

《해설》

경·중수로 연계 핵연료 주기(DUPIC) 관련 핵물질 보장조치(Safeguards)

나원우 · 이용덕 · 차홍렬 · 김호동 · 홍종숙 · 박현수

한국원자력연구소
(1994. 12. 19 접수)

요 약

경·중수로 연계 핵연료 주기(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU : DUPIC) 기술개발의 핵물질 보장조치(Safeguards)는 경수로 사용후 핵연료를 중수로에 재 활용하기 위한 DUPIC 공정에 대한 최적 보장조치 시스템을 구축하여, 국제 원자력 기구(IAEA) 및 국제 원자력 사회에서 핵 투명성 확보 및 신뢰도를 향상시키는 것을 기술개발의 목적으로 하고 있다. DUPIC 공정은 고립된 차폐시설내의 고준위 방사선장 하에서 가동되므로 타 시설에 비해 핵물질 전용 가능성은 희박하지만, 전 공정이 원격제어 되어야 하고, 조업조건이 정확해야 하므로 기존의 보장조치 기술보다 더욱 발전된 계량관리시스템, 측정시스템 및 감시시스템 등을 개발하여야 한다. 이를 위해 본 연구에서는 각 항목에 대한 요소 분석 및 각 항목별 향후 연구방향에 대해 분석 하였다.

DUPIC 공정 전반에 대한 핵물질 계량관리를 위해 물질수지구역(Material Balance Area : MBA) 및 주요측정지점(Key Measurement Point : KMP)을 설정하여 각 측정지점별 측정방법 및 재고검증(Inventory Verification) 방법을 분석하였다. 최적 측정시스템을 개발하기 위해 적용 가능한 비파괴분석 방법들을 분석한 결과, 핵분열성 물질 함량을 정량적으로 측정할 수 있는 수동적 중성자 측정법이 가장 적합하다는 결론을 얻었다. 또한, 감시시스템을 개발하기 위해 전용전략의 주요 요소 및 전용경로 등을 분석하였으며, 핵물질 및 시설에 대한 물리적 방호체제를 DUPIC 시설에 적용하기 위하여 물리적 방호에 필요한 방호체제 요소를 분석하여 DUPIC 시설을 위한 가상적인 방호체제를 구축하였다.

1. 서 론

경수로 사용후 핵연료를 중수로에 재 활용하는 경·중수로 연계 핵연료 주기(DUPIC)를 개발하는 것은 안정적이고 독립적인 에너지 자원 확보면에서 또는, 원자력 전반에 대한 국민정서 향상면에서 볼 때 반드시 필요한 핵연료 주기 기술이다. 경수로 사용후 핵연료를 중수로 핵연료로 재 활용하기 위한 기술 방안은 크게 경수로 사용후 핵연료봉을 재구성(Reconfiguration)하는 방안 5가지와 핵물질을 소결 또는 다집(Vibration packaging)을 통하여 중수로 핵연료로 새로 제조하는 방안 2가지로 구분된다. [1] 제 1단계 DUPIC 개념의 타당성

연구(Phase 1 : Feasibility Syudy, 1992-1993)에서 각 제조 방안 별로 노물리 및 핵연료 성능, 제조 및 핵연료 품질 관리기술, 방사성 폐기물 관리기술 및 제조공정에 대한 핵물질 보장조치 등 여러 측면에서 전반적인 기술적 타당성을 조사하였다. 그 결과 경수로 사용후 핵연료봉을 적당한 길이로 절단한 후, 산화/환원 공정을 거쳐 분말로 만든 후, DUPIC 핵연료를 만드는 Thermal-Mechanical OREOX (Oxidation / Reduction) 공정을 최적 제조 방안으로 선정하였다. [2] 이 OREOX 공정에 대하여 공정내 핵분열성 물질 양을 결정하기 위한 계량방법, 측정기술, 발생되는 폐기물에 대한 보장조치 및 전용(Diversion)방지를 위한 격납/감

시(Containment / Surveillance : C/S) 시스템 등에 대한 보장조치 기준(Safeguards Criteria)[3]을 평가 하였다.

