

사용후핵연료 재활용기술과 이용전망

- MOX 및 DUPIC 관점에서 -



박 현 수

한국원자력연구소 부설
원자력환경관리센터 연구개발그룹장

서 론

천연적으로 존재하는 우라늄 함유량이 약 0.7%인 우라늄-235를 연료로 사용하는 기존의 원자력발전 시스템하에서는 석유 등 화석연료와 마찬가지로 천연우라늄의 가채년수가 수십년을 넘지 않는다고 한다. 그러나, 원자력은 기술개발에 따라 인류의 에너지 자원을 수백년 이상 늘려 줄 수 있는 잠재력을 가지고 있는데, 그것은 바로 고속증식로의 개발에 의해서 달성될 수 있다. 즉, 고속증식로(FBR)를 이용한 핵연료 재순환 시스템에서는 우라늄 자원량의 이용율은 약 60배이상 증대시켜 줄 수 있는 장점을 가지고 있기 때문이다. 우리나라에서도 장기적으로는 현재의 경수로와 중수로에 이어 고속증식로를 원자력 이용개발에 기본 노선으로 설정하고 있으며, 이를 바탕으로 액체금속로에 대한 기초적인 연구개발이 진행되고 있다.

그러나 고속증식로는 세계적으로 30년간 300억불 이상의 연구개발비를 투입하여 개발하여 왔으나, 경제성 및 안전성 문제로인하여 상용

화 시기가 점점 지연되고 있는 실정이며, 최근에는 플루토늄의 과잉 공급, 냉전 이후의 핵확산 문제 등의 국제 정치적 요인이 가세됨으로써 개발 추세가 담보상태에 있는 실정이다.

이에 대한 대안으로서 플루토늄을 열중성자로에 재순환하는(thermal recycling)개념이 주목을 받고 있으며, 잉여 플루토늄을 소비한다는 차원에서 긍정적으로 평가되고 있다. 현재 몇몇 선진국가에서 혼합(Mixed OXide, MOX) 핵연료를 경수로(LWR), 특히 가압경수로(PWR)에 상업적으로 사용하고 있거나 계획중이다. 또 하나의 재순환 개념으로 우리나라가 주도적으로 개발하고 있는 경·중수로 연계 핵연료(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU: DUPIC) 주기 개념이 있다. 이 개념은 경수로에서 발생한 사용후핵연료를 재가공하여 직접 중수로에 재이용하는 것으로 경수로와 중수를 함께 보유하고 있는 우리나라 실정에 알맞는 개념이라 할 수 있다.

MOX와 DUPIC 개념은 사용후핵연료를 재이용한다는 측면에서는 동일하다. 그러나 MOX 핵연료 경우는 사용후핵연료를 재처리시설에서

화학적 처리과정을 거쳐 악티늄계열 및 핵분열 생성물은 방사성폐기물로 처리/처분하고 우라늄과 플루토늄을 회수하여 이를 MOX핵연료로 가공하는 것이나, DUPIC 개념은 재처리 과정이 없이 물리적 변화 과정만을 거쳐 우라늄-플루토늄은 물론 악티늄계 및 핵분열생성물까지 함께 연료로 가공된다는 점이 크게 다르다.

여기서는, MOX와 DUPIC 핵연료의 제조기술에 대한 현황과 이용 전망에 대해서 간략히 기술하고자 한다.

사용후핵연료의 특성

원자력발전소는 핵연료인 우라늄이 원자로에서 핵분열 반응을 일으키며 연소되는 과정에서 발생하는 열을 이용하여 전기를 생산하는데, 핵연료가 일정기간 원자로에서 연소되어 이의 효율성이 저하되면 새로운 연료로 교체하기 위해서 끄집어낸 타고남은 핵연료가 사용후핵연료이다. 이러한 사용후핵연료는 외형상으로는 원자로에 들어 갈 때와 나올 때에 아무런 변화가 없지만 노내 연소과정에서 생성된 핵분열생성물로 인해서 높은 방사능을 가지고 있으며, 또한 지속적인 방사성핵종의 붕괴에 의하여 열을 발생하므로 특별한 관리가 요구된다.

