교하는 시험에서 미국 ANL, 프랑스 CERCA의 기계적인 연마 또는 파쇄 방법으로 제조된 핵연료보다 원심분무 핵연료가 기존의 시험결과로부터 성능이 더 우수할 것으로 예상된다. 예상대로 결과가 나올 경우 RERTR program에서 계획하고 있는 실크기 핵연료 노내 조사시험에서도 한국 원자력(연)이 주도적으로 핵연료 분말을 공급 할 것으로 전망된다.

감사의 글

본 결과는 과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 연구로용 개량 핵연료 개발과제에서 수행한 것으로 연구비 지원에 대하여 감사드립니다.

참고 문헌

1. J.L. Snelgrove, G.L. Hofman, C.L. Trybus, T.C. Weincek, "Development of very-High-Density Fuels by RERTH Program," Proceedings of the 19th RERTH Meeting, October, 1996, Seoul, Korea.
2. A. Travelli, "Status and Progress of the RERTH Programs," Proceedings of the 19th RERTH Meeting, October, 1996, Seoul, Korea.
3. C.L. Trybus, T.C. Weincek, M.K. Meyer, D.J. McGann, and C.R. Clark, "Design and Fabrication of High Density Uranium Dispersion Fuels," Proceedings of the 19th RERTH Meeting, October, 1997, Wyoming, USA.
4. 박종만, 김기환, 이윤상, 이돈배, 김창규, "고밀도 우라늄 합금 분산핵연료의 조사거동," '98 원자력학회 추계학술발표 요약집, 한양대학교, 1998, 10.
5. J.L. Snelgrove, G.L. Hofman, M.K. Meyer, S.L. Hayes, T.C. Weincek, and R.V. Strain, "Progress in Developing Very-High Density Low-Enriched-Uranium Fuels," Proceedings of the 3rd International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM '99), Bruges, Belgium, March 29-30, 1999.
6. S.L. Hays, M.K. Meyer, G.L. Hofman, G.L. Strain, R.V. Strain, "Post-irradiation Examination of High-Density Uranium Alloy Dispersion Fuels," Proceedings of the 21th RERTH Meeting, October, 1998, Sao Paulo, Brazil.
7. G.L. Hofman, M.K. Meyer, "Design of Gamma-phase High-Density Uranium Alloys for LEU Dispersion Fuel Application," Proceedings of the 21th RERTH Meeting, October, 1998, Sao Paulo, Brazil.
8. T.C. Weincek, F.F. Domagala, and H.R. Thresh, "thermal Compatibility Studies of Unirradiated Uranium Silicide Dispersed in Aluminum," Nuclear Technology, 71, 1985.
9. T.C. Weincek, I.G. Prokofiev, and D.J. McGann, "Development and Compatibility of Magnesium-Matrix Fuel Plates Clad with 6061 Aluminum Alloy, Proceedings of the 21th RERTH Meeting, October, 1998, Sao Paulo, Brazil.

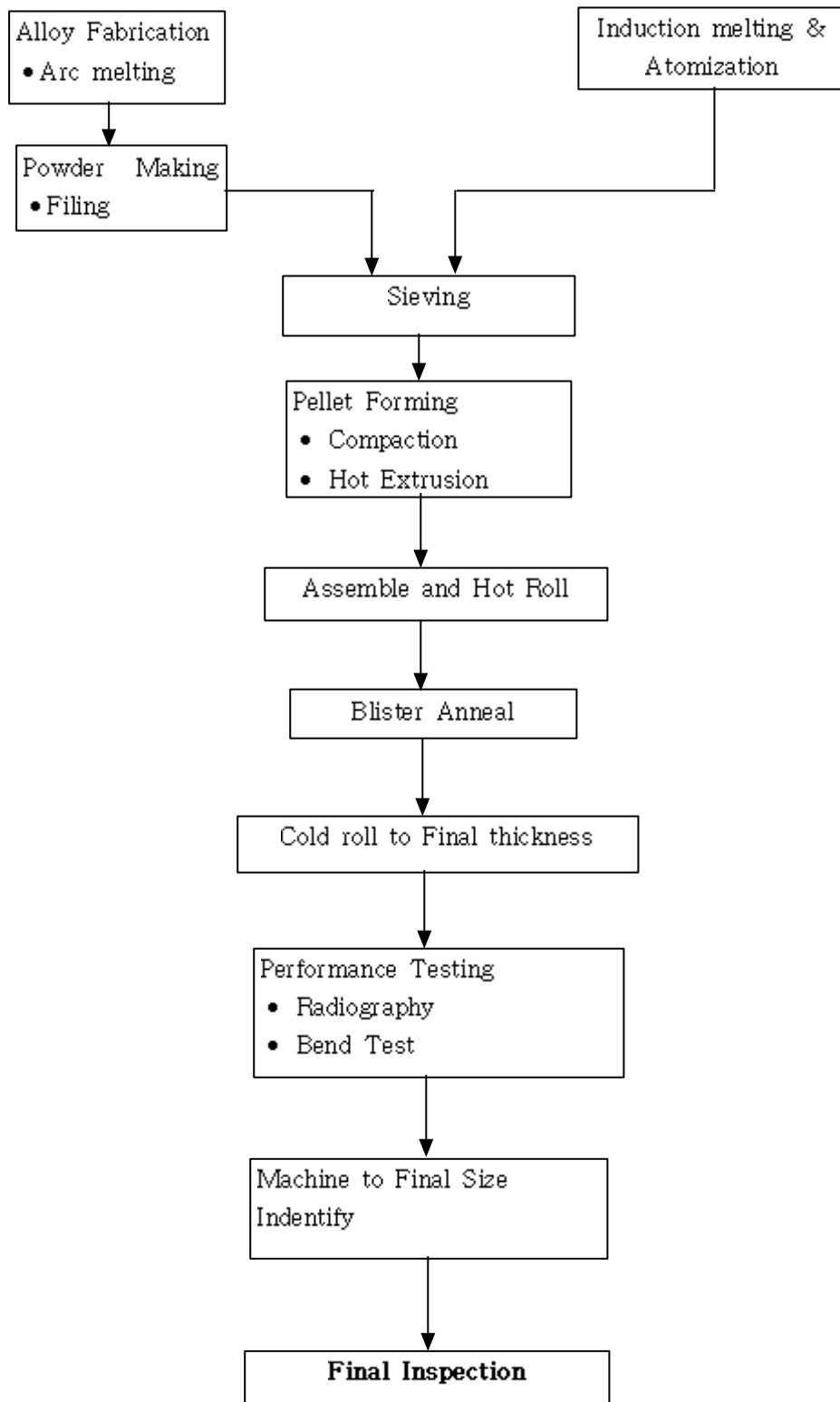


Figure 1. Process flow diagram of the fuel fabrication process