

KAERI/TR-2595/2003

DFDF 시설의 환경영향평가

The Study on Environmental Effects of DFDF

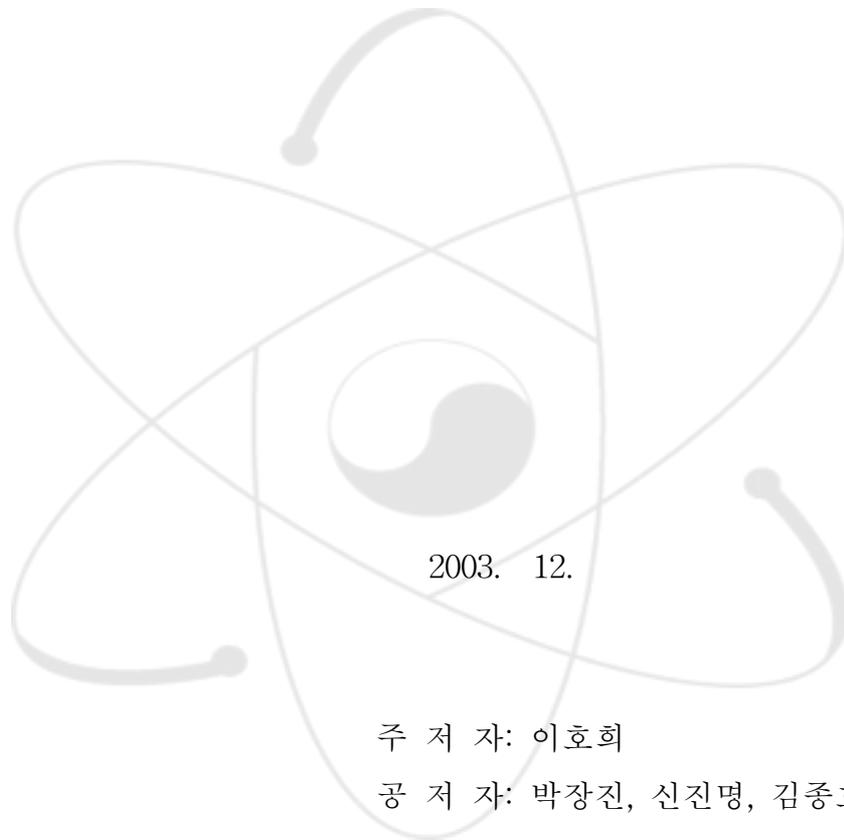
KAERI

한국원자력연구소

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 “건식공정 고방사성핵물질 처리기술개발” 과제의 “DFDF 시설의 환경영향평가”에 관한 기술보고서로 제출합니다.



2003. 12.

주 저 자: 이호희

공 저 자: 박장진, 신진명, 김종호, 양명승

요 약 문

핵비확산성 건식공정 산화물핵연료는 경수로 사용후핵연료를 재가공하여 원전에서 사용할 수 있는 핵연료로 개가공하는 개념으로, 건식공정 산화물핵연료 기술개발을 위한 실험적 검증을 하려면 각종 실험시설이 필요하며, 특히 이 실험은 고방사능 물질인 사용후핵연료를 초기물질로 사용하므로 고방사능 차폐시설인 핫셀 내에서 원격으로 조작되어야 하는 기술적 특성 때문에 적절한 공학적 요건과 안전성을 갖춘 시설이 필요하다.

건식공정 산화물핵연료 기술개발과제에서는 유사한 실험을 할 목적으로 건설된 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀을 개보수하여 전용시설(DFDF: DUPIC Fuel Fabrication Facility)을 구축하고, IMEF 시설의 건설·운영 변경허가를 신청하여 규제기관으로부터 '99. 7월 변경허가를 획득한 후 '00년 1월부터 실제 사용후핵연료를 사용한 실험을 수행하고 있다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행하고 있는 IMEF 시설의 활용 계획 확대에 따라 IMEF 지하에 위치한 예비 핫셀을 차세대관리종합공정 실증시험용 핫셀로 개보수할 예정이다. IMEF 핫셀에서 차세대관리종합공정 실증시험을 위해서는 증설되는 시설을 포함하여 IMEF 시설의 안전성을 재평가하여 규제기관으로부터 IMEF 시설의 건설·운영 변경허가를 획득하여야 한다.

이러한 상황변화에 따라 DFDF에서 최대 약 50 kgU/yr의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 DFDF 시설의 운영에 따른 IMEF 시설의 방사선 환경영향에 미치는 영향을 검토하였다. 부유선원, 환경방출량, 정상운전 시 환경영향에 의한 최대 개인피폭선량 및 사고시 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭선량 등을 분석하였다. 분석결과 DFDF 시설의 운영으로 인한 영향은 모두 설계기준을 만족하고 있는 것으로 분석되었다.

SUMMARY

A DUPIC nuclear fuel is a newly developed fuel for CANDU reactors based on the concept of refabrication of spent PWR fuel by a dry process. Because a spent PWR fuel, a highly radioactive material, is used as a starting material, the experimental verification of a DUPIC nuclear fuel fabrication requires an appropriate facility which satisfies engineering requirements and guarantees safe operation.

DUPIC nuclear fuel development team modified M6 hot-cell in IMEF to construct the dedicated facility called DFDF for the experiment. The team obtained the permission for IMEF modification from the regulatory body on July of 1999, and have conducted experiment since January of 2000 with spent PWR fuel.

According to the expanding IMEF utilization plan, the preliminary hot-cell located underground of IMEF will be modified for verification test of advanced spent fuel management process. Therefore, the safety of IMEF has to be re-evaluated including the expanding utilization plan to obtain the permission from the regulatory body for the construction, modification, and operation of IMEF.

Environmental effects of DFDF have been investigated when DUPIC nuclear fuel are fabricated with a maximum capacity of 50 kg U/yr. The results of analysis of the environmental effects for evaluating the radiological safety of DFDF facility have verified that both national regulation limit and IMEF design criteria are satisfied.

목 차

제출문	1
요약문	2
목차	4
제 1 장 서 론	7
제 2 장 방사선환경영향 평가기준	8
1. 평가대상 시설	8
2. 기준 건식공정핵연료 제조공정	10
제 3 장 기준 사용후핵연료 및 공정중 누출을	17
1. 기준 사용후핵연료	17
2. 공정 배기체 처리장치	17
3. 핫셀 배기계통	23
4. 방사선원항 결정	23
5. 핫셀 배기계통으로의 방출량 결정	28
6. 환경으로의 방출량 결정	34
제 4 장 정상운전중 환경영향 평가	37
1. 대기확산인자 및 침적인자	37
2. 방사선 피폭선량 평가	43
제 5 장 사고시 환경영향 평가	53
1. 유사시설 사고해석 검토	53

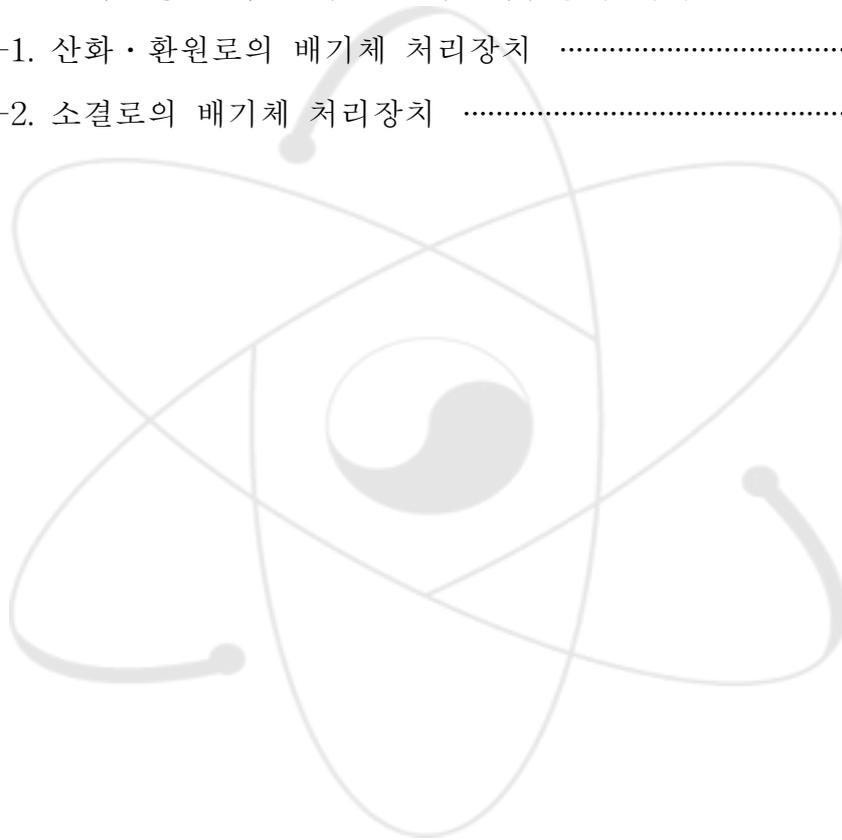
2. DFDF 대상사고의 선정	54
3. 단기대기확산인자	64
4. 사고시의 피폭선량 계산 방법	66
5. 사고해석결과	69
제 6 장 관련법규 및 IMEF 환경영향평가 결과와 비교	71
1. 핫셀내 부유선원	71
2. 환경 방출량	71
3. 정상운전시 최대개인피폭선량	74
4. 사고해석결과	74
제 6 장 결 론	75
참고문헌	77