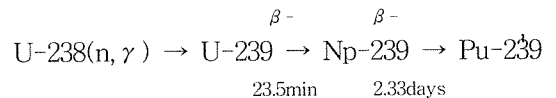
핵연료는 원자로에 들어갈 때는 100% 우라늄(예, U-235 : 3.5%, U-238 : 96.5%)으로 되어 있으나 약 3년동안 원자로에서 연소되는 과정에서 이중 극히 일부만이 핵분열 반응 혹은 핵변환 반응을 일으키게 된다. 결국 사용후핵연료에는 약 95.5%의 타지 않는 우라늄과 약 0.9%의 플루토늄, 그리고 약 3.6%의 핵분열생성물로 이루어지게 된다(그림 1 참조). 사용후핵연료의 조성은 초기핵연료의 조성, 연소도 및 연소기간, 핵연료가 원자로에서 사용후핵연료로 방출된 후의 경과 시간 등에 따라 조금씩 다르다.

이와같은 사용후핵연료는 방사능과 열을 갖고 있어 폐기대상이 되는 방사성폐기물인 동시에 타지않은 우라늄 및 플루토늄을 재

이용하면 귀중한 미래의 에너지 자원이 된다는 이중적 특성을 갖고 있다.

사용후핵연료를 재활용한다는 것은 사용후핵연료를 직접 처분하지 않고 사용후핵연료 내에 존재하는 유용한 핵분열성 물질을 회수하여 핵연료물질로 다시 이용한다는 의미이다. 세부적으로는 사용후핵연료에 존재하고 있는 약 0.8%의 우라늄-235와 약 0.6%의 플루토늄-239/241을 원자로에서 재연소시키는 것이라 할 수 있다. 그러면 천연적으로는 자연계에 존재하지 않는 이러한 플루토늄은 원자로에서 어떻게 생성되는 것일까요?

플루토늄은 94개의 양성자와 약 145개의 중성자를 가진 인공 원소이다. 대부분의 원자들 처럼 플루토늄도 동위원소들로 구성되어 있다. 플루토늄은 원자로내에서 주로 우라늄 동위원소의 주성분인 U-238에 중성자가 흡수되어 다음과 같은 일련의 과정을 거쳐서 U-235보다도 더 우수한 핵분열성 물질인 Pu-239가 생성되는 것이다.



UO₂ 핵연료를 장기간 노내에서 조사하게

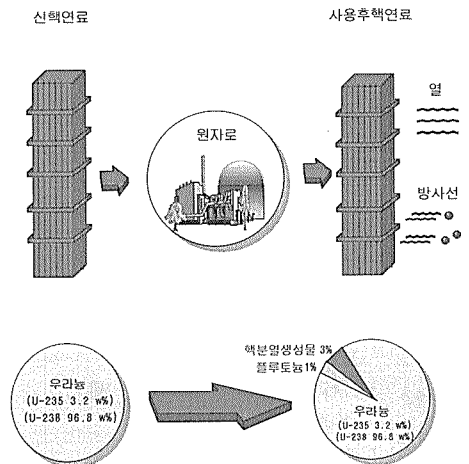


그림 1. 신핵연료와 사용후핵연료 특성 비교

되면 Pu-239가 계속적으로 중성자를 흡수하므로 Pu-240, Pu-241 및 Pu-242 등의 동위원소도 함께 생성되며, 또한 조사되는 동안에 다른 동위원소의 중성자 흡수반응을 통하여 Pu-236, Pu-238과 같은 동위원소도 생성된다.

혼합핵연료를 이용한 재활용

플루토늄을 원자로에 재 이용하는 형태는 주로 플루토늄 산화물을 만들어 우라늄 산화물과 함께 혼합한 형태(PuO₂-UO₂)의 핵연료, 즉 MOX핵연료이며, 이 밖에 탄화물, 질화물 또는 금속형태의 핵연료로 사용되기도 하나 현재 MOX핵연료 이외에는 기존상

용으로 활용된 사례는 없다.

일반적으로 MOX 핵연료 가공은 우라늄/플루토늄 산화물을 준비하고 이를 적절한 비율로 균질 혼합하는 과정인 분말처리공정, 분말을 성형하여 소결, 연삭과정을 포함하는 소결체 제조공정, 소결체를 피복관에 장입하여 용접하는 연료봉 제조공정을 거쳐 마지막으로 연료봉을 조립, 용접하는 핵연료집합체 제조공정으로 이루어지고 있다.