사용후 핵연료 물질에 대한 보장조치의 중요성은 원자로내의 핵적 반응에 의해 생성되는 플루토늄이 평화적 목적이 아닌 군사적 목적으로 전용될 수 있는 잠재력이 있기 때문이다. DUPIC 핵연료 제조 개념은 사용후 핵연료에 포함되어 있는 핵분열성 물질인 우라늄과 플루토늄이 핵분열 생성물과 분리되지 않은 상태로 중수로 핵연료로 재 가공되어 사용되기 때문에 후행 핵연료 주기에 대한 핵확산 저항성 요건을 모두 만족시킬 수 있다. 핵 안전조치 관점에서 핵물질 계량, 측정 및 감시를 위한 차폐시설과 원격제어 기술이 세계적으로 개발되지 않은 상황에서 DUPIC 공정에 대한 보장조치 기술개발은 필수적인 기술적 요소가 된다.

경수로 사용후 핵연료 집합체 2~3개 내에 포함되어 있는 플루토늄 양이 약 8kg 정도인데, 국제 원자력 기구(IAEA)는 이 양의 전용 가능성을 기술적으로 확인하는 것을 전략 목표로 삼고 있다. 핵물질을 전량 수입에 의존하고 있는 우리 나라 입장에서는 이 양이 타 용도로 전용되고 있지 않다는 사실을 입증해야 하며 또한, 핵수입과 관련된 핵 공급국과의 쌍무협정 의무도 동시에 만족시켜야 한다. 따라서 핵물질을 전용하고 있지 않다는 것을 입증하는 방안으로 사용자측은 계량관리 기록 및 재고측정 기록 등을 정확히 유지하고, IAEA는 사용자측의 보고서 확인, 현장 검증 및 격납/감시 시스템 활용 등으로 시설 검증을 하며, 핵 공급국은 사전 동의권을 행사함으로써 3자 간에 핵 비확산을 위한 통제 및 의무 이행을 균형 있게 유지할 수 있다.

2. 보장조치 시스템 구축을 위한 요소 분석

현재 DUPIC 기술개발은 제 1단계 DUPIC 개념의 타당성 연구(Phase 1 : Feasibility Study, 1992-1993)[1]에 의해 DUPIC 기술의 핵물질 보장조치가 타당성 있는 것으로 판명된후, 제 2단계(Phase 2 : Experimental Verification) 연구를 수행중에 있다. 제 2단계 계획은 DUPIC 핵연료 Bundle을 만들기 위해 조사재 시험시설(IMEF : Irradiated Material Examination Facility)을 비롯한 조사후 시험시설(PIEF : Post-Irradiation Examination Facility), 다목적 연구로(KMRR : Korea Multipurpose Re-

search Reactor), 방사성 폐기물 처리시설(RWTF : Radioactive Waste Treatment Facility) 등 KAERI-I내 관련핵시설을 활용하는 방안으로 추진하고 있다.

2.1. 핵물질 계량관리 방안

KAERI내 관련 핵시설을 활용하여 DUPIC 핵연료 Bundle을 제조하기 위한 공정은 PIEF에 반입된 사용후 핵연료 집합체를 해체한 후 핵연료봉을 일정한 길이(50cm)로 절단한다. 절단된 사용후 핵연료봉을 중량계 수 시설인 IMEF에 반입한 후 DUPIC 핵연료 Bundle을 제조하여 조사시키기 위해 KMRR로 반출하는 전 과정을 포함하고 있다. 이와 같은 DUPIC 공정 전반에 대한 보장조치 시스템을 구축하기 위하여 물질수지구역(Material Balance Area : MBA) 및 주요측정지점(Key Measurement Point : KMP)에 대한 개념을 그림 1과 같이 설계했다. 그림에서와 같이 IMEF Hot-cell 전체를 1개의 MBA로 선택하고 IMEF내 DUPIC 핵연료 제조공정에 대한 보장조치 시스템을 3개의 유통 주요측정지점(Flow Key Measurement Point)과 7개의 재고 주요측정지점(Inventory Key Measurement Points)으로 구성하였다. [4, 5]

