

2001 춘계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

**DUPIC 핵연료 제조시험시설(DFDF)의 안전성분석**  
**Safety Analysis of DUPIC Fuel Development Facility**

이호희, 박장진, 신진명, 양명승, 백상열  
한국원자력연구소  
대전시 유성구 덕진동 150

안재열  
현대엔지니어링주식회사  
서울시 종로구 세종로 178

**요 약**

DUPIC 핵연료 기술개발을 위한 실험적 검증을 하려면 각종 실험시설이 필요하며, 특히 이 실험은 고방사성 물질인 경수로 사용후핵연료를 초기물질로 사용하므로 고방사능 차폐시설인 핫셀 내에서 원격으로 조작되어야 하는 기술적 특성 때문에 적절한 공학적 요건과 안전성을 갖추어야 한다. DUPIC 핵연료제조시험을 위해 사용될 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀은 원래 소량의 고연소도 핵연료의 재료시험을 위해 건설된 알파-감마 핫셀로서 DUPIC 핵연료의 제조시험에 사용될 경우에는 취급되는 핵분열성 물질의 특성 및 취급량이 원래의 설계기준과 다르게 된다. 즉, 사용후핵연료의 사용량이 증가하고 시험특성이 다르므로 설계기준상의 차폐결과 및 방사선환경영향 평가가 달라질 뿐만 아니라 핵임계도 평가의 필요성이 새로이 발생한다. IMEF M6 핫셀을 DUPIC 핵연료 제조에 활용할 경우에 대한 차폐평가, 방사선환경영향 평가 및 핵임계도 평가를 수행하여 그 결과를 관련 법규 및 규정에 따른 기준과 비교함으로써 기존의 시설을 DUPIC 핵연료 제조에 활용하더라도 안전함을 입증하기 위하여 안전성분석을 수행하였다.

**Abstract**

Various experimental facilities are necessary in order to perform experimental verification for development of DUPIC fuel fabrication technology. In special, since highly radioactive material such as spent PWR fuel is used for this experiment, DUPIC fuel fabrication has to be performed in hot cell by remote handling. Therefore, it should be provided with proper engineering requirement and safety. M6 hot cell of IMEF which is to be used for DUPIC fuel fabrication experiment was constructed as an  $\alpha$ - $\gamma$  hot cell for material examination of small amount of high-burnup fuel. The characteristics and amount of spent fuel for DUPIC fuel fabrication experiment will be different from the original design criteria. Therefore, the increased amount of spent fuel and different characteristics of experiment result in not only change of shielding and environmental evaluation results but new requirement of nuclear criticality evaluation. Therefore, this study includes evaluation of shielding, environmental effect and nuclear criticality in case that IMEF M6 hot cell is used for DUPIC fuel fabrication.

**1. 서 론**

한국원자력연구소는 캐나다, 미국 및 IAEA의 협력하에 경·중수로 연계핵연료(DUPIC : Direct

Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactor) 기술에 관한 국제 공동연구를 수행하고 있다. DUPIC 핵연료는 경수로 사용후핵연료를 차폐시설 내에서 건식공정을 통하여 중수로 핵연료로 재가공하는 개념으로, 핵확산 저항성이 매우 우수하고, 우라늄 자원의 활용성을 극대화시킬 뿐만 아니라 방사성폐기물 발생량을 최소화할 수 있는 장점을 지닌 독창적 개념으로 평가되고 있다. DUPIC 핵연료 개발은 한국원자력연구소 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀을 이용하고 있다. 실제 사용후핵연료를 사용한 시험은 2000년 1월부터 착수하여 사용량을 점차 늘려 2006년까지 약 200 kg을 사용할 예정이다.

조사재시험시설의 M6 핫셀은 원래 소량의 고연소도 핵연료의 재료시험을 위해 건설된 알파-감마 핫셀로서 DUPIC 핵연료의 제조에 사용될 경우에는 취급되는 핵분열성 물질의 특성 및 취급량이 원래의 설계기준과 다를 뿐만 아니라 핫셀 내에서의 사용후핵연료 취급공정상의 특성이 다르다. 따라서 IMEF M6 핫셀의 건설 및 운전시에 적용되었던 방사선안전특성 즉, 차폐해석, 핵임계도 해석 및 방사선환경영향평가의 결과가 달라지므로 새로운 해석이 필요하게 된다. 따라서 IMEF M6 핫셀을 DUPIC 핵연료 제조에 활용할 경우에 대한 차폐평가, 핵임계도 평가 및 방사선환경영향평가를 수행하여 그 결과를 관련 법규 및 규정에 따른 기준과 비교 분석함으로써 기존시설을 DUPIC 핵연료 제조시험에 활용하더라도 안전함을 입증하기 위해 수행하였다.