현재까지 기존의 경수로에 MOX핵연료를 사용하는데 있어서 기술적으로 아무런 문제가 없는 것으로 알려져 있다. 단지 안전성 관점에서 노심의 일부에만 적용하고 있으나 앞으로는 전 노심에 확대될 전망이다.

표 1. 세계 주요국의 혼합핵연료 개발 및 이용 경험*

시기 국가	초기(1960~1970)	개발기(1970~1980 중)	상용화(1980 중~현재)
독일	<ul style="list-style-type: none"> 1963년 MOX 연구시작 (FBR 용) MOX STD 공정 개발 (LWR 용) → 노내거동실험 	<ul style="list-style-type: none"> 1972년 Hanau Mox 공장 가동 → 1977년까지 20톤제조(STD공정) STD 공정을 보완하여 새로운 AUPUC 및 OCOM 공정개발 	<ul style="list-style-type: none"> 1985년 SGMP 공정개발 (개량형중수로용) 1991년까지 OCOM 130톤, AUPUC 17톤 생산
영국	<ul style="list-style-type: none"> 1963년 BNFL/UKAEA 공동연구 · 약 3톤 생산 · LWR에 조사실험 · BNFL은 FBR MOX 개발에 진념 	<ul style="list-style-type: none"> Wet Binder Route개발 18톤 FBR MOX 실증 FACET 시설 건설 (고속로용 MOX) 	<ul style="list-style-type: none"> FBR 계획지연으로 LWR MOX로 전환 FACET를 MDF로 개조(LWR용) 대형 LWR MOX 시설건설중(Sellafield)
프랑스	<ul style="list-style-type: none"> 1962년 FBR MOX 시설가동 · 0.5톤/년(Cadarache) · Rapsodie에 공급 (실증고속증식로) 	<ul style="list-style-type: none"> Superphenix FBR용 MOX제조(Cadarache) MOX를 LWR에 이용을 위해 COMMOX설립 COGEMA/BN 	<ul style="list-style-type: none"> LWR MOX용 COCA공정개발 LWR MOX 제조시작(Cadarache)
벨지움	<ul style="list-style-type: none"> 1959년 BN/HEDL Pu의 LWR recycling 연구 1963년 PWR MOX를 세계 최초로 BR3로에 조사 Reference 공정 개발 	<ul style="list-style-type: none"> MIMAS/MIGRA 공정개발 BN사 MOX제조를 위한 COMMOX사 설립 (프 COGEMA사 합작) 미국, 영국, 독일과 국제공동연구 추진 	<ul style="list-style-type: none"> 1987년 LWR에 MIMAS MOX 조사 Dessel 제조시설 용량 확장 계획

* KAERI/AR-421/95 혼합핵연료 가공기술 개발현황, 한국원자력연구소(1995)

우리나라에서도 한국원자력연구소와 한국전력공사 전력연구원을 중심으로 MOX핵연료 개발을 위한 기초 연구를 수행하고 있다. 그러나 MOX핵연료의 이용에는 직접적인 접근이 용이한 순수 플루토늄을 취급하여야 하는 사실과 이는 곧 핵무기 확산이라는 매우 민감한 문제를 포함하고 있기 때문에 우리입장에서는 단순히 기술적 접근으로만 해결하기에는 매우 어려운 한계를 갖고 있다.

○ 주요 국가의 혼합핵연료 개발 현황

혼합핵연료의 개발은 미국, 벨지움, 영국, 독일, 프랑스 등에서 거의 비슷한 시기에 시작된 관계로, 그 개발 규모 및 과정에 있어서 유사한 점이 많다. 1960년대 초에 실험실 규모로 시작된 후, 1970년대에는 시험공장 규모로, 그리고 1980년대에는 제조공정의 개발이 거의 확립되면서 상용규모로 확장이 되었다.(표 1 참조)

각 나라의 혼합핵연료의 개발 목적 및 배경은 각국의 사정에 따라 약간 차이가 있다. 영국이나 프랑스처럼 초기에 고속증식로용 혼합핵연료를 개발하다가 그 후 열중성자로에 이용을 위한 혼합핵연료 제조에 참가하는가 하면, 독일, 벨지움과 같이 처음부터 두 가지 핵연료를 함께 개발해 온 나라도 있다. 그러나 고속증식로의 안전성 및 경제성 문제로 인하여 현재는 잉여 Pu 활용을 위해 경수로용 혼합핵연료 제조에 많은 노력을 기울이고 있다.