발전소에서 타고나온 PWR 사용후 핵연료를 DUPIC 관련 시설인 PIEF로 반입하는 시점부터 DUPIC Bundle 제조까지 DUPIC 공정 전반에 대한 개념적 계량관리 방안은 그림 2와 같다. PIEF에서는 선적자료(연소도 계산자료, 신탄연료 관련자료 등)를 근거로 핵연료를 해체한 후 연료봉을 절단한다. 절단된 연료봉을 IMEF로 반입하는 시점에서 비파괴분석법을 이용해 핵분열성 물질 함량을 결정한다. IMEF Hot-cell내 각 제조공정은 단위 물질수지 개념으로 처리되어야 하므로 각 공정간 핵물질이 이동되거나 핵물질 속성이 변경되는 시점에서 중량측정 및 임의 추출법에 의한 시료 채취 후, 화학분석에 의해 플루토늄 함량 비율을 측정하여 공정별 재고변동 사항이나 재고량을 파악한다. 또한 공정중에 발생하는 비순환성 폐기물(Measured Discard)에 대해 중량측정 및 비파괴분석을 함으로써 폐기물내 핵분열성 물질 함량을 결정한다. 최종 생산품인 DUPIC Bundle에 대해서는 비파괴분석을 한 후 Bundle 저장고에 저장하는 것을 원칙으로 한다. 그리고 조사시험을 수행하기 위해 KMRR로 수송하여 조사시킨 후, IMEF(또는 PIEF) Hot-cell내에서 조사후시험을 수

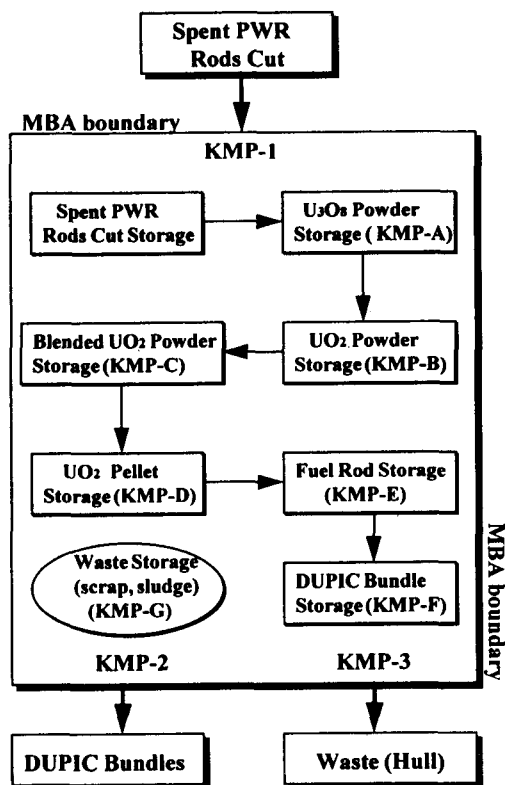


그림 1. Key Measurement Points at a Conceptual DUP-IC Process

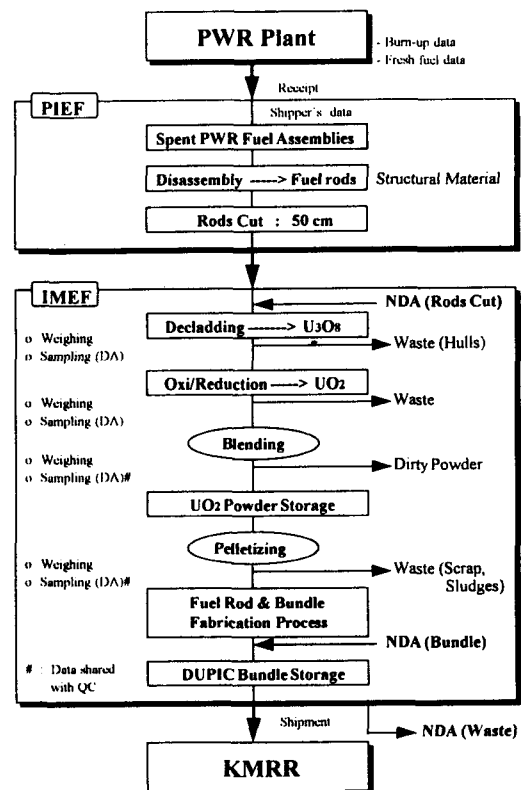


그림 2. DUPIC 공정에 대한 개념적 계량관리 방안

행할 계획이다.