## 2. 기존시설의 설계 및 안전성분석 자료 검토

DUPIC 핵연료제조시험은 조사후시험시설(PIEF)에 저장되어있는 경수로 사용후핵연료중의 일부를 사용하여 수행한다. 핵연료봉의 인출, 절단 등은 PIEF에서 수행되며 이후의 공정인 slitting, 산화에 의한 탈피복공정, 산화/환원(OREOX)에 의한 분말제조공정, 소결체 제조공정, 연료봉 및 연료집합체 제조공정은 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀(DFDF)에서 수행되므로 안전성분석은 IMEF의 M6 핫셀을 대상으로 수행한다. 조사재시험시설은 1 개의 수조(Pool), 7 개의 중량콘크리트 핫셀, 2 개의 납핫셀 및 부대시설로 구성되어 있다. 조사재시험시설의 수조, 핫셀구조물 및 건물은 안전정지지진(SSE)에 견딜 수 있도록 설계되었다. 핫셀의 최대취급 방사선원이 존재할 때 전면 및 후면에서의 피폭선량율이  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h 이하, 그리고 천장 및 바닥에서는  $1.5 \times 10^{-4}$  Sv/h 이하가 되도록 설계되었다. M6 핫셀은 정상 및 비정상 운전시 핫셀내의 공기가 핫셀 밖으로 누출되는 양이 최소가 되도록 알파-감마셀(M6)로 기밀유지가 되도록 설계되었다. IMEF에서 누출되는 방사성물질로 인한 주변 주민에 대한 방사능피폭량의 법규상 제한치는 전신평폭  $5.0 \times 10^{-3}$  Sv/y 및 갑상선  $3.0 \times 10^{-2}$  Sv/y이다. 시설의 설계기준치는 법규상 제한치의 1/100로서 전신평폭의 경우  $5.0 \times 10^{-5}$  Sv/y와 갑상선의 경우  $3.0 \times 10^{-4}$  Sv/y이다[1].

## 3. 개보수 공사가 시설에 미치는 영향 검토

IMEF M6 핫셀은 원래 고연소도 핵연료에 대한 재료시험을 목적으로 설계, 건설되었다. M6 핫셀을 DUPIC 핵연료 제조에 사용하기 위해서 다음과 같이 다양한 개보수공사를 수행하였다. M6 핫셀의 개보수 공사가 시설의 안전성에 미치는 영향은 방사선적 안전성(차폐 및 방사성물질의 누출) 및 구조적 안전성의 관점에서 검토하였다. 핫셀의 구조와 관련된 개보수공사는 수행하지 않았으므로 시설의 방사선적 안전성에 대해서만 검토하였다.

차폐성능에 영향을 미칠 수 있는 개보수 공사는 출입도어 재제작/설치, 격리실 개보수 및 shield plug 시스템 제작/설치이다. 출입도어는 기존에 설치된 도어와 동일한 차폐능을 갖도록 설계되었으며 특히 추가로 설치한 padirac cask door driving system은 제작/설치후 차폐능 검사를 수행하여 차폐능을 입증하였다. Shield plug도 요구되는 차폐능을 만족시키기 위하여 lead block으로 제작하였으며 M6 핫셀의 설계선원인 1 Mev 감마선  $2.0 \times 10^5$  Ci에 대해 외부에서의 조사선량이  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h 이하를 만족할 수 있도록 설계되었다. 또한 제작/설치 후에는 감마선 방사능 실

힘을 통하여 차폐능이 설계요건을 만족함을 확인하였다. 격리실은 원래 M6 핫셀로부터 물건의 반출입시 오염된 핫셀의 공기가 외부로 확산되는 것을 방지하기 위한 시설로서 차폐설계는 고려하지 않았다. 그러나 DUPIC 핵연료 제조시험시에는 핫셀내 기기가 상당히 오염될 것으로 예상되므로 격리실 개보수 공사시 30 mm 두께의 납으로 차폐설계를 하였으며 루싸이트 창문도 납유리로 교체하여 차폐성능을 만족하도록 하였다.