● 독일

1963년에 설립된 알켄사(Alkem)는 고속증식로 개발 계획에 따라 혼합핵연료 가공에 관한 연구를 시작하였다. 그러나 고속증식로의 개발 계획이 지연되고 또한 잉여 Pu가 증가됨에 따라 독일은 Pu를 경수로에 활용하기 위한 방안을 연구하기 시작하였다. 1977년까지 자체 개발한 표준공정(standard process)에 따라 약 20톤의 MOX핵연료를 제조하였으며 노내 조사시험까지 실시하였

다. 그후 개선된 AUPuC와 OCOM 공정을 개발하여 1991년까지 약 150톤의 핵연료를 생산하였다. 현재 독일의 플루토늄 이용 프로그램에는 PWR에만 이용하는 것으로 국한되어 있으나 잉여 플루토늄을 PWR만으로는 전량 소비하지 못하기 때문에 장차 BWR에도 사용할 계획으로 있다. 이와 관련하여 최근 알켄사는 연산 120톤 규모의 새로운 MOX 제조시설을 건설중에 있다. 현재 독일내 반수이상의 경수로가 MOX사용을 승인 받았거나 승인 신청 중인데, 이중 7개의 PWR에는 실제로 MOX핵연료를 장전하고 있다.

●프랑스

사용후핵연료 재처리, 수송, 저장 등 프랑스의 후행핵연료주기를 관장하는 COGEMA사는 초기에 고속증식로용 MOX제조기술에만 전념하여 1962년 까다라쉬에 MOX 가공시설(Rapsodie line)을 갖추고 실증고속로(Rapsodie)에 소요되는 MOX핵연료를 제조하기 시작하였다. 1984년 고속증식로가 경제성 문제로 증설계획이 지연됨에 따라 플루토늄을 경수로에 이용하기 위해 벨기에 BN사와 합작하여 COMMOX사를 설립하였다. 초기에는 BN의 데셀시설(Dessel plant)에서 제조한 MOX 집합체를 경수로에서 연소시켜 안전성을 입증한 바 있다. 현재 COMOX사는 1995년 가동 목표로 Melox MOX핵연료 제조시설을 건설 중에 있으며, EdF의 16개 900 Mw급 가압경수로에 MOX 사용을 승인받은 상태이다.

●벨기에

1959년 미국 HEDL사와 공동으로 경수로내 Pu연료의 사용에 대한 기술적 타당성 조사를 시작으로 1963년에는 세계에서 처음으로 MOX핵연료 집합체를 제조하여 가압경수로(BR3)에서 조사시험하였다. 1969년에는 데셀에 상용규모 공장의 MOX연료 제조공장건설을 결정한후 1973년에 가동을 시작하였다. 1980년대 초반에는 더욱 발전된 제조공정인 COGEPÉL, MIGRA 및 MIMAS

공정을 개발하였다. 1986년에는 재장전 연료의 70%를 MIMAS공정으로 제조된 MOX핵연료가 사용될 정도로 노내 성능이 우수한 것으로 알려지고 있다.

●영 국

BNFL은 1963년부터 1969년까지 습식 결합제 혼합방법(wet binder route)에 의해 약 3톤의 MOX 핵연료를 제조하여 경수로 및 가스냉각로(GCR)에 연소시키므로써 경수도에 플루토늄의 재순환 가능성을 입증한 바 있다. 경수로보다는 고속로에서 플루토늄 이용의 경제성이 우수하다는 판단으로 1970년부터는 고속로용 MOX 제조에 전념하였다. 그러나 고속로 이용계획의 지연에 따라 1992년 FACET을 연간 5톤 규모의 경수로 MOX 생산시설인 MDF로 변경하였다. 현재 상용 규모의 경수로 MOX 가공시설인 SMP(Sellafield MOX Plant)를 건설중에 있으며 1997년 가동예정이다.