표 목 차

표 2-1. IMEF 핫셀의 주요 제원 및 기능	13
표 2-2. IMEF M6 핫셀의 설계특성 및 부속설비 용량	14
표 3-1. 산화물핵연료 제조시험용 기준 사용후핵연료의 설계특성	18
표 3-2. 배기체 처리장치의 설계기준	21
표 3-3. 건식공정에서의 핵분열생성물의 누출율 예측	29
표 3-4. 기체방사성핵종의 종류 및 누출율	30
표 3-5. 산화·환원로에서의 핵종별 방출율 및 제거율	31
표 3-6. 소결로에서의 핵종별 방출율 및 제거율	32
표 3-7. 핫셀 배기계통으로의 핵종별 누출율	33
표 3-8. 핵연료내의 핵종별 방사능 및 핫셀 배기계통으로의 핵종별 누출율	35
표 3-9. 환경으로의 방출량	36
표 4-1. 정상운전시의 대기확산인자 및 침적인자	42
표 4-2. 정상운전시의 개인최대피폭선량	52
표 4-3. 피폭선량 비교	52
표 5-1. 사용후핵연료의 붕괴열	62
표 5-2. 핫셀내 화재시 방출선원	64
표 5-3. 사고시 대기확산인자	67
표 5-4. 사고후 호흡율	69
표 5-5. 핫셀 화재로 인한 최대개인 외부피폭선량	69
표 5-6. 핫셀 화재로 인한 최대개인 내부피폭선량	70
표 6-1. 핫셀 부유선원 비교	72
표 6-2. 환경방출량 비교	73
표 6-3. 최대개인피폭선량 비교	74

그림 목 차

그림 2-1. 조사재시험시설(IMEF)의 핫셀 배치도	12
그림 2-2. 건식공정 산화물 핵연료 제조시험 공정도	15
그림 2-3. 건식공정 산화물 핵연료 제조시험장치 배치도	16
그림 3-1. 산화·환원로의 배기체 처리장치	20
그림 3-2. 소결로의 배기체 처리장치	20



제 1 장 서 론

건식공정 산화물핵연료는 상용원전에서 배출된 경수로 사용후핵연료를 차폐시설 내에서 건식공정을 통해 산화물핵연료로 재가공하는 개념으로, 건식공정 산화물핵연료 기술개발과제에서는 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀에 건식공정 산화물핵연료 전용 제조시험시설(DFDF: DUPIC Fuel Fabrication Facility)을 구축하였다.

조사재시험시설의 M6 핫셀은 소량의 고연소도 핵연료의 파괴 및 비파괴시험을 위해 건설된 알파-감마 핫셀로서 건식공정 산화물핵연료의 제조시험을 위해서는 핫셀 내에서의 취급공정상 특성이 당초 설계와는 다르다. 이에 따라 건식공정 산화물핵연료 제조시험에 적합하도록 IMEF M6 핫셀의 일부를 개보수하여 DFDF 시설을 구축하고, 산화물핵연료 제조시험에 착수하기 앞서 규제기관에 조사재시험시설의 건설운영 변경허가를 신청하여 '99년 7월 규제기관으로부터 조사재시험시설의 건설운영 변경허가를 획득하고, '00년 1월부터 실제 사용후핵연료를 사용한 시험을 수행하고 있다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행하고 있는 IMEF 시설의 활용 계획 확대에 따라 IMEF 지하에 위치한 예비 핫셀을 차세대관리종합공정 실증시험용 핫셀로 개보수할 예정이다. IMEF 핫셀에서 차세대관리종합공정 실증시험을 위해서는 증설되는 시설을 포함하여 IMEF 시설의 안전성을 재평가하여 규제기관에 IMEF 시설의 건설·운영 변경허가를 획득하여야 한다.

이러한 상황변화에 따라 DFDF 시설에서 최대 50 kgU/yr의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 부유선원, 환경 방출량, 정상운전 시 환경영향에 의한 최대 개인피폭선량 및 사고시 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭선량 등을 분석한 후 IMEF 시설의 방사선 환경영향에 미치는 영향을 검토한다. 본 보고서는 평가의 일관성을 유지하기 위해 IMEF 시설과 차세대관리종합공정시설의 안전성분석을 수행한 바 있는 현대엔지니어링의 도움을 받아 작성한다.

제 2 장 환경영향 대상시설 및 기준공정

건식공정 산화물핵연료 제조시험에 따른 방사선환경영향 평가에 필요한 자료를 도출하기 위해 본 장에서는 방사선환경영향을 평가 영향을 미치는 평가 대상시설 및 기준 제조시험공정에 대해 간략히 기술한다.

1. 평가 대상시설

건식공정 산화물핵연료 제조시험은 조사후시험시설(PIEF)에 저장되어 있는 경수로 사용후핵연료 중의 일부를 사용하여 수행한다. 사용후핵연료로부터 핵연료봉 인출, 절단 등은 PIEF에서 수행하고, 절단연료봉을 이용한 Slitting, 탈피복, 산화/환원(OREOX)에 의한 분말제조공정, 소결체 제조공정, 연료봉 및 연료집합체 제조공정은 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀(DFDF 시설)에서 수행한다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 위해 PIEF에서 수행되는 작업은 환경에 영향을 줄 가능성은 극히 적으므로 본 환경영향평가는 건식공정 핵연료제조시험의 핵심공정을 수행하는 IMEF의 M6 핫셀을 대상으로 한다.

조사재시험시설 건물은 콘크리트 구조물로 구성되어 있으며 하나로 건물과 동위원소생산시설 건물에 인접하고 있다. 이 건물은 내진범주 1급 구조물로 구조물을 비롯하여, 각종 계통 및 부품은 안전정지지진(SSE) 혹은 설계기준지진(DBE), 부지설계지진(SDE) 및 기타 적용부하에서도 그 주어진 기능이 손상됨이 없이 견딜 수 있도록 설계되었다. 조사재시험시설은 1개의 수조, 6개의 중량콘크리트 핫셀, 1개의 납셀 및 부대시설로 구성되어 있었으나, 현재 경수로 사용후핵연료를 금속전환체로 제조하는 시험을 수행하기 위해 1개의 핫셀을 IMEF 지하에 증설할 예정이다. 각 핫셀의 배치도는 그림 2-1에 나타낸 바와 같고, 주요 제원 및 기능은 표 2-1과 같다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 위한 제반 공정설비 및 그 부속장치

가 설치되는 M6 핫셀은 내부 크기가 2 m(폭) × 23.8 m(길이) × 4 m(높이)로 알파-감마셀로 설계되었다.

M6 핫셀의 내부는 두께 3 mm의 스테인레스 스틸판으로 라이닝이 되어 제염이 용이하도록 설계되어 있고, 방사선 차폐를 위하여 벽체와 바닥 및 천장은 중량 콘크리트 구조물로 건설되어 있다. 벽체 두께는 1.1 m, 천장의 두께는 0.9 m로 내진 1등급 구조물로 설계되었으며, 셀 전면부에는 1.06 m(폭) × 0.84 m(높이) 크기의 방사선 차폐창이 셀의 길이 방향으로 10 개가 설치되어 있다. 차폐창 상부 좌우에는 원격조작기(M/S manipulator)가 한 쌍씩 설치되어 있으며, 원격조작기는 9 kg까지의 하중을 취급할 수 있다. IMEF M6 핫셀의 주요 특성은 표 2-2에 나타낸 바와 같다.