DUPIC 핵연료 제조시험시에는 방사성물질이 부유하여 핫셀내 공기를 오염시킬 가능성이 크므로 핫셀은 방사성물질이 누출되지 않도록 해야한다. M6 핫셀은 이미 알파-감마 핫셀로 설계되어 내부면을 모두 스테인레스 스틸로 라이닝되어 있으며 도어와 같은 개구부는 이중밀봉장치에 의해 기밀설계가 되어 있다. 따라서 핫셀의 개보수 공사도 이러한 밀봉구조를 저하시키지 않아야 한다. 이와 관련된 핫셀 개보수 공사는 출입도어 재제작/설치, 격리실 개보수, 핫셀 중간벽 분리판 제작/설치 및 shield plug 시스템 제작/설치이다. 핫셀벽을 관통하여 설치되는 관통부는 모두 기밀을 유지할 수 있도록 제작/설치되었다. 특히 출입도어에 대한 기밀도 향상을 위하여 M6a 셀도어 윗부분과 아랫부분 및 M6b 셀도어 아랫부분에 출입도어 기밀 유지용 스테인레스 강관을 설치하였다. 또한 M6b rear 출입도어 윗부분에는 개구부 주위에 실리콘 가스켓을 덧붙여 기밀도를 향상시켰으며 출입도어 뒷부분에 buffer zone을 설치하였다. 또한 오염가능성이 큰 M6a 셀의 공기가 M6b 셀로 확산되는 것을 방지하기 위하여 중간벽 상부의 셀내 크레인 통로에 2 개의 중간벽 분리판을 설치하였다. 격리실의 개보수시에도 격리실 내부로 통하는 이중문에 neoprene gasket을 부착시켜 내부공기가 외부로 확산되지 않도록 설계하였으며 납유리 아래쪽에는 glove를 설치하여 격리실내로의 출입없이 보수작업을 가능토록하였다.

DUPIC 핵연료 제조시험을 위해 수행한 핫셀의 개보수공사는 기존의 차폐능을 만족하도록 설계/제작되었으며 설치후에는 차폐능 검사를 통해 설계기준을 만족함을 입증하였다. 또한 개구부에 대한 개보수 공사시에는 오염공기의 확산을 막기위한 기밀설계가 되어있을 뿐만 아니라 셀간의 오염확산을 위한 대책도 반영하였다. 따라서 DUPIC 핵연료 제조시험의 수행을 위한 M6 핫셀 개보수 공사로 인해 시설의 안전성에는 아무런 영향을 미치지 않는다[2].

#### 4. 핵임계도 분석

DUPIC 핵연료 제조공정에서 사용하는 경수로 사용후핵연료는 고리1호기 G23 핵연료 집합체이며, 이 집합체는 초기 농축도가 3.21 w/o, 평균연소도 35,500 MWD/MTU, 냉각기간 12.5 년이다. 시설에서 실제로 사용하는 사용후핵연료량은 6 년간 총 200 kg이며 핵물질의 균질성을 높이기 위해 혼합하는 비조사된 UO<sub>2</sub> 80 kg을 사용할 예정이다. 임계도 분석시에는 보수적인 관점에서 제조시험시설에 비조사된 UO<sub>2</sub> 280 kg이 동시에 핫셀 내에 존재하는 것으로 가정하여 각 공정별 핵물질 상태와 핵물질 용기 크기 및 그에 따른 질량을 설정하였다. 핵임계분석에는 미국 Los Alamos 국립연구소에서 개발된 MCNP4B 전산프로그램을 사용하였다. 핵임계도 계산시 계산 프로그램의 불확정도를 고려하기 위해 검증계산을 수행하였다. 검증 문제로는 NEA의 criticality safety 실험자료를 적용하였으며 핵임계 실험값과 MCNP4B의 계산값을 비교하여 계산오차를 구했고 그에 따른 표준오차를 결정한 결과 MCNP4B 전산프로그램의 계산편차를 0.02487로 결정하였다.

DUPIC 핵연료 제조시험시설의 정상상태에 대한 핵임계도 계산은 각 장비별 계산 모델을 적용하여 M6 핫셀 내에 지정된 위치에 가정된 밀도로 가득 채워져 있다고 가정하여 수행하였으며 핫셀내의 공기중 수분농도를 변화시켜 이에 따른 핵임계도에 미치는 영향을 평가하였다. 즉, 공기중 수분농도를 대기온도 15 °C일 때의 포화수증기 농도에서부터 물이 가득 채워질 경우까지 계산을 수행했다. 계산 결과는 UO<sub>2</sub> 농축도가 3.5w/o일 경우 포화수증기 농도인  $1.327 \times 10^{-5} \text{g/cm}^3$ 에서는 최대핵임계도값  $k_{eff}^{max}$  이 0.12484이었고, 수분의 밀도가 증가함에 따라 증가하다가 수분의 밀도가

1 g/cm<sup>3</sup>일 때는 최대핵임계도값  $k_{eff}^{max}$ 이 0.40653이었다. 따라서 정상 배치상태에서 공기중 수분농도 변화를 침수상태까지 변화시키더라도 핵임계에 도달하지 않는 것으로 나타났다.

DUPIC 핵연료 제조시험시설내에서 홍수나 지진과 같은 천재지변 또는 작업자의 실수와 같은 사고시의 핵임계도 분석은 핵물질 용기의 위치가 변할 경우와 핫셀 바닥에 핵물질이 쌓여서 뭉쳐질 경우의 2 가지 경우에 대해서 수행하였다.