●일 본

일본의 플루토늄 활용에 관한 접근 방법은 원칙적으로 플루토늄은 고속증식로에 활용될 것이나 일본의 고속증식로 계획은 시간이 걸리므로, 우선적으로 가압경수로나 전환로인 ATR(Advanced Thermal reactor)용 핵연료를 개발하면서 고속로 관련 기초기술을 습득한다는 전략을 추진하고 있다. 이에 따라 PNC에는 MOX 핵연료 제조시설인 PFFF(plutonium fuel fabrication facility)와 PFPF(Plutonium fuel production facility)를 운영하고 있으며, 1988년까지 약 90톤의 MOX핵연료를 제조하였다. 현재까지 소규모로 노내연소 실증을 통하여 노심 특성 및 핵연료 건전성을 검사하고 있으며, 앞으로 보다 많은 MOX연료의 사용이 계획되어 있다.

DUPIC 핵연료를 이용한 재활용

○DUPIC 핵연료주기 기술이란?

경수로핵연료는 약 3.5% U-235의 저농축 우라늄을 연료로 하고 경수를 냉각 및 감속

재로 사용하고 있다. 그리고 중수로는 경수로와 달리 천연우라늄을 연료로 하고 중수를 냉각 및 감속재로 사용하고 있는 것이 특징이다. 경수로 사용후핵연료에는 핵분열 반응으로 생성된 핵분열 생성물과 악티나이드족 물질 중 연소되고 남은 U-235와 중성자 포획 반응으로 생성된 Pu-239, Pu-241 등을 합하여 사용후핵연료내에 존재하는 총 핵분열물질의 양을 무게함량비로 환산할 경우 그 값은 연료의 연소도에 다르나 대체적으로 30~40 GWD/MTU의 연소 범위에서 1.2%~1.6%에 해당하는 농축도를 나타낸다(표 2 참조). 이러한 핵분열물질의 농도는 천연우라늄의 0.7% 보다 크기 때문에 중수로의 연료로 충분히 재활용 할 수 있다는 기술적 가능성을 갖게한다.

표 2. 가압경수로 사용후핵연료의 연소도에 따른 핵분열성물질의 함량(wt%)

핵종	연소도 (MWD/kgU)	20	25	30	35	40
	U-235		1.69	1.37	1.09	0.86
Pu-239		0.45	0.48	0.49	0.5	0.51
Pu-241		0.04	0.05	0.06	0.08	0.09
계		2.18	1.90	1.64	1.44	1.26

DUPIC핵연료주기는 그림 2에 나타난 바와 같이 사용후 경수로핵연료를 건식 재가공하여 중수로 핵연료로 재 사용하는 개념이다. 사용후 경수로핵연료를 직접처분하는 대신 이러한 방법으로 중수도에 재 사용하게되면 기존의 천연우라늄 연료가 30%이상 절감되고 사용후핵연료의 발생량도 전체적으로 1/3 정도까지 감소될 수 있다. 또한 DUPIC 핵연료주기 공정은 사용후 경수로핵연료에 함유되어있는 핵분열물질과 핵분열생성물질을 분리하지 않고 그대로 중수로 핵연료로 재가공하므로 재처리-MOX핵연료주기 공정에 비

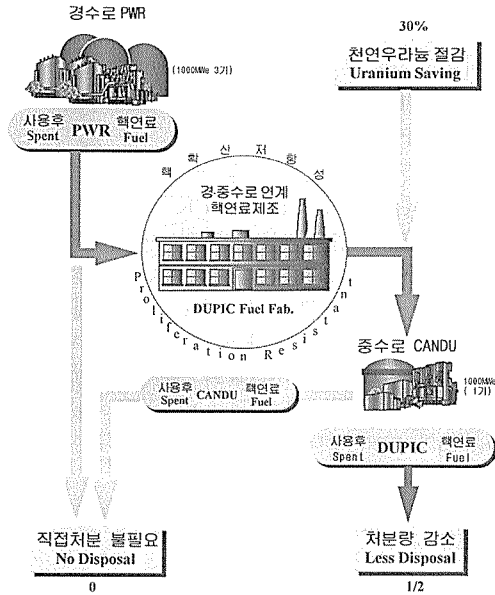


그림 2. 경·중수로 연계 핵연료주기 개념

해 핵확산 저항성이 매우 우수하다고 평가되고 있다.