DUPIC 핵연료를 제조하기 위해서는 그림 3과 같이 KAERI내 기존 핵시설 활용이 필수적이므로, 이를 활용하기 위한 준비 단계로서 관련시설(PIEF, IMEF, KMRR, RWTF)에 대한 설계정보서(Design Information Questionnaire : DIQ) 검토 및 관련 핵시설 간의 보장조치 시스템 구축 방안을 IAEA와 검토하였다. 그 결과 핵연료 제조관련 시설들에 대한 보장조치 시스템은 IMEF(M6 cell) 시설과 조사후시험 영역을 분리하는 2 MBAs /2 Facilities 또는 조사후시험 영역내에 IMEF(M6 cell) 시설을 포함하는 2 MBAs /1 Facility의 2가지 안 중 하나를 채택하기로 하였으며, 최종 결정은 DUPIC 공정에 대한 상세 설계가 끝난 후 합의하기로 하였다.

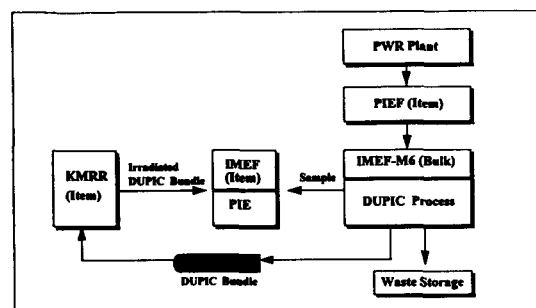


그림 3. Utilization of KAERI Facilities

2.2. 비파괴분석 방안

DUPIC 공정내 핵물질 흐름에 있어서 플루토늄 재고량을 파악하기 위해서는 중량 및 핵연료내 플루토늄 함

량 비율을 동시에 측정해야 한다. 그러나 사용후 핵연료에 대한 비파괴분석은 사용후 핵연료에서 방출되는 강한 방사선으로 인해 기존 핵시설에서 사용되고 있는 비파괴분석법들을 적용하는 데에 많은 제한을 받는다. 특히 국제 원자력 기구의 보장조치 대상 물질인 사용후 핵연료내 핵물질 검증에는 국제 원자력 기구가 신뢰할 수 있는 계측 시스템의 개발 및 확보가 요구된다. 사용후 핵연료를 측정하는 비파괴분석 방법에는 중성자와 감마선을 이용하는 경우가 있고, 각각의 선원에 대해 수동적, 능동적 분석법이 사용 목적 및 대상 시료에 따라 달리 적용되고 있다. 많은 핵분열 생성물과 이에 따른 강한 방사선을 방출하는 사용후 핵연료의 특성을 고려할 때 감마선을 이용하는 분석법은 더 많은 제한요소를 내포하고 있으므로 중성자를 이용한 비파괴분석법이 적합하다. [6]

국제적으로 핵물질 전용 대상이 되는 플루토늄 분석을 위해 사용후 핵연료에서 방출되는 자발핵분열 중성자와 (α, n) 반응에 의해 방출되는 중성자를 계측함으로써 사용후 핵연료내 플루토늄 함량을 분석할 수가 있다. 능동적 중성자 측정법에 의한 비파괴 분석법은 외부 중성자 선원(^{252}Cf , ^{241}Am)을 조사하여 사용후 핵연료내 존재하는 우라늄과 플루토늄의 열중성자 영역에서 방출하는 즉발 중성자를 이용하는 것으로서 직접 플루토늄 함량을 분석할 수가 있다. 그러나 사용후 핵연료내에는 우라늄과 플루토늄 외에 자발핵분열 중성자를 방출하는 동위원소들이 많이 존재하므로 이들 중성자 세기와 비교할 수 있는 높은 중성자 세기를 갖는 외부선원이 필요하다. 따라서 항상 선원 세기에 대한 검증을 요하는 불편함과 강한 중성자 선원을 보관해야하는 문제로 시스템 크기가 비대해지는 단점을 갖고 있다. 이와 같은 단점을 극복하기 위해 수동적 중성자 측정법이 고려되었다.