총 280 kg의 UO<sub>2</sub> 핵물질이 직경 10 cm의 실린더 용기로 15 개를 핫셀 중심에 배치되었을 경우의 핵임계도를 분석하였다. 각 실린더에는 정상상태에 가정한 각 공정별 핵물질의 밀도와 질량으로 장전하고, 핵물질 용기 간격 사이에는 가상수분이 들어간다고 가정했다. 계산조건으로는 핵물질 용기간격과 간격내의 수분 농도를 변화시켰다. 수분농도는 공기중 포화 수증기 농도의 100 배인  $1.327 \times 10^{-3}$  g/cm<sup>3</sup>에서부터 완전히 침수된 경우인 1 g/cm<sup>3</sup>까지 변화시켰고, 배치간격은 밀착된 경우에서부터 20 cm까지 떨어진 경우까지 변화시켜 계산했다. 계산결과, UO<sub>2</sub> 농축도가 5.0 및 3.5 w/o일 경우 실린더 간극의 수분의 농도 1 g/cm<sup>3</sup>일 경우와 간극의 크기가 2 cm일 경우 가장 높은 핵임계도값을 얻었다. 이 지점에서의 농축도가 3.5 w/o일 경우에는 최대핵임계도값은 0.80887, 5 w/o일 경우는 0.85282이었다. 이 두 경우 모두 미임계 기준치인 0.95 이하를 유지하였다.

DUPIC 제조시험시설은 한 공정에서 다음 공정으로 이동시 핵물질을 manipulator에 의해 원격으로 이동해야 한다. 작업자의 실수로 용기내의 핵물질을 핫셀 바닥에 흘릴 경우가 발생할 수도 있다. 비록 소규모의 제조시험시설이라 할지라도 만약의 경우에 대비해 핫셀에 저장된 모든 핵물질이 바닥에 쏟아질 경우를 감안해 핵임계도 계산을 수행하였다. 본 사고 모델은 총 질량이 280 kg일 UO<sub>2</sub> 핵물질이 제조핫셀에 모두 쏟아져서 판상형 형태의 기하학적 모델을 이룬다고 가정했다. 핵물질 외부에는 물반사체를 적용하고 중성자의 감속이 잘 일어나도록 핵물질 공극에 수분이 가득차 있다고 가정했다. 이와 같은 계산조건을 적용하여 핵물질의 밀도와 평판의 두께를 변화시켜 반복계산을 수행했다. 이때 핵물질의 밀도는 1.0~10.6 g/cm<sup>3</sup>까지 변화시켰으며, 평판의 두께는 1~10 cm까지 높였다. 그 결과는 UO<sub>2</sub>의 농축도가 5.0, 4.0, 3.5 w/o일 경우 모두 미임계한계치인 0.95 이내를 유지했다. 가장 높은 핵임계도값을 보인 지점의 UO<sub>2</sub>의 밀도는 2~3 g/cm<sup>3</sup> 사이였다. 이는 핵물질 분말내의 공극에 포함된 수분이 최적의 감속상태를 만족하기 때문이다. 핵물질이 쌓이는 두께 역시 바닥에 얇게 쌓이는 것보다는 두께가 높아질수록 더 높은 핵임계도 값을 보였다.

핵임계도 평가결과 보수적으로 비조사된 UO<sub>2</sub>가 6 년 동안의 총사용량 280 kg이 동시에 핫셀내에 저장된다고 가정하더라도 정상운전시나 사고시에도 모두 미임계한계치인 0.95를 만족한다. 따라서 DUPIC 핵연료 제조시험공정은 핵임계안전을 확보하고 있는 것으로 평가되었다[3].

## 5. 차폐 평가

DFDF 제조시설로 사용되는 M6 핫셀은 연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각기간이 180 일 이상인 고연소도 핵연료봉 1 개에 해당되는 1 MeV  $\gamma$ -ray  $2.0 \times 10^5$  Ci의 방사선원이 핫셀내에서 취급될 때 핫셀 외벽에서의 피폭선량율이  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h 이하가 유지되도록 중량콘크리트 1,100 mm로 차폐되어 있다. 한편 DUPIC 핵연료의 제조에는 직접적으로 사용되지는 않지만 제조된 DUPIC 핵연료 다발의 운반 통로로 사용되는 M5 핫셀은 1.2 MeV  $\gamma$ -ray 35 Ci에 해당되는 세기를 갖는 조사재료가 핫셀내에서 취급될 때 핫셀 외벽에서의 피폭선량율이  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h 이하가 유지되도록 중량콘크리트 800 mm로 차폐되어 있다[1].