이러한 관점에서 DUPIC핵연료주기 개념은 최근들어 독창적인 핵연료주기 개념으로 세계 원자력계의 주목을 받고 있다. 특히 경수로를 발전용 주력 원자로형으로, 중수로를 보완노형으로 채택하고 있는 우리나라의 원자력 환경에 매우 적합한 후행 핵연료주기 방안이라 볼 수 있으며, 국제적으로도 미국(경수로)-캐나다(중수로), 브라질(경수로)-아르헨티나(중수로)경우와 같이 인접국가간의 활용 잠재력도 기대될 수 있다.

○ DUPIC 핵연료 기술개발 현황

우리나라는 1990년대 초부터 경수로와 중수로간의 연계핵연료주기에 관심을 가지고 캐나다와 미국의 협력하에 연구개발을 시작하였다. 1993년 완료된 타당성 연구결과를 기반으로 제2단계 연구인 실험적 검증은 2000년까지 마무리한다는 계획을 추진하고 있다. 제2단계 연구에서는 DUPIC핵연료의 시제품을 생산하고 이를 연구용 원자로에서 조사시켜 핵연료로서의 성능을 평가하므로

서 DUPIC기술을 실험실 규모로 검증하는 것이다. 이 계획이 성공적으로 이루어지면 상용화를 위한 실증계획에 착수할 것이다.

제1단계 연구결과에 의하면 DUPIC 핵연료제조 및 이의 원자로 이용은 기술적으로 타당하며, 최적 제조공정은 산화/환원 공정(OREOX, Oxidation REDuction Oxide fuel)인 것으로 나타났다. 또한 비순환주기 및 재처리 주기와 비교할 때 경제성 측면에서도 훨씬 유리한 것으로 평가되었으며, 핵물질보장조치 측면에서도 기술적 적용이 가능한 것으로 나타났다. 이는 핵비확산이라는 국제 정치적 상황을 극복할 수 있는 좋은 대안으로 생각된다.

실험실적 검증연구는 한-미-캐 3국간의 국제공동연구 형태로서 추진되고 있다. 공동연구의 업무분담을 보면 캐나다 원자력공사(AECL)는 수개의 DUPIC 연료봉의 제작 및 이의 성능평가, 한국원자력연구소(KAERI)는 수개의 DUPIC 연료다발의 제조 및 성능평가를 수행하고 미국은 국무부(DOS)와 에너지부(DOE)의 주관하에 한국의 KAERI와 공동으로 LANL에서 DUPIC 관련 핵물질보장조치 적용기술 및 장치개발을 수행하고 있다.

우리나라는 이 계획을 수행하기 위해 KAERI의 가용시설들을 우선 사용할 계획이며, 조사후시험시설(PIEF)에 저장되어 있는 사용후 경수로핵연료를 대상으로 핵연료봉을 약 40~50cm 길이로 절단한후, 조사재시험시설(IMEF)에 옮겨 DUPIC핵연료를 제조하여 인접 하나로에서 성능평가를 위한 조사시험을 수행할 계획이다. 이러한 일련의 작업에 필요한 설비는 현재 개발 중에 있으며, 공정장치의 사전 원격시험을 위한 모의 시험시설도 설치되었다.

○ DUPIC 핵연료 제조 공정

DUPIC 핵연료의 전체적인 제조공정은 사용후핵연료의 해체 및 건식분말 처리공정을 제외하고는 기존의 중수로핵연료 제조공정과 유사하다. 제조공정은 크게 사용후핵연료를 해체하고 연료봉을 적당한 길이로 절단

하는 핵연료봉 준비단계, 산화·환원의 반복 과정을 거쳐 핵연료의 분말화를 위한 분말 처리단계, 압분/소결/연삭공정을 포함하는 소결체 제조단계 및 제조된 소결체를 이용하여 핵연료 봉 및 다발을 제조하는 단계로 나눌 수 있다.

그림3에는 DUPIC핵연료 제조기술의 실험적 검증을 위해서 한국원자력연구소에서 수행하고 있는 DUPIC 제조공정 및 핵물질 흐름을 나타낸 것이다. 핵연료 제조공정은 제조 및 품질관리 분야외에도 핵물질 계량관리, 방사성폐기물처리 및 관리분야, 시설개발 분야, 운송용기기술분야, 인허가 분야 등 서로간에 깊은 연계를 갖고 있음을 알 수 있다.