셀 내부에는 1 톤 하중의 취급용량을 갖는 핫셀 크레인이 설치되어 있으며, 핫셀 천장에는 루프도어(roof door)와 장비의 유지보수를 위한 격리실(isolation room)이 설치되어 있다. 이 격리실 바닥에는 M6 셀의 천장과 맞물려 해치 도어가 설치되어 있어 이곳을 통해 장비 및 물품을 반출·입할 수 있다. 이 밖에 M6a 및 M6b 핫셀 후면에는 출입도어(rear door)가 설치되어 있으며, M6b 셀의 출입도어에는 padirac cask를 접속시켜 핵물질을 이송할 수 있도록 padirac adaptor가 설치되어 있다. 또한 2 개의 tobogán이 핫셀 전면 벽에 설치되어 있고, 예비 plug hole 들도 설치되어 있다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 위해 수송용기에 적재된 상태로 PIEF로부터 운반하여 IMEF에 반입된 핵연료는 M6b 핫셀의 출입도어에 padirac cask를 접속하여 핫셀로 이송한다. 출입도어의 크기는 개구부 기준으로 1.0 m(폭) × 2.0 m(길이) × 1.1 m(두께)이고 무게는 약 9 톤이다. 도어의 중심에는 내경이 약 20 cm인 padirac adaptor가 설치되어 있다.

M6 셀의 환기계통은 시간당 12 회 이상의 환기횟수를 갖고, 부압이 -25~-40 mmAq이며, 개구면의 면속도가 0.5 m/s 이상이 되도록 설계되어 있다. 핫셀에는 공정 배기체 처리장치와 핫셀 환기계통이 설치되어 있다. 핫셀 배기계통은 셀내 필터(예비필터 + HEPA 필터)와 배기팬실 필터(HEPA 필터 + 활성탄필터 + HEPA 필터)로 구성되어 있으며, 냉각 시스

템은 셀 내에서의 총 발열원이 400 kW라는 가정 하에 셀 내부온도가 25~35 °C로 유지되도록 설계되었다.

M6 핫셀은 M6a와 M6b로 나누어져 있으나 크레인을 공유하여 함께 사용하도록 설계되었기 때문에 M6a와 M6b 핫셀 사이의 분리 벽에는 크레인 이동통로를 확보하기 위한 최소한의 공간이 뚫려 있다. 오염 물질의 이동을 방지하기 위해 M6a와 M6b 사이에 가변 분리벽을 설치하고, M6a 및 M6b 핫셀에 설치된 환기 damper를 조절하여 핫셀내의 공기는 항상 M6b에서 M6a 측으로 흐르도록 되어있다.

2. 건식공정 산화물핵연료 기준 제조공정

건식공정 산화물핵연료 제조공정은 PIEF에서의 경수로 사용후핵연료 집합체의 해체, 연료봉 인출 및 절단 공정과 IMEF에서의 slitting, 산화에 의한 탈피복 공정, 산화/환원(OREOX)에 의한 분말 제조공정, 소결체 제조공정, 연료봉 및 연료집합체 제조공정 등으로 크게 분류할 수 있다. 핵연료 제조공정의 개략적인 흐름도는 그림 2-2에 나타난 바와 같고, IMEF M6 핫셀에 배치된 장치의 배치도는 그림 2-3과 같다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험에 따른 방사선 환경영향에 주로 영향을 미치는 휘발성 및 준휘발성 방사성기체와 부유분진에 영향을 미치는 고온가공공정의 특성은 다음과 같다.

가. 분말처리공정

경수로 사용후 핵연료봉의 표면을 절개한 후에 산화공정을 통해 사용후 핵연료 분말을 추출하고 산화온도 450 °C, 환원온도 700 °C의 OREOX 공정을 3 회 수행하여 건식공정 산화물핵연료 원료분말을 제조한다.

OREOX 공정을 좀더 자세히 기술하면 사용후핵연료 물질 약 500 g을 2단 트레이에 넣고 산화/환원로에 장전한 후 3 회에 걸쳐 상온에서 450 °C로 승온→산화(1)→승온→환원(1)→감온→산화(2)→승온→환원(2)→감온→산화(3)→승온→환원(3)→80 °C로 감온→passivation→상온으로 감온한다.

이때 산화의 운전조건은 450 °C, 3 시간, 공기분위기(유량 : 3 L/min)이고, 환원의 운전조건은 700 °C, 5 시간, Ar-4%H₂ 분위기(유량 : 10 L/min)이며, passivation의 운전조건은 80 °C, 4시간, Ar-2%O₂ 분위기(유량 : 2 L/min)이다. 산화·환원로 승온 및 감온속도는 4 °C/min이다.

OREOX 공정을 거친 분말에 대해 450 rpm 및 600 rpm의 회전속도로 각각 10 분간씩 총 20분간 attrition 밀링을 수행한다. 밀링 분말의 성형성을 향상시키기 위하여 0.2~0.4 wt%의 zinc stearate를 혼합하고 유동성 및 충진율을 높이기 위하여 78 MPa로 예비압분한 후에 조립화를 시켜 건식 공정 산화물핵연료 원료분말을 제조한다.

나. 성형 및 소결

조립화 분말에 0.2~0.4 wt%의 윤활제(zinc stearate)를 첨가한 혼합분말을 polyethylene 병에 담은 후 5 분 정도 흔들어 균일하게 혼합하고, 118 ~ 392 Mpa의 압력으로 최종압분을 수행한다. 원활한 압분을 위해 첨가된 윤활제(zinc stearate) 제거를 위해 최종 압분된 압분체를 탈왁스로에 넣고 환원성 분위기(Ar-4%H₂)하 800 °C에서 2 시간 가열하여 탈왁스처리한다. 이때 가온 및 냉각속도는 4 °C/min이다.

탈왁스 처리한 압분체를 수소의 환원성 분위기(Ar-4%H₂)하 1,750 °C에서 4~7 시간동안 소결한다. 승온 시 800 °C까지는 분당 5 °C의 속도로 가열하고 800 °C부터 소결온도인 1,700 °C까지는 분당 3 °C의 속도로 가열하며, 냉각 시에는 분당 5 °C의 속도로 150 °C까지 냉각시킨다. 제조된 소결체를 무심연마기에서 건식 연마하여 소결체 직경 및 표면 거칠기를 조정한다.