본 분석에서는 DUPIC 핵연료 제조공정이 수행될 경우에 차폐설계기준을 만족하는지를 검토하였다. 모든 선원은 보수적인 평가를 위해 점선원으로 가정하고, 선원의 위치는 M6 핫셀에서는 핫셀의 내벽에서 30 cm 떨어진 것으로 하였으며 M5 핫셀에서는 DUPIC 핵연료다발이 셀내 크레인에 의해 운반되므로 보수적으로 핫셀의 내벽에서 70 cm 떨어진 것으로 가정하였다. 차폐계산은 QAD-CG 전산프로그램을 사용하였다. M6셀의 차폐계산에는 총사용량인 200 kg의 사용후핵연료

가 점선원으로 존재한다고 가정하였으며 M5셀의 차폐계산에는 DUPIC 핵연료 다발에 포함된 20.5 kg의 사용후핵연료가 점선원으로 존재한다고 가정하였다. M5셀과 M6셀에 대한 차폐계산 결과는 각각  $3.887 \times 10^{-7}$  및  $8.715 \times 10^{-6}$  Sv/h로 나타났다[2]. 따라서 M5셀 및 M6셀은 조사재시험 시설의 핫셀 차폐설계기준인  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h를 모두 만족한다.

## 6. 방사선환경영향평가

DUPIC 핵연료제조공정은 사용후 경수로핵연료의 탈피복, 산화·환원 및 소결과정을 거치게 된다. 산화·환원과정에서는 탈피복된 사용후핵연료 분말의 소결성을 향상시키기 위하여 산화분위기 및 환원분위기에서 각각 약 450 °C 및 700 °C로 처리하게 되며 산화·환원과정을 3 회 반복한다. 소결과정은 제조된 압분체를 고밀화 시켜 단위체적당 가능한 많은 양의 핵분열물질이 포함된 소결체를 제조하기 위하여 수소분위기, 1700 °C에서 수행된다. 따라서 산화·환원 및 소결과정에서는 휘발성 및 준휘발성 방사성 기체폐기물 등이 발생하여 배기처리설비 및 핫셀의 환기설비를 통하여 외부로 방출된다. 방출되는 방사능 물질의 양은 원소의 종류에 따라 서로 다르다.

누출되는 방사성물질의 핵종 및 양을 산출하기 위하여 사용후핵연료 내에서의 핵분열 생성물의 거동을 살펴보고 각종 문헌 및 실험자료의 검토를 통해 예상되는 누출율을 산출하였다. 불활성기체를 포함한 기체상원소들은 대부분 산화·환원공정에서 방출되며 Ce, Sb, Rb, Te와 같은 휘발성기체는 일부는 산화·환원공정에서 방출하고 나머지는 대부분 고온의 소결공정에서 방출한다. Sr은 산화·환원공정 및 소결공정에서 안정한 SrO 형태로 존재하므로 누출되지 않는 것으로 보고되었다. 따라서 방사선원항의 결정을 위해서 누출율은 표 1과 같이 결정하였다. 또한 이외의 원소에 대해서는 평가의 보수성을 위해 우라늄과 같은 actinide는 산화·환원공정에서 0.04 %가 누출되고 기타의 핵분열생성물은 부유성으로서 소결공정에서 0.1 %가 누출되는 것으로 가정하였다.

DUPIC 핵연료 제조공정에서 발생한 기체상 방사성물질은 그림 1과 2에 나타난 바와 같은 배기체 처리장치를 거쳐 핫셀의 배기설비를 통해 하나로의 스택을 통해 환경으로 방출된다. 환경으로의 방출량을 결정하기 위해서는 배기체 처리장치의 성능을 검토하여 표 2와 같이 제거율을 결정하였다.

최대피폭지점에서의 피폭경로별 피폭선량은 미 규제지침 1.109에 따라 평가하며, 최대개인 피폭선량은 이들 모든 피폭경로에 대한 피폭선량의 합이다. 최대개인이란 부지주변 주민중 생활습관, 음식물 섭취량, 주거지 등 여러 조건이 방사능 피폭을 가장 많이 받도록 가정된 가상개인(최대개인)을 말한다. 피폭선량계산은 미 규제지침서 1.109의 모델을 기준으로 한국의 실정에 맞게 전산화한 GASDOS 전산프로그램을 사용하였다. 개인의 소비량과 선량환산인자는 연령에 따라 변하는 값으로 이를 고려하기 위하여 주민을 성인(17 세 이상), 십대(17 세 미만~11 세 이상), 소아(11 세 미만~1 세 이상) 및 유아(1 세 미만)로 구분하고, 피폭을 받는 장기는 전신, 소화기관, 뼈, 간, 신장, 갑상선, 폐 및 피부가 고려된다.