● 사용후핵연료 해체

핵연료제조 공정중 사용후핵연료에서 연료봉 인출, 절단 및 화학분석이 주로 조사후 시험시설(PIEF)에서 수행된다. 저장수조에 저장중인 경수로 사용후핵연료중 원하는 핵연료봉을 선별하여 인출한 후 차폐실로 이송하여 이를 적당한 길이로 절단한다. 이때 핵연료봉 절단시 발생하는 분진과 방사성 기체폐기물 포집을 위한 처리시스템이 활용될 것이며, 핵연료의 조성분석 및 품질관리를 위하여 사용후핵연료내의 핵분열물질 및 불순물의 정량분석을 위한 분석장비들이 사용될 것이다.

● 분말처리

수송용기를 이용하여 적당한 길이로 절단된 핵연료봉은 조사재시험시설(IMEF)의 DUPIC 핵연료 제조용 차폐실로 이송하게 된다. 조사재시험시설에서는 절단된 연료봉을 꺼내 산화로에서 약 450℃로 가열 산화시켜 핵연료피복관을 탈피복시킨다. 산화 탈피복은 핵연료물질인 UO_2 가 U_3O_8 로 산화될때 약 30%의 부피증가로 소결체 형태의 UO_2 핵연료가 U_3O_8 형태로 자체 분말화되면서 피복관과 분리되는 것이다. 이때 산화 공정중 발생한 기체폐기물은 별도의 처리장비를 통하여 처리되고 피복관은 압축공정 등을 통하여 부피를 감소시킨 후 고체폐기물로 저장 관리된다. 탈피복된 분말은 수소와 아르곤

가스의 혼합가스를 이용하여 UO_2 형태로 환원시키며 분말의 소결성을 향상시키기 위하여 이러한 산화·환원 공정(OREOX)은 2~3회 반복 실시하게 된다.

● 소결체 및 연료다발 제조

이와 같이 제조된 DUPIC 분말은 기존의 핵연료제조방법과 유사하게 예비압분, 과립화, 최종압분, 소결 및 연삭공정 등의 과정을 거치면서 소결체로 제조된다. 제조된 소결체를 새로운 피복관에 장입하여 피복관을 용접한다. 이후 연료봉의 품질검사를 거쳐 봉단접합관과 봉단마개간의 점용접 방식에 의하여 연료다발을 제조한다.

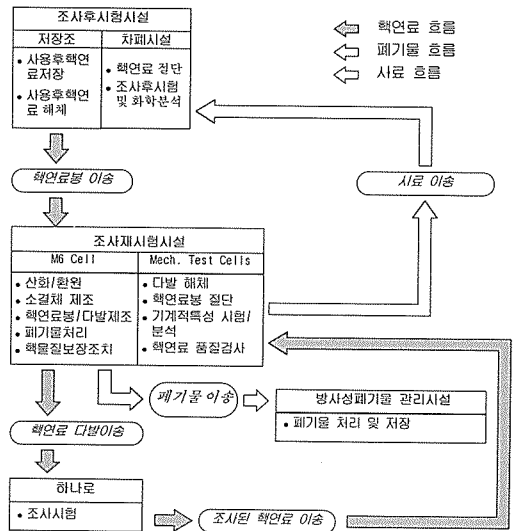


그림3. 제2단계 실험적 검증계획 및 물질흐름

● 핵연료 성능평가

새로운 개념의 핵연료를 개발하기 위해서는 성능평가를 위한 노내 조사시험이 필수적이다. 따라서 제조된 연료다발은 한국원자력연구소에 있는 다목적연구로인 하나에서 조사될 예정이다. 하나로에서 조사된 연료봉은 다시 조사재시험시설로 이송하여 성능평가·분석을 위한 핫셀시험을 수행함으로써 DUPIC핵연료 제조기술에 대한 실험적 검증은 마치게 된다. DUPIC 핵연료제조를 위해 사용될 조사재시험

시설은 총 7개의 차폐시설로 구성되어 있는데 이 중에서 DUPIC 핵연료제조는 M6셀을 이용하게 될 것이다. 이 셀은 원래 소량의 사용후핵연료 시편을 이용한 분석용 시설로 설계되었기 때문에 현재 DUPIC제조에 이용할 수 있도록 시설보완 중이다.