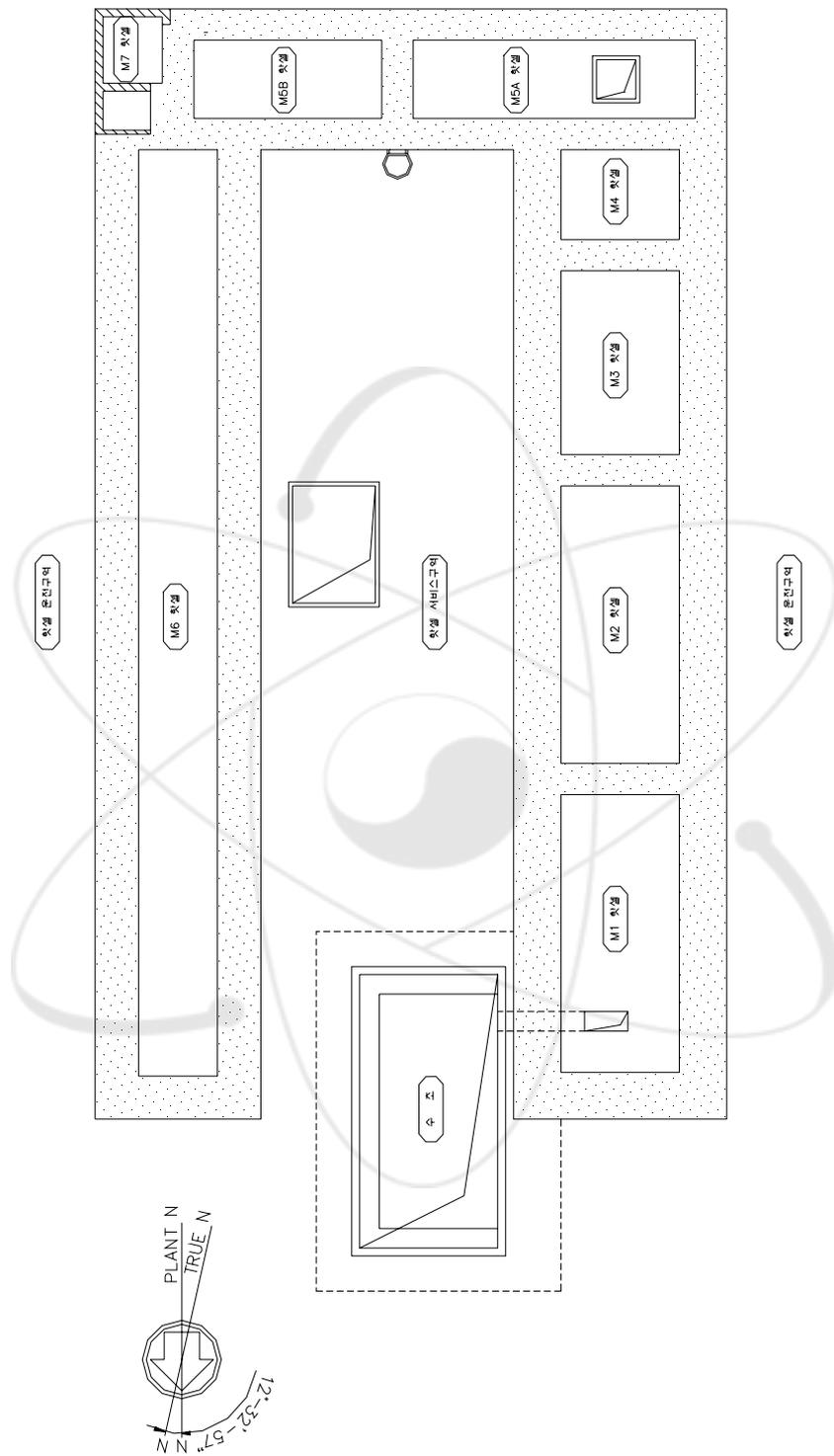


그림 2-1. 조사재시험시설(IMEF)의 핫셀 배치도.

표 2-1. IMEF 핫셀의 주요 제원 및 기능

IMEF 셀 (내부 크기, L×W×H, m)	내장기기	주요 기능
수조(6×3×10)		핵연료 집합체 저장
M1 (7×3×6)	A	외관검사장치 2~20배로 확대 관찰 및 사진 촬영
	B	치수측정장치 연료봉의 길이, 직경, 굽음 상태 측정
		와전류탐사장치 연료봉 피복관의 내외면 미세결함 조사
		감마스캐닝장치 측방향의 핵분열 생성물의 핵종강도 및 분포 측정
C	X-선 검사장치 X-선 투과사진 촬영 및 내부상태 검사	
M2 (7×3×6)	A	연료봉 천공장치 연료봉을 천공하여 내압 및 기체량 측정
	A	캡슐 절단기 조사장치 절단 및 해체
	B	밀링기기 기계적특성 시험용 시편 가공
M3 (4.7×3×6)	A	방전가공기 기계적특성 시험용 시편 가공
		미세절단기 시료 미세 절단
		마운팅프레스 미세절단된 시편 마운팅
	B	연마기(1) 현미경시료의 전처리단계로 시료 연마.
연마기(2) 전처리 연마된 현미경 시료를 마무리 연마		
M4 (2.3×3×6)	A	레진주입기 연료봉내부에 레진 주입
		연료채취장치 연료봉으로부터 시료 채취
M5a (7.1×2×4)	A	하이스코프 2~20 배 확대관찰, 시편 분류
		충격시험기 -150~300 °C 범위에서 충격시편의 흡수에너지 측정, 연성-취성전이온도 측정
		변형측정기 충격시편 변형상태 측정
	B	하이스코프 충격시편의 2~20 배 확대관찰, 파단면 촬영
		가스열처리로 25~900 °C 범위에서 열처리
		진공열처리로 25~900 °C 범위에서 진공 열처리
M5b (4.8×2×4)	A	열전도도측정기 25~800 °C 범위에서 열전도도 측정
		열팽창율측정기 25~800 °C 범위에서 열팽창율 측정
M6 (23.8×2×4)	A	동적인장시험기 -150~900 °C 범위에서 인장 및 피로 시험
	B	하이스코프 2~20 배 확대관찰, 파단면 촬영
M7 (2.6×1.5×2.7)	A	정적인장시험기 상온에서 인장/압축 시험
		핵연료 제조기기 건식공정 산화물 핵연료 제조
	B	핵연료 제조기기 건식공정 산화물 핵연료 제조
Hot Lab.	A	금속현미경 최대 1500 배 조직 확대 관찰 및 촬영
		미소경도기 재료 미소 강도 측정
	B	밀도측정기 핵연료 밀도 측정
		전자현미경(TEM) 조직을 100만배까지 확대하여 관찰
EPMA 시료제작장치	이온밀링장치 TEM 시료 제작을 위한 미세가공 및 이온가공	
	성분분석기(EPMA) Be에서 U까지의 방사성물질 분석하며 2차전자상 또는 후방회절전자상으로 파단면 관찰, 최소분석범위 0.1 μm, 최대 30만배 확대	
	시료 채취, 연마, Au/C 코팅	

표 2-2. IMEF M6 셀 설계특성 및 부속설비 용량

항 목	설계특성	비 고
기본설비 규격/ 용량 - M6 셀 크기 - STS Liner 두께 - 차폐벽 두께 - 납유리 (10 개) - Manipulator (10) - In-cell Crane - Suspension Crane - Rear Door	23.7 m(L) × 2 m(W) × 4.0 m(H) 3.0 mm 1.1 m 1.06 m × 0.84 m 9.0 kg 1.0 ton 3.0 ton 1.0 m(W) × 2.0 m(H) × 1.1 m(T)	Air Tightness로 서 셀 내부 방사 선량율이 2.5×10^{-3} Sv/h 이하일 때 개폐
설계특성 - 온도 - 압력 - Thermal Load - 분위기	25~35 °C -25~-40 mAq <400 kW N ₂ Gas	현재는 N ₂ Gas 분 위기를 적용하지 않음
핵물질 취급용량	1 Spent PWR Rod/2days - 180 day cooling - 33~55 GWD/MTU	
방사선 차폐용량	2.0×10^5 Ci(1MeV γ-ray)	건식공정 산화물 기 준 핵연료 537 kgHM 분량
환기설비	-15~-25 mAq (개구면 속도: 0.5m/sec 이상) (셀내 핵연료 처리용량인 1 PWR Rod/2days의 모든 방사선원이 100% 배출되는 것으로 가정.)	Once-through Flow
방사선 구역	8000 Zone : <150μSv/h 7000 Zone : <10 μSv/h	
전기용량(시설총량)	750 KVA	