방사선피폭선량은 크게 외부피폭선량과 내부피폭선량으로 나누어 평가한다. 외부피폭선량은 불활성기체 구름에 잠김으로써 피폭되는 선량과 방사성핵종이 침적된 땅으로부터 피폭되는 선량으로 구분하여 평가하며 내부피폭선량은 호흡에 의한 피폭선량과 음식물의 섭취에 의한 피폭선량으로 구분하여 평가한다.

주민피폭선량의 계산은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.111에 근거하여 개발된 전산프로그램 GASPAR를 한국원자력안전기술원(KINS)에서 우리 나라의 실정에 맞게 수정·보완한 GASDOS를 사용하였다. 최근 과기부 고시에서 국제방사선방호위원회(ICRP)의 신권고(ICRP 60)를 법제화하면서 신권고의 평가체제를 반영한 선량환산인자를 적용하여 평가하도록 규정하고 있다.

표 1. 기체상 방사성핵종의 종류 및 누출율[4]

핵종	산화·환원공정 (%)	소결공정 (%)	비고
H	100	-	약 50%는 피복관과 결합되어 있음
He	100	-	
Br	100	-	
Kr	100	-	
I	40	60	
Xe	100	-	
Ru	2	-	
Cs	5	95	
Tc	10	-	
Ag	10	-	
Cd	-	75	
Mo	10	-	
Se	10	90	
Sb	-	100	
Rb	5	95	
Te	10	90	
C	100	-	
기타 핵분열생성물	-	1	
Actinides	$4 \times 10^{-2}$	-	

표 2. 배기체 처리장치의 설계기준[4]

단위포집장치	포집재	설계기준				비고
		포집능	선속도, cm/s	온도, °C	제염계수	
미립자 제거장치	Metal Wool	> 100 $\mu$ m	< 1,200	실온	10	
Cs 포집장치	석탄회	-	< 10	~800	100	
I <sub>2</sub> 포집장치	은침착 제오라이트	50 mg/g-bed	< 20	~150	100	
삼중수 흡수장치	Molecular Sieve 5A	200 mg/g-bed.	< 5	실온	1000	
온도 구배관장치	스테인레스스틸 튜브	-		50	10	
HEPA 필터	Glass Fiber	-	3	실온	3000	0.3 $\mu$ m, 99.97% 이상

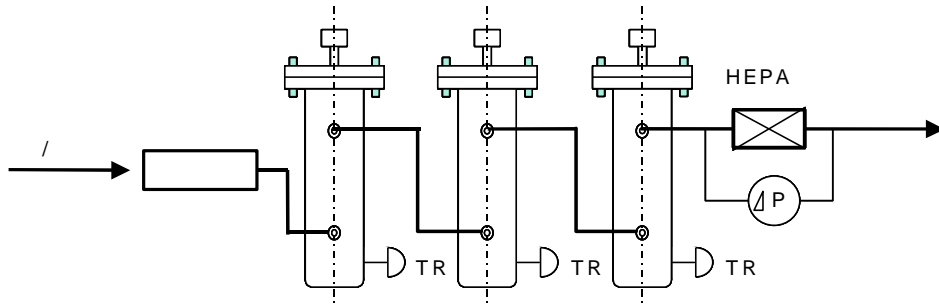


그림 1. 산화·환원로의 배기체 처리장치.

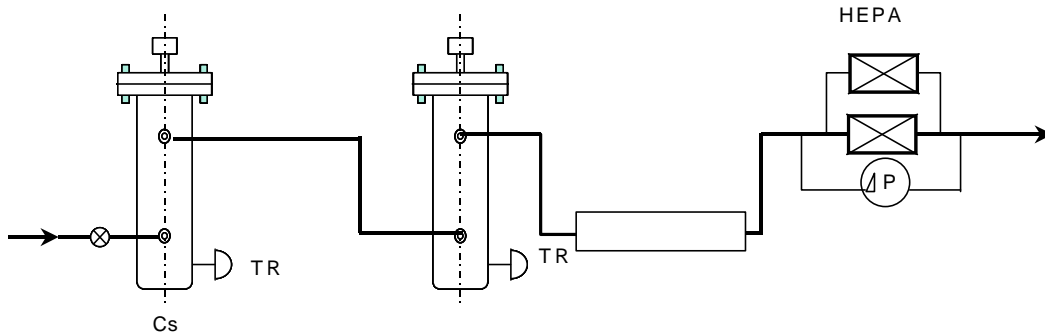


그림 2. 소결로의 배기체 처리장치.