사용후 핵연료에서 방출되는 중성자는 자발핵분열과 (α, n) 반응에 의해서 생성되는데 자발핵분열 중성자는 주로 원자번호가 높은 우라늄, 플루토늄, 아메리슘 및 큐륨 동위원소들에서 생성되고, (α, n) 반응에 의한 중성자 방출은 우라늄, 플루토늄, 아메리슘 및 큐륨 동위원소들에서 방출된 α 입자들이 원자번호가 낮은 원소 주로 산소 및 불소와 반응해서 중성자를 방출한다. [7] 사용후 핵연료가 일정기간 냉각되어 단반감기 핵종인 ^{242}Cm ($T_{1/2}=163\text{d}$) 동위원소가 붕괴하면 사용후 핵연

료에서 방출하는 중성자의 대부분은 ^{242}Cm ($T_{1/2}=18.2\text{Y}$) 동위원소에서 방출한다. 산화/환원 공정중 높은 온도에 의해 휘발성 핵종인 Xenon, Krypton, Iodine, Technetium, Molybdeium 및 Ruthenium 등이 제거되지만, 공정중 어떤 화학적 분리공정이 추가되지 않으므로 전공정에서 ^{242}Cm 과 Pu 비는 항상 일정하게 유지된다. 따라서 이를 이용해 각 공정별 플루토늄 재고를 규명할 수 있다.

따라서 핵물질 전용 대상인 플루토늄 측정을 위한 비파괴분석법으로는 자발핵분열 중성자와 (α, n) 반응에 의한 중성자를 구별할 수 있는 Coincidence 측정 개념이 도입된 수동적 중성자 측정법[8, 9]이 가장 적합한 것으로 판명되었다. 향후 보다 정확한 분석을 위해서는 상기와 같이 발생된 중성자가 사용후 핵연료내 핵물질에서 유도핵분열(Induced Fission)을 야기시켜 중성자를 방출하므로, 이를 보정 해주기 위한 중배(Multiplication) 요소를 고려해야 한다.

2.3. 전용 감지 방안

NPT 조약국이며 전면적인 보장조치 협정을 체결하고 있는 국가내에 확보돼 있는 모든 핵물질이 보장조치 대상 핵물질로 구성되어 있다고 가정할 때, 그 국가가 핵물질을 비평화적 목적으로 사용하기 위해서는 전용을 하기 위한 국가적 정책 결정을 먼저 수립해야 한다. 그러나 한 국가가 핵물질 전용 의지를 갖고 있지 않다고 해도, 사용후 핵연료를 취급하는 핵연료주기 기술 개발에 임할때는 전용전략 및 전용경로 등을 분석해야 한다.

시간적 개념에서 볼 때 이루어질 수 있는 전용방법은 장시간에 걸쳐 소량의 핵물질을 주기적으로 전용(Protracted Diversion)하는 방법과 검증주기 기간내에 많은 양의 핵물질을 단시간내에 전용(Abrupt Diversion)하는 방법 등으로 구분된다. 이런 전용활동을 은폐하기 위한 방법으로는 첫째, 검증 활동을 방해하거나 재고기록 및 재고변동 보고서 조작, 둘째, 전용대상 물질의 물리적, 화학적 형태가 비슷한 경우에 동시사찰(Simultaneous Inspection)이 이루어질 가능성이 희박한 시설로부터 차용, 셋째, 전략적으로 중요도가 낮은 핵물질(Dummy)로 대체시키는 방법 등을 도입할 가능성이 있다. 따라서 보장조치 시스템 설계시 이를 반영하여 대외적 신뢰도를 향상시키고 핵시설을 효과적으로 운영할

수 있도록 할 계획이다. 그러나 핵물질 전용을 감지하기 위한 수단으로 사용되는 격납 및 감시(C/S) 장비는 DUPIC 핵연료 제조공정 및 시설 운영에 방해를 주어서는 안된다.

IAEA는 물리적 방호 지침서인 INFCIRC 225 /Rev. 3에서 핵물질 및 핵시설에 대한 방호 기준을 핵물질 종류, 형태 및 양에 따라 3가지 등급으로 분류하여 등급 별로 방호요건을 기술하고 있다. [10, 11] DUPIC 공정은 고준위 방사선장 하에서 이루어지므로 핵물질 전용 가능성은 타 시설에 비해 희박하지만, 전 공정이 원격 제어되므로 DUPIC 시설내 핵물질 이동을 감시할 감시시스템 역시 이에 상응하는 기술 개발을 필요로 한다. 따라서 본 연구에서는 원자력 연구소내에서 운영될 예정인 DUPIC 시설의 물리적 방호를 위해 필요한 방호체제의 요소를 분석하여 이를 토대로 DUPIC 시설에 대한 적합한 물리적 방호시스템을 그림 4와 같이 가상적으로 구축하였다.