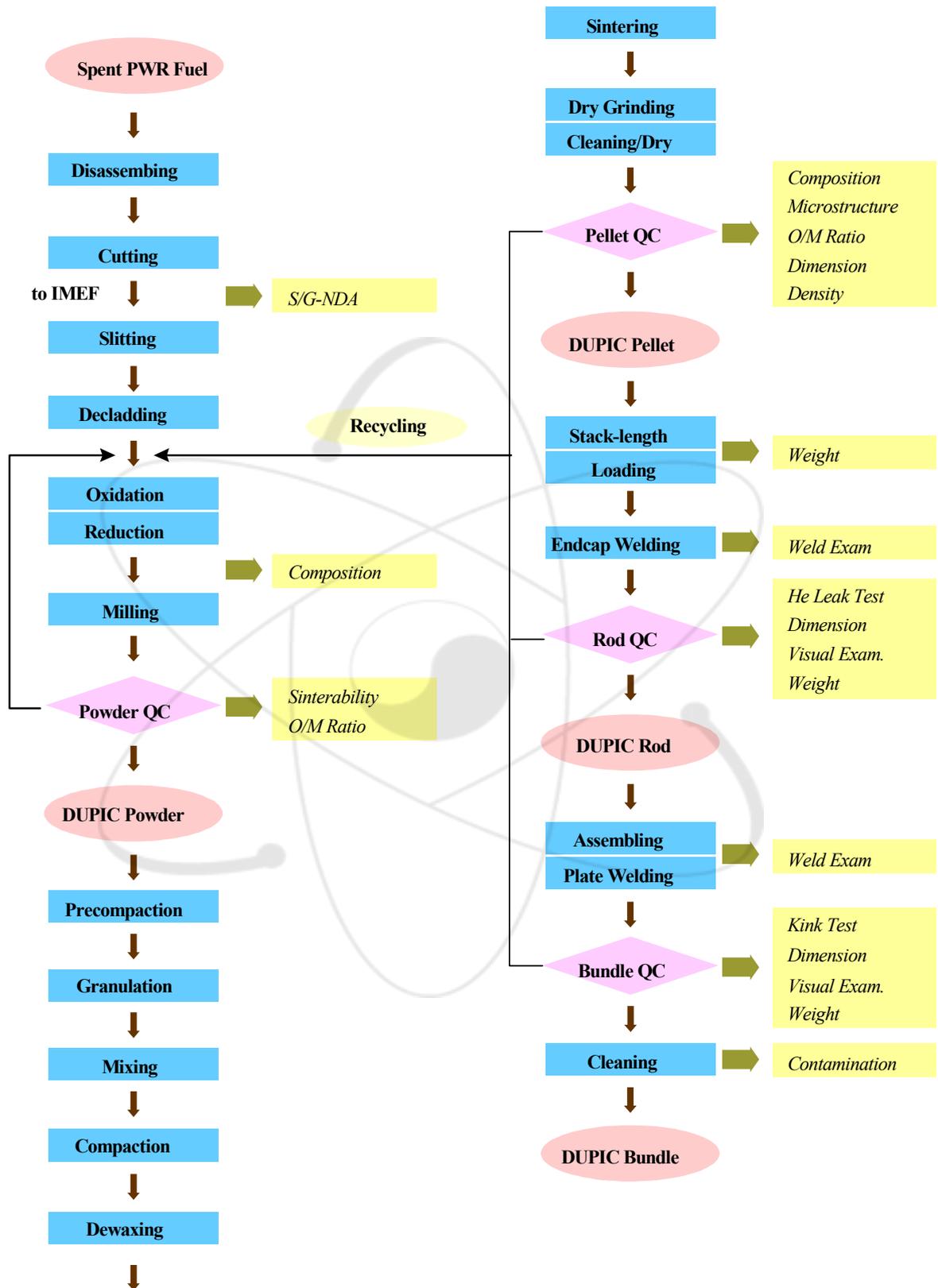
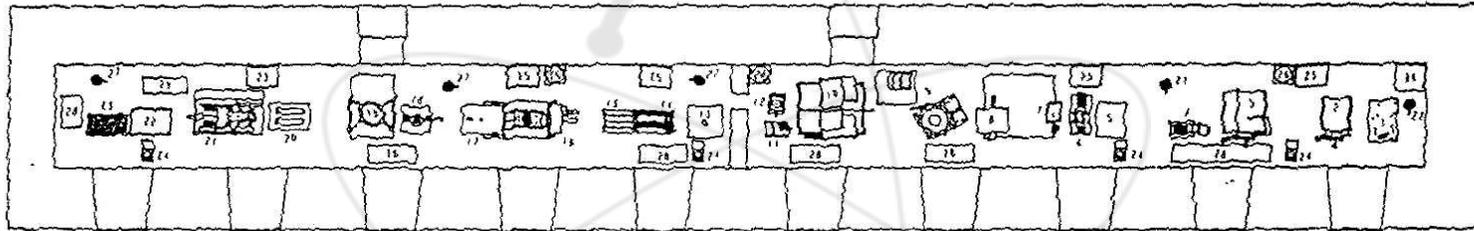


그림 2-2. 건식공정 산화물핵연료 제조시험 공정도.

Layout of DUPIC Equipment at IMEF M6



- | | | |
|------------------------|----------------------------|-------------------------|
| 1. Slitting Machine | 11. Pellet Cleaner | 21. End Plate Welder |
| 2. Oxidation Furnace | 12. Pellet Dryer | 22. Bundle QC Equipment |
| 3. OREOX Furnace | 13. Pellet QC Equipment | 23. Bundle Cleaner |
| 4. Mill | 14. Pellet Stack Adjuster | 24. Balance |
| 5. Roll Compactor | 15. Pellet Loading Machine | 25. Material Storage |
| 6. Granulator | 16. End Cap Welder | 26. Waste Storage |
| 7. Mixer | 17. Weld Flash Remover | 27. Vacuum Cleaner |
| 8. Compaction Press | 18. Helium Leak Tester | 28. Ventilation Filter |
| 9. Sintering Furnace | 19. S/G-NDA | 29. Ventilation Duck |
| 10. Centerless Grinder | 20. Rod QC Equipment | |

그림 2-3. 건식공정 산화물핵연료 제조시험장치 배치도.

제 3 장 기준 사용후핵연료 및 공정중 누출량

본 장에서는 방사선환경영향평가에 영향을 미치는 건식공정 산화물핵연료 제조시험에 사용되는 기준 사용후핵연료, 공정 배기체 처리장치 및 공정중 방사선핵종 누출량 등을 기술한다.

1. 기준 사용후핵연료

건식공정 산화물핵연료 제조시험은 PIEF 저장수조에 저장되어 있는 경수로 사용후핵연료중에서 1986년에 고리 1호기에서 방출된 G23 경수로 사용후핵연료 집합체에 포함된 핵연료봉의 일부를 인출하여 사용한다. 이 핵연료의 특성은 표 3-1에 나타낸 바와 같다.

본 평가에서는 ORIGEN II code를 이용하여 초기농축도 3.21 w/o, 연소도 34,770 MWD/MTU, 냉각기간 13 년인 사용후핵연료의 핵종별 방사능 함유량을 계산하여 그 결과를 이용한다. 현재 IMEF에서는 연간 10 kgU 이하의 소량 사용후핵연료를 사용하여 시험을 수행하고 있지만('01년 1월부터 '03년 8월까지 약 17 kgU 사용) 본 평가에서는 보수적인 평가를 위해 연간 최대사용량을 50 kgU으로 가정한다.

2. 공정 배기체 처리장치

건식공정 산화물핵연료 제조시험공정은 산화·환원에 의해 분말을 제조하고 이 분말을 펠렛으로 성형하여 소결하는 고온처리공정을 포함하고 있으므로 공정장치의 운전중에는 휘발성 및 준휘발성 방사성 기체와 부유분진이 발생할 수 있다. 이러한 기체상 및 부유분진 방사성물질로 핫셀오염을 방지하고 외부환경으로의 누출을 최소화하기 위해 OREOX 공정계통과 소결공정계통에는 특성에 맞는 방사성폐기물 처리공정 장치가 설치되어 있다.

표 3-1. 산화물핵연료 제조시험용 기준 사용후핵연료의 설계특성

Items	Descriptions	Specification
Fuel Assembly	<ul style="list-style-type: none"> - Rod Array - Rod Pitch (mm) - Dimensions (cm) - No. of Fuel Rods - No. of Instrument/ Guide Thimbles 	<ul style="list-style-type: none"> 14×14 14.122 19.712×19.712 179 17
Fuel Rod	<ul style="list-style-type: none"> - Outside Diameter (mm) - Inside Diameter (mm) - Clad Material - Length of Fuel Rod (cm) 	<ul style="list-style-type: none"> 10.72 9.48 Zircaloy-4 385.7
Pellet(fresh)	<ul style="list-style-type: none"> - Material - Enrichment - Fuel Stack Length 	<ul style="list-style-type: none"> UO₂, sintered 3.21 w/o of U-235 365.76
Spent PWR Fuel Composition (kg/MTU)	<ul style="list-style-type: none"> - U-234 - U-235 - U-236 - U-238 - Pu-239 - Pu-240 - Pu-241 - Pu-242 - Fissile Pu - Total Pu - Total Fuel(kg)/Assembly 	<ul style="list-style-type: none"> 0.136 7.625 4.211 941.39 5.305 2.229 1.320 0.556 6.624 9.410 374.9

건식공정 산화물핵연료제조공정 중 산화·환원 공정중에 발생하는 핵종 제거를 위한 배기체 처리계통도는 그림 3-1에 나타낸 바와 같으며 온도구배관(thermal gradient tube, TGT)을 이용하여 준휘발성 핵종을 응축시켜 처리한 다음에 미립자제거장치인 스테인레스스틸로 된 metal wool을 통하여 부유입자를 제거하고, silver impregnated zeolite를 이용한 요오드 제거 장치로 I₂를 포집하고 이어 molecular sieve 5 A를 이용한 삼중수소 흡수 장치로 HTO를 제거하도록 설계하였다. 최종적으로 HEPA 필터를 설치하여 미처리된 배기체를 처리한 후 핫셀로 배출된 다음 핫셀의 배기계통을 통해 환경으로 방출한다.