본 평가에서는 신권고에 따른 선량환산인자를 적용하기 위해 GASDOS 전산프로그램을 수정·보완하여 적용하였다. 또한 GASDOS 전산프로그램에서는 곡류의 경우 농작물 표면에 침적된 방사성물질에 의한 오염은 무시하고 있으나 이는 적절치 못한 가정이므로 본 계산에서는 이에 대한 영향을 함께 고려하였다. 환경으로 방출된 방사성물질은 여러 화학적 형태로 피폭을 줄 수 있는데, 국제방사선방호위원회와 국제원자력기구(IAEA)에서는 실측자료가 없는 경우 동 위원회에서 권고하는 화학적 형태의 선량환산인자를 적용하도록 권고하고 있다. 이들 원자력기구에서는 음식물 섭취에 의한 선량환산인자는 예탁실효선량과 23 개의 장기 등가선량에 대해, 그리고 호흡에 의한 선량환산인자는 예탁실효선량과 26 개의 장기 등가선량에 대해 선량환산인자 값을 제시하고 있다. 하나로를 통해 방출되는 주요 핵종의 특성을 고려하여 본 평가에서는 유효선량과 상대적으로 선량환산인자가 높은 중요 장기에 대한 등가선량만 고려하여 결과를 제시하였다. 방사능운에 의한 외부피폭의 경우 실효선량은 국제원자력기구의 기본안전기준(IAEA Safety Series 115)에 제시된 선량환산인자를, 공기중 흡수선량과 피부선량은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.109에 제시된 값을 적용하였다. 지표에 침적된 방사성물질에 의한 외부피폭의 경우에는 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.109에 제시된 선량환산인자 값을 적용하였다. 국제방사선방호위원회와 국제원자력기구에서는 6 개의 연령군으로 분류하고 있으나 본 평가에서는 성인에 대한 피폭선량만을 평가하였다.

GASDOS를 이용하여 DUPIC 핵연료생산공정에서 하나로 스택을 통해 환경으로 방출된 방사성물질로 인한 부지 주변의 개인최대피폭선량은 계산결과를 요약하면 표 3과 같다. DUPIC 핵연료

제조시험으로 인한 정상운전시의 일반주민에 대한 피폭선량은 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치를 모두 만족한다. 유효선량의 61.3 %는 Cs-137에 의한 것으로서 배기체 처리장치의 Cs-trapping unit 및 열구배관, HEPA 필터의 성능이 방사선적 안전성에 상당히 중요함을 알 수 있다.

표 3. 정상운전시 주민피폭선량

피폭 구분	원자력법규[5]	IMEF 평가결과[1]	DFDF 평가결과[2]
유효선량	0.05 mSv/y	$2.8 \times 10^{-4}$ mSv/y	$6.5 \times 10^{-3}$ mSv/y
갑상선	0.3 mSv/y	$3.3 \times 10^{-4}$ mSv/y	$5.4 \times 10^{-3}$ mSv/y

사고시의 방사선안전성을 평가하기 위한 단기대기확산인자는 부지에서 측정된 기상자료를 사용하여 미국 NRC 규제지침 1.145의 방법에 따라 계산한다. 분석에서는 사고의 특성상 2 시간 이내에 모든 방사선원이 방출한다는 가정하에 제한구역경계에서의 2 시간 이내의 단기대기확산인자를 사용한다. 또한 사고시 방사성물질은 하나로 굴뚝을 통해 방출하므로 고도방출만을 대상으로 한다. 사고시 외부로 방출되는 방사성 물질로부터 부지주변의 개인(성인)이 받는 피폭선량을 계산하는 모델을 기술한다. 소외 개인의 피폭선량은 외부 및 호흡 피폭선량으로 구분하여 평가한다.

외부선량은 불활성기체에 대해서만 고려하며 피폭받는 개인이 지표면위에 무한하게 퍼져있는 방사선원의 중심에 있다는 가정 아래 계산한다. 즉, 무한 반구형의 방사성운(semi-infinite hemi-spherical cloud)의 농도는 일정하며, 선량을 계산하는 지점에서의 방사능 농도는 방사능 확산 중심선상의 최대 지표면 농도로 가정한다.

사고해석내용을 검토한 결과 핫셀내 화재를 제외하고는 DFDF 공정의 도입으로 인해 사고해석의 결과에 큰 영향을 미치지 않는다. 다만, 핫셀내 화재의 경우에는 취급물질의 변화로 인해 방사선원이 달라지며 사고해석의 결과가 달라지게 된다. DFDF 시설의 방사선 위험이 가장 커지게 될 가능성은 화재에 의한 방사성물질의 누출이다. 그러나, 시설에서 취급되는 핵연료 자체는 인화성 및 발화성이 없을 뿐 아니라 용점도 상당히 높고, 시설내부에는 화재를 조기에 감지하여 진화할 수 있는 화재방호설비(halon 계통)가 마련되어 있으므로 핵연료 파손으로 인한 방사성물질의 누출가능성은 극히 희박하다. 화재로 인한 피폭선량을 평가하기 위해 적절한 가정을 통해 화재 사고시의 누출방사능량을 산정하고 이에 따른 주민의 피폭선량을 평가한다. 화재는 크게 핫셀내 화재 및 배기팬실 화재로 나누어 평가한다.