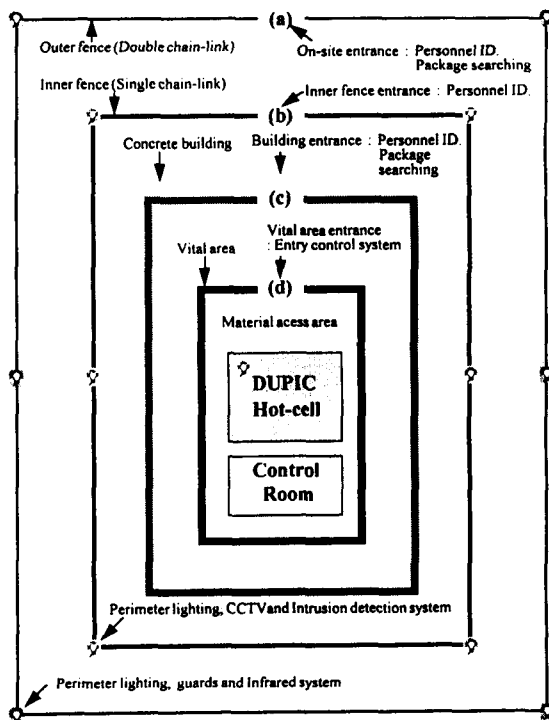


그림 4. DUPIC 시설에 대한 물리적 방호 시스템

3. 결 론

미국 Los Alamos National Laboratory(LANL)는 제안된 OREOX 공정 전반에 대한 보장조치 타당성을 분석한 결과, 핵물질 전용을 적시에 감지할 수 있고 또한, 공정내 실시간 계량관리 개념을 도입한 보장조치 시스템을 구축하여 IAEA 보장조치 목적을 만족시킨다면 DUPIC 공정의 보장조치 타당성을 입증할 수 있다는 결론을 제시하였다.

따라서 IAEA의 보장조치 목적을 만족시키기 위해 미국 LANL과 공동연구를 수행함으로써, 그리고 IMEF 시설내 DUPIC을 위한 격납 및 감시체제를 구축하기 위해 IAEA와 지속적인 업무협의 및 IAEA의 적극적인 참여를 유도함으로써 DUPIC 보장조치에 대한 국제적 신뢰도를 향상시킬 수 있을 것이다.

참고문헌

1. 박현수 외 "A Study on the Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU", KAERI /RR-1244 /92
2. M.S. Yang et al., Proc. Global '93, September 12-17, 1993, Seattle, P. 740
3. IAEA, "Safeguards Criteria (1991~1995)", 1992.
4. K.K.S. Pillay, H.O. Menlove, and R.R. Picard, "Safeguardability of Direct Use of Spent PWR Fuels in CANDU Reactors", LA-12432-MS, 1992.
5. 홍중숙외 "Technology Development for Nuclear Material Safeguards" KAERI /RR-1348 /93
6. J.R. Phillips "Irradiated Fuel Measurement", NUREG /CR-5550, P 529, 1991.
7. W. Kahnmeyer, "Calculation of Passive Neutron Emission from Spent Fuel of WWER-440 and WWER-1000 Reactors", ESARDA Bulletin 20, 7-14, December 1991.
8. N. Ensslin, M.L. Evans, H.O. Menlove and E. Swansen, "Neutron Coincidence Counters for Plutonium Measurement", Nuclear Materials Management VII(2), 43-65, 1978.

9. N. Ensslin "Principles of Neutron Coincidence Counting" NUREG /CR-5550, P 457, 1991.
10. IAEA, "The Physical Protection of Nuclear Material", INFCIRC /225 /Rev. 2.
11. E. Newman, "Review of International Guidelines for Physical Protection of Nuclear Materials", K /ITP-379, 1991.