건식공정 산화물핵연료제조공정 중 소결 공정중에 발생하는 핵종을 제거하기 위한 배기체 처리계통도는 그림 3-2에 나타낸 바와 같으며 석탄회 세라믹필터를 이용한 세습포집장치로 방사선적 위험도가 높고 처리온도가 높은 세습을 처리한다. 은침착제 지올라이트를 사용한 요오드제거장치로 배기가스중 요오드화합물을 제거한 후 이어 온도구배관을 이용하여 준휘발성핵종을 응축시킨 후 최종적으로 HEPA 필터를 설치하여 미처리된 배기체를 처리한 후 핫셀로 배출된 다음 핫셀의 환기계통을 통해 환경으로 방출한다.

산화·환원로 또는 소결로에서 방출되는 미립자, 휘발성 및 준휘발성 방사성핵종을 포집하기 위하여 필터 및 핵종별 단위포집장치를 설치하였다. 배기체처리계통의 단위포집장치별 설계기준을 마련하고 물질수지도를 작성한 후 단위포집장치의 크기 및 포집재의 소요량을 산정한다.

포집장치에 대한 공정흐름도는 단위포집장치 들의 운전온도를 일차적으로 고려하고, 다음으로 처리기체에 의한 오염 및 성능저하 등의 상호관계를 고려하였다. 각 단위포집장치 들은 효율적인 보수·유지를 위하여 개별적으로 분리가 가능할 뿐만 아니라 포집재의 교체가 가능하도록 접속부위의 용접을 배제하고 swagelok으로 체결하였으며 manipulator의 접근성, 운전성 등을 고려하였다. 배기체처리장치 내의 단위포집장치별 설계기준은 표 3-2와 같다.

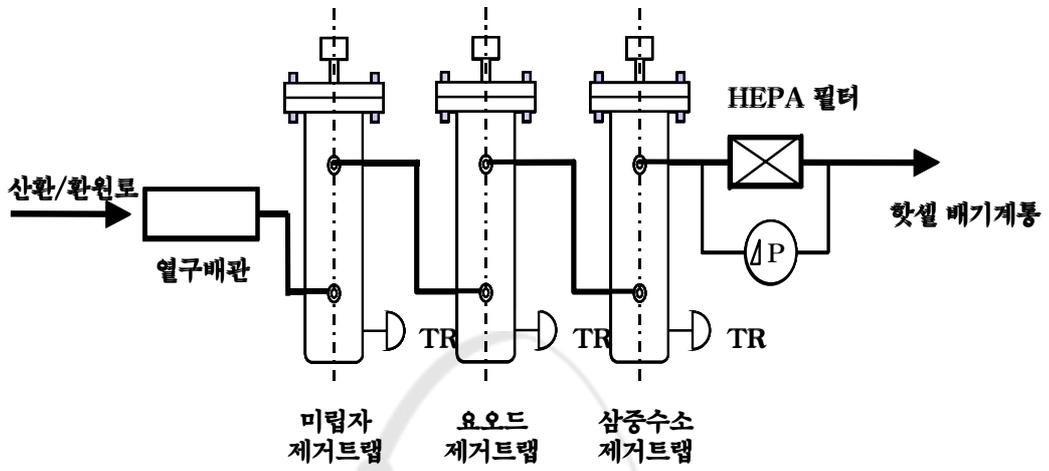


그림 3-1. 산화·환원로의 배기체 처리장치.

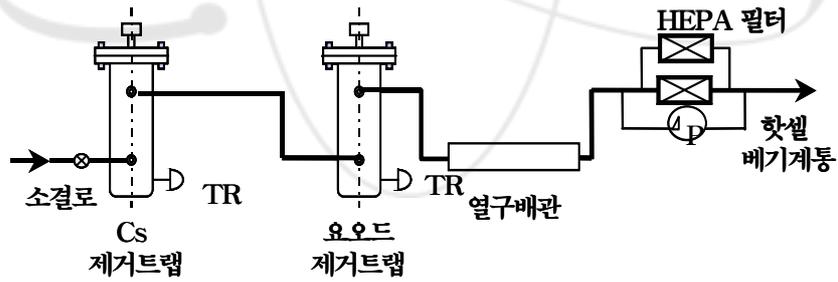


그림 3-2. 소결로의 배기체 처리장치.

표 3-2. 배기체처리장치의 설계기준

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

가. 세슘 Trap

준휘발성 성분 중 특히 세슘은 방사선적 위험도가 높고 아울러 복잡한 화합물 형태를 취하면서 여러 시설물에 잘 흡착되는 것으로 알려져 있으므로 공정의 안정 운전에 악영향을 미치므로 이를 포집하여 처리하여야 한다. Cs trap은 내경 80 mm, 높이 약 250 mm의 스테인레스스틸 316으로 만든 충전탑으로 탑 하부에는 포집재가 누출되지 않도록 지름 2 mm의 작은 구멍이 뚫어져 있는 두께 3 mm의 금속판을 설치하였다. 또 탑 하부에는 탑내의 온도를 측정할 수 있는 열전대를 설치하였다.

세슘의 포집재로는 석탄회를 이용하여 제조한 세라믹 기포여과체를 사용하였다. 소결로와 세슘 trap 사이에서 준휘발성 핵종인 세슘의 응축을 방지하기 위하여 소결로에서 세슘 trap에 이르는 배관을 500 °C로 가열 가능하도록 설계하였다. 즉 소결로에서 세슘 Trap까지의 배관을 직경 3.2 mm인 sheath heater(0.25 kW, 스테인레스스틸 316)로 감은 후 temperature controller에 의한 heater의 on-off 운전에 의하여 배관의 온도를 약 500 °C로 유지하도록 설계하였다. Cs trap 내의 설계온도는 800 °C, 설계압력은 3 kg/cm² 이다.

나. 요오드 Trap

요오드(I₂) trap은 내경 100 mm, 높이 약 250 mm의 스테인레스스틸 316으로 만든 충전탑으로 탑 하부에는 포집재가 누출되지 않도록 지름 2 mm의 작은 구멍이 뚫어져 있는 두께 3 mm의 금속판을 설치하였다. 또 탑 하부에는 탑내의 온도를 측정할 수 있는 열전대를 설치하였다. 포집재로는 은침착 제올라이트를 사용한다. 충전층 내의 온도는 약 120 °C이며 I₂ trap의 설계온도는 200 °C, 설계압력은 3 kg/cm² 이다.

다. 삼중수소 Trap

삼중수소 trap의 경우 내경 80 mm, 높이 약 250 mm의 스테인레스 스틸 316으로 만든 충전탑으로 탑 하부에는 포집재가 누출되지 않도록 지름 2 mm의 작은 구멍이 뚫어져 있는 두께 3 mm의 금속판을 설치하였다.

라. 미립자제거 Trap

배기체 중에 부유하고 있는 미립자의 제거에는 HEPA 필터가 사용된다. HEPA 필터는 불연성의 고성능필터(여과성능 : 0.3 μm 입자 99.97 %)를 이용한다. 고성능필터의 크기는 80 mm(길이) × 50 mm(폭) × 100 mm(높이)이고 입구, 출구 양단은 1/2 인치 유니온을 사용하였다. 압력손실은 공기유량 0.1 m³/분인 경우 9.5 mmAq이다.

마. 열구배관(Thermal Gradient Tube, TGT)

열구배관은 소결공정 중에 발생하는 핵분열생성물의 포집을 위한 것이다. 열구배관은 직경 0.95 cm (3/8"), 길이 30 cm의 가느다란 스테인레스스틸 튜브로서 소결로에서 발생하는 휘발성핵종, 준휘발성핵종들을 응축시킬 수 있도록 내부표면이 처리되어 있다.

3. 핫셀 배기계통

건식공정 산화물핵연료 제조공정에서 발생한 기체상 및 부유 방사성물질은 1차 공정 배기체 처리장치에서 처리 한 후 핫셀 배기계통으로 보내진다. 핫셀 배기계통은 셀내 필터(전처리필터 + HEPA 필터)와 배기팬실의 2차 필터(HEPA 필터 + 활성탄 필터 + HEPA 필터)로 구성된다. HEPA 필터는 0.3 μm 미립자에 대해 최소 99.97 %의 제거효율을 가지며 활성탄 필터는 CH_3I 에 대한 제거효율이 최소 99.75 %이다.