○ DUPIC 핵연료주기의 특징

● 핵확산 저항성

DUPIC핵연료의 제조공정은 강한 방사선을 띄고 있는 사용후핵연료 물질을 핫셀내에서 직접 중수로핵연료로 재가공하므로 민감한 핵연료물질이 핵분열생성물과 분리되지 않을 뿐 아니라 접근 자체도 불가능한 자체 방호특성을 가지고 있다. 따라서 모든 공정이 강한 방사성을 견뎌 낼 수 있는 차폐시설내에서 수행되어야 함이 공정상의 난점으로 작용할 수도 있겠으나 최근에 세계적으로 급격히 발전되고 있는 자동화 원격 및 자동화 기술에 의해 충분히 극복될 수 있으며, 오히려 국제사회에서 중시하는 핵비확산 측면에서는 크게 환영받을 수 있는 핵연료주기 기술로 평가되고 있다.

● 사용후핵연료 처분량 감소

DUPIC 핵연료주기 기술을 통하여 경수로 사용후핵연료를 전량 중수로에 재 사용함으로써 우리나라 이용을 향상과 더불어 누적되는 경수로 사용후핵연료 관리문제를 해결할 수 있으며, 고연소(13,000-19,000 MWD/MTU) 운전이 가능함에 따라 기존의 천연 우라늄연료보다 중수로 사용후핵연료 발생량도 크게 줄일 수 있다. 예를 들어 같은 전력생산 기준으로 경·중수로간의 노형비를 3:1로 가정할 경우, 발생하는 사용후핵연료의 물량을 따져 보면 DUPIC의 경우는 직접처분의 3분의 1에 불과 한 것으로 분석되었다.

● 원격 공정과 핵연료 성능

DUPIC 핵연료가 갖고 있는 단점으로는 강한 방사성을 띤 핵물질을 취급 가공해야 함으로 모든 공정이 차폐시설내에서 이루어져야 하는 취급상의 어려움이 예상된다. 또한 사용후핵연료 조성의 불균일성 때문에 균질한 DUPIC 핵연료 제조기술의 개발이 필요하다.

그러므로 DUPIC 핵연료를 중수로에 장전하였을 때 원자로의 안전성 확보 방안 및 핵연료 관리기술개발과 경제적 원격가공 기술개발에 향후 연구개발의 비중을 두어야겠다.

결 론

과학기술은 인류의 역사와 함께 발전하여 왔으며, 21세기를 바라보는 지금의 자원문제, 에너지문제, 환경문제 등을 해결하기 위하여 이전보다 그 역할이 훨씬 증대되고 있다. 원자력 이용개발도 이와 같은 21세기를 대비한다는 측면에서 그 역할이 크게 기대된다고 볼 수 있다. 특히 우리나라와 같이 부존자원이 빈약한 나라에서는 앞으로 에너지 자원의 안정적 확보를 국가적 차원의 중점과제중의 하나로 추진해야 할 것이다. 이러한 관점에서 사용후핵연료의 재이용기술 확보는 절대적일 수 밖에 없으며, 관련되는 연구개발, 예컨대 MOX핵연료 및 DUPIC 핵연료주기 기술개발은 꾸준히 수행되어야 할 것이다.

특히 우리나라가 안고있는 특수성 때문에 국제정치·외교적인 차원에서 원자력 기술자립의 주요 핵심기술의 하나인 재처리기술의 접근 및 개발이 제한되고 있는 실정이다. 이러한 상황에서 국내 원자력계가 추구해야 할 사용후핵연료 재 이용 방향은 이미 확보하고 있는 시설과 기술을 최대한 활용하여 외국기술 의존도를 최소화하면서 실용적인 핵연료주기 개발로 이어져야 할 것이다.

이러한 측면에서 세계에서 유일하게 경수로와 중수로를 함께 보유하고 있는 우리나라의 특성에 적합한 DUPIC핵연료 주기는 우리 고유의 핵연료주기 개념이라는 의미와 국제적 원자력환경에 적용하기 쉽다는 점과 함께 국내 핵연료주기 기술자립에 크게 공헌 할 것으로 기대된다. 아울러 정부, 한전 및 한국원자력연구소등 관련기관의 아낌없는 지원을 기대하며, DUPIC핵연료가 멀지 않은 장래에 상용화가 이루어지고, 한걸음 더 나아가 DUPIC기술을 외국으로 수출하는 단계에 까지 조속히 이루어지길 희망해 본다.