핫셀내에는 기본적으로 산화·환원로 및 소결로에서 사용되는 수소가스 외에는 가연성물질이 존재하지 않으므로 화재 발생시에도 확산가능성이 없어 국부적인 화재에 그치며 셀내에 설치된 화재감지기와 halon 계통에 의해 즉시 진화할 수 있다. 그러나 여기에서는 화재로 인한 잠재적인 방사선피폭을 평가하기 위해 핫셀내의 화재로 인한 방사성물질의 방출량을 가정하고 그 영향을 평가하였다. 사고에 의한 영향을 평가한 결과 핫셀내 화재가 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 핫셀내 화재시 방출된 방사성물질에 의한 최대피폭지점에서의 개인피폭선량은 아래와 같다. 사고결과는 표 4에 나타낸 바와 같이 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치를 모두 만족한다.

표 4. 사고시 주민피폭선량

피폭 구분	원자력법규[6]	IMEF 평가결과[1]	DFDF 평가결과[2]
유효선량	2.5 mSv	0.11 mSv	1.25 mSv
갑상선	30 mSv	-	0.17 mSv



DUPIC 핵연료제조시험에 따른 방사선피폭선량은 정상운전시 및 사고에 대해 현행의 원자력법령에 따른 규제치 및 IMEF의 설계 기준을 모두 만족하고 있다. 또한 조사재시험시설내의 기준의 시험에 따른 방사선피폭선량을 고려하더라도 규제치를 만족한다.

## 7. 결 론

IMEF M6 핫셀을 DUPIC 핵연료제조시험에 활용할 경우에 대한 안전성평가를 수행하여 기존의 시설에서 DUPIC 핵연료제조시험을 수행하더라도 안전함을 입증하였다. 먼저 안전성분석을 수행하기 위한 기본 자료로서 기존시설(IMEF)의 설계 및 안전성분석 자료와 DUPIC 핵연료 제조시설 및 장치를 검토하였다. 또한 고연소도 핵연료에 대한 재료시험을 목적으로 설계, 건설된 IMEF M6 핫셀을 DUPIC 핵연료 제조에 사용하기 위해 수행한 핫셀 개보수 공사의 내용을 검토하고 시설의 안전성에 미치는 영향을 평가하였다. 방사선 차폐와 방사성물질의 방출 특성에 대한 검토결과 개보수 공사가 시설의 안전성에 아무런 영향을 미치지 않는 것으로 평가되었다.

DUPIC 핵연료제조시험에 따른 방사선적 안전성은 책임계도 평가, 방사선 환경영향평가 및 차폐평가를 통해 분석하였다. 책임계도 평가결과 보수적으로 비조사된  $UO_2$ 가 6년 동안의 총사용량 280 kg이 동시에 핫셀내에 저장된다고 가정할 경우에도 정상운전시나 사고시에도 모두 미입계한 계치인 0.95를 만족하였다. 차폐평가는 DUPIC 핵연료제조시험이 수행되는 M6 핫셀 뿐만 아니라 제조후의 DUPIC 핵연료다발의 운송통로로 사용되는 M5 핫셀에 대해서 이루어 졌다. 평가결과 핫셀 외벽에서의 피폭선량은 IMEF 핫셀의 차폐설계기준인  $1.0 \times 10^{-5}$  Sv/h를 모두 만족하였다.

방사선환경영향평가를 위해 정상운전시 및 사고시 시설로부터 방출된 방사성물질에 의한 주민의 피폭선량을 평가하였다. 평가결과 DUPIC 핵연료제조시험으로 인한 정상운전시의 일반주민에 대한 피폭선량은 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치를 모두 만족하였다. 사고에 의한 영향을 평가한 결과 핫셀내 화재가 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났으며 주민에 대한 피폭선량도 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치를 모두 만족하였다.

## 참고 문헌

- [1] 한국원자력연구소, 다목적연구로 안전성분석보고서(제11장 4절 조사재시험시설), KAERI/TR-322/92, 1994
- [2] 송건호 외, 사용후핵연료 사용량 증가에 따른 DFDF 시설의 안전성분석, KAERI/CM-413/2000, 2000
- [3] 이형석 외, DUPIC 핵연료 제조시험시설에 대한 책임계분석, KAERI/TR-1496/2000, 2000
- [4] 신진명 외, DUPIC 핵연료 제조공정에서의 배기체 처리계통 예비안전성분석, KAERI/TR-1643/2000
- [5] 과학기술부 고시 제98-12호, “방사선량 등을 정하는 기준”
- [6] 과학기술부 고시 제2000-8호, “원자로시설의 위치, 구조 및 설비에 관한 기술기준”