4. 방사선원항 결정

건식공정 산화물핵연료 제조공정에서 발생한 기체상 및 부유 방사성물질은 공정 배기체처리장치, 셀내필터 및 배기팬실 필터를 거쳐 하나로의 스택을 통해 환경으로 방출된다. 환경으로의 방출량을 결정하기 위해 우선 핵종별 방출량과 배기체 처리장치를 통과한 후의 방사선원을 산출하여야 한다.

가. 방사성물질 누출관련 기술자료의 검토

건식공정 산화물핵연료 제조공정중 누출되는 방사성물질의 핵종 및 양을 산출하기 위하여 사용후핵연료 내에서의 핵분열생성물의 거동을 살펴보고 각종 문헌 및 실험자료의 검토를 통해 예상되는 누출율을 산출한다.

(1) 조사된 핵연료 내에서의 핵분열생성물의 형성 및 이동

일반적으로 사용후핵연료 내에서의 핵분열생성물은 금속, 기체, 산화물 등의 3 가지 안정한 형태로 존재하며, 금속상들은 핵연료내 금속상태의 inclusion 형태로 존재할 수도 있다. 이들 중 몇가지의 원소들은 핵연료 내에서 위치, 즉 온도에 따라 금속뿐만 아니라 기체형태로 존재할 수 있지만 핵연료를 원자로에서 꺼낸 후에는 핵연료의 온도가 낮아지므로 모두 고체 금속상으로 된다.

CsI, CsBr, BaZrO₃, SrO, BaO 등은 독립상으로 존재하며, 희토류 원소

들은 La_2O_3 형태로 존재할 때 독립상으로 되지만, 주로 LaO_2 형태로서 핵연료와 고용체를 이루는 것으로 알려져 있다. 핵연료내에서 핵분열생성물의 분포는 형성(formation)과 이동(migration)의 두단계를 거쳐 연소도 분포에 따라 이루어지는 것으로 여겨진다.

특정한 핵분열생성물의 거동은 핵연료 내에서 생성장소, 연소도와 재배치에 따라 연속적으로 변화하는 핵분열생성물 농도와 열전도도, 열역학적 성질 등을 변화시키는 O/M비, 서로 다른 핵분열생성물로부터 형성되는 많은 수의 화합물과 금속 inclusion 등을 알아야 하므로 그 거동을 예측하기가 어렵게 된다.

핵분열생성물의 재분포는 조사(irradiation)에 의해 크게 영향을 받는데, 이는 inclusion과 고용체를 형성케하는 저온확산 과정을 용이하게 하고 재용해 기구에 의한 gas bubble의 핵생성과 성장을 조절하기 때문이다. 이때 Cs, Nb 등은 주로 핵연료 중심부와 columnar 입자 영역주위에 있고, equiaxed 입자영역에 조금 존재한다고 알려져 있다. 또한, Am, Nd, Cm 등도 주로 핵연료 외각에 모이는 경향이 있다. Kr, Xe, I, H_3 등의 기체와 Ce와 Nb와 같이 O/M비에 따라 휘발성 산화물을 형성하는 원소들은 높은 mobility를 갖는 핵분열생성물이며 이들 gas bubble은 저온부영역(unsaturated zone)에서 형성될 때 grain내에 분산되지만 고온부영역(equiaxed grain 성장영역)에서 형성될 때는 결정립계로 이동하여 축적되어 핵연료 외부와 연결되는 통로를 만들게 된다.

(2) 캐나다 OREOX 공정실험 자료 검토

캐나다 AECL에서는 1992년 건식공정 산화물핵연료 분말을 제조하기 위한 공정으로 OREOX(oxidation-reduction of oxide fuel)을 선정하였으며 1994년부터 본격적으로 핫셀 실험을 통하여 건식공정 산화물핵연료 분말제조 가능성을 연구하였다. OREOX 공정은 사용후핵연료를 산화/환원을 수 회 반복시킴으로써 중수로 핵연료 소결체 제조에 적합한 분말을 제조하는 방법이다.

AECL은 OREOX 공정에서의 핵분열생성물의 방출특성을 연구하기 위

해 핫셀 내에서의 실험실 규모의 실험 및 핫셀 외에서의 pilot scale 규모의 방출실험을 실시하였다. 실험에서는 산화/환원시 방출되는 기체 핵분열 생성물의 거동과 생성된 분말의 성상을 관찰하여 다음과 같은 결과를 얻었다.

- Kr은 사용후핵연료가 U_3O_8 분말로 산화될 때 대기조건하 400 °C에서 방출되었다.
- 얼어진 분말을 가열하면 대기조건하 1,400 °C에서 Cs은 97~98 %, Ru은 100 % 방출되었다.
- 산화·환원공정의 온도를 500 °C 이하로 억제하면 대부분의 Cs은 잔류하며 고온의 소결공정에서 방출되었다.

따라서 OREOX 공정의 특징으로는 noble gas 및 휘발성 반응생성물 (Cs, I, Te)의 99 %가 방출하며, 준 휘발물질(Ru, Mo)도 일부 방출된다.

위의 연구결과를 바탕으로 AECL은 OREOX 공정의 운전에 따른 환경으로의 방출량을 결정하기 위해 다음과 같은 가정을 사용하여 계산하였다.

- 99.9 %의 H, 100 %의 C, Br, Kr, I 및 Xe와 10 %의 Se, Rb, Mo, Tc, Ru, Ag, Te 및 Cs이 OREOX 공정으로부터 누출된다.
- 99.9 %의 H, 100 %의 C, Se, Br, Kr, Rb, Mo, Tc, Ru, Ag, Cd, Sb, Te, I, Xe 및 Cs이 1,200 °C의 산화단계에서 누출된다.
- OREOX 공정 및 1,200 °C의 산화단계에서 각각 0.5%의 Sr, Y, Zr, Nb, Pd, Rh, Sn, Ba 및 란타나이드(La 포함)가 부유된 입자의 형태로 누출된다.
- 0.1 %의 H, 100 %의 Se, Kr, Br, Rb, Sb, Te, I, Xe 및 Cs이 소결단계에서 방출되며 입자상 방출물은 없다.
- 배기체처리장치의 효율은 부유된 입자 및 UO_2 입자에 대해서는 99.9999 %이며 I에 대해서는 99.9 %이다.
- 입자상 핵분열생성물은 필터 이외에서는 제거되지 않는다.
- C 및 Kr에 대한 제거효율은 무시한다.

(3) AIROX 건식재처리 공정분석 자료 검토

AIROX는 미국의 atomics international에서 개발된 건식재처리 공정기술의 하나인 산화물핵연료의 산화-환원법으로서 본 과제와 유사한 건식처리 개념의 핵연료 주기를 목표로 개발된 공정이다. 건식공정 산화물핵연료 분말 제조공정에 채택한 OREOX 공정은 UO_2 를 400~500 °C에서 산화시켜 U_3O_8 으로 상변태시키고 600~850 °C에서 다시 환원시키는 과정을 반복해서 분말을 제조한 후, 통상적인 성형·소결공정으로 소결체를 제조하는 것이며 AIROX 공정은 이와 유사하게 사용후핵연료 소결체의 분말화와 피복관의 제거를 산화공정을 통하여 실시하고 얻어진 분말을 다시 환원시키고 그후 산화·환원공정을 3 회 반복하여 분말을 제조하고 농축된 UO_2 분말을 milling중에 혼합해서 성형·소결하여 핵연료로서 다시 사용한다.

연소에 따라 재배치 정도가 증가되면 AIROX 공정시 두 가지 요인에 의해서 방출되는 핵분열가스의 양이 많아지게 된다. 첫째는 결정립계에 모인 핵분열가스가 bubble interlinking을 형성하게 되어 gas plenum으로 방출되는 gas 양이 많아져서 punching과 탈피복시에 제거되는 핵분열가스 양이 많아지기 때문이다. 둘째로 소결체의 산화과정에서 입계파괴방식으로 분말화되면서 결정립계에 있던 가스들이 방출되기 때문이다. 만약에 재배치가 거의 일어나지 않으면 대부분의 핵분열생성물 가스는 입자 내에 존재하므로 소결체가 분말화되더라도 방출되지 않을 것이다.

분말화된 입자분포는 재배치된 입자가 균일한 크기를 갖지 않으므로 크기분포가 넓게 된다. 그러나, 조사되지 않은 UO_2 는 입내파괴가 일어나므로 최초의 입자크기가 주된 요인이 되지 않기 때문에 조사된 UO_2 더욱 적은 입자크기를 가지며, 그 분포 또한 좁게 나타난다. 이러한 예측들은 실험적으로 확인되었으며 재배치정도가 클수록 gas plenum으로 방출되는 핵분열가스가 증가되고, 재배치가 큰 소결체일수록 분말화되면서 입자크기가 증가된다.

일반적으로 핵분열반응동안 형성되는 원소들은 주기율표상의 Zn와 Gd 사이에 35종과 중성자 흡수와 붕괴로서 생기는 Pa, Np, Pu, Am 등 actinide 등이 있다. Kr, Xe, I, Br, T, radon 붕괴물 등의 기체들은 결정립계에 축적되므로 punching, 탈피복과 분말화되는 산화단계에서 방출되지

만 결정립 내에 분산되어 있는 기체들은 저온의 산화반응에서 방출되지 않고 이보다 고온인 환원반응과 소결체 형태로 재가공하는 소결단계에서 방출된다. 그러나, AIROX 공정시에 고용체를 이루거나 산화물 형태로 존재하는 핵분열생성물의 거동을 이해하기 위해서는 AIROX 공정의 열역학적 관점과 이와 관련되어 연구된 열역학적 자료들을 검토하여야 한다.

AIROX 공정은 400 °C ~ 500 °C의 산소분위기에서 산화, 600 °C ~ 900 °C 수소분위기에서 환원, 1,800 °C ~ 2,100 °C의 환원분위기에서 소결 등으로 구성된다. 이러한 반응에 따라서 이미 존재하는 산화물들은 더 높은 산화가를 갖는 산화물로 되었다가 환원되며, 산화되지 않았던 원소들은 산화 후 환원된다. 그러나, 이와 같은 원소나 화합물들이 휘발되어 방출될 것인가는 이들의 물리적, 화학적 성질에 따라 결정되는데 현재까지 연구된 산화물들의 물리적, 열역학적 자료들로서 AIROX 공정시에 산화물의 거동을 완전히 이해하기는 불충분하다. 비등점이 낮거나 증기압이 높은 원소와 산화물 등은 AIROX 공정시 휘발되어 방출될 것으로 예측되지만, Th, U, Zr, Nb, Mo, Ga, In, Y, La, Ce, Nd, Pr, Eu, Er, Gd 등의 산화물의 증기압은 2,000 K 부근에서 1 mmHg 보다 적은 것으로 보고되었다. 따라서 낮은 온도의 산화단계에서 상기의 휘발성 핵분열생성물은 방출되지 않는다. 그러나, 이와는 다른 As₄, As₂O₅, Cs₂O, Na₂O, Pb₃O₄, PbO₂ 등은 분해되지 않고 SeO는 승화되는 것으로 여겨진다.

900 K ~ 1,100 K 온도범위의 환원단계에서 Cd, Cs, Eu, Rb, Se, Cs₂O₃ 등은 비등하고 As와 GeO 등은 승화하게 된다. 그리고, 2,100 K에 이르는 소결단계에서 Ba, Ba₂O, Na, Sr, Te, Sb, Sb₂O₃ 등은 비등되고, RbO₂와 Rb₂O₃ 로 분해되며, CdO, In₂O₃, Na₂O 등은 승화하게 된다. 산화물의 휘발 여부는 산화물의 안정도에 의한 것이라 할 수 있으며 열적 안정도에 따라 분류하면 다음과 같다.

- high stability : Ce, Sa, Nd, Y, Pr, Ac, La, Sr, Ba, U, Th, Pu, Am, Zr 등 산화물
- intermediate stability : Zn, Ga, Ge, Nb, Mo, Tc, Cd, In, Sn, Na 등 산화물
- low stability : Ag, Rb, Ru, Pd, Rh, Te 등 산화물

- between intermediate and low stability: Cs, As, Sb, Se 등 산화물
여러가지 산화물중에서 Eu, Gd, Pm 등의 산화물에 대한 자료가 부족한데 이러한 원소들은 lanthanide이므로 Sm과 Pr의 산화물과 비슷한 안정도를 갖는 것으로 추측할 수 있다. Cs, Rb, Kr, Xe, T, I, Ra 등은 쉽게 방출하며 Ru와 Te 등은 어느 정도 방출이 가능한 원소이다.

결론적으로 dry process로 처리하여 재가공되는 과정에서 핵분열생성물 중 Cs, Rb, Kr, Xe, T, I, Ra, Ru, Te 등이 쉽게 방출한다고 볼 수 있다. 건식공정에서의 핵분열생성물의 누출율은 여러 연구에 의해 예측되고 있으며, 이를 정리하면 표 3-3에 나타낸 바와 같다.

나. 방사선원항의 결정

앞에서 검토한 바와 같이 불활성기체를 포함한 기체상원소들은 대부분 산화·환원공정에서 방출되며 Cs, Cd, Se, Sb, Rb, Te와 같은 휘발성기체의 일부는 산화·환원공정에서 방출하고 나머지는 대부분 고온의 소결공정에서 방출한다. Sr은 산화·환원공정 및 소결공정에서 안정한 SrO 형태로 존재하므로 누출되지 않는 것으로 보고 되었다. 방사선원항의 결정을 위해서 누출율은 표 3-4와 같이 결정하였다.

5. 핫셀 배기계통으로의 방출량 결정

위에서 검토한 공정에서의 누출율 및 제거율에 대한 각종 자료를 종합하여 건식공정 산화물핵연료 제조공정에서의 누출율 및 제거율을 산화·환원로 및 소결로에서 각각 표 3-5 및 표 3-6과 같이 적용하였다. 공정에서 발생하여 부유된 방사성물질은 배기체 처리공정에서 처리된 후 핫셀 배기계통으로 배출된다. 따라서 핵연료내의 총방사선원에 대한 핫셀 배기계통으로의 누출율은 표 3-7과 같다. 위와 같은 핫셀 배기계통으로의 누출율 및 ORIGEN II Code를 이용한 초기농축도 3.21 w/o, 연소도 34,770 MWD /MTU, 냉각기간 13 년인 사용후핵연료의 핵종별 방사능(연간 취급량 50 kg 기준)에 기준한 핫셀 배기계통으로의 누출량을 계산한 결과는 표 3-8과 같다.

표 3-3. 건식공정에서의 핵분열생성물의 누출율 예측

핵 종	누출율 (%)			
	AECL	INEL	Sciencetech	MIT
¹⁴ C	100	100	100	100
³ H	100	100	100	100
Ag	80	0	0	0
Cd	0	75	75	80
Cs	99	90	100	99
I	99	100	100	99
In	0	75	0	75
Ir	0	0	75	0
Kr	99	100	100	99
Mo	80	0	0	80
Pd	80	0	0	0
Rh	80	0	0	0
Ru	80	90	100	80
Se	80	0	0	99
Tc	80	Discrepancy	0	0
Te	99	75	75	99
Xe	100	100	100	100

표 3-4. 기체상 방사성핵종의 종류 및 누출율

핵 종	산화·환원공정 (%)	소결공정 (%)	비 고
H	100	-	약 50%는 피복관과 결합되어 있음
He	100	-	
Br	100	-	
Kr	100	-	
I	60	40	
Xe	100	-	
Ru	2	-	
Cs	2	98	
Tc	20	-	
Cd	-	100	
Se	10	90	
Sb	-	60	
Rb	5	95	
Te	10	90	
C	100	-	

표 3-5. 산화·환원로에서의 핵종별 누출율 및 제거율

핵 종	방출율 (%)	Thermal Gradient Tube	Particle Trapping Unit	Iodine Trapping Unit	Tritium Trapping Unit	HEPA 필터	핫셀배기 계통으로의 누출율
		DF=10	DF=10	DF=100	DF=1000	DF=3000	
H	100	-	-	-	10^{-3}	-	10^{-3}
He	100	-	-	-	-	-	1
Br	100	-	-	-	-	-	1
Kr	100	-	-	-	-	-	1
I	60	-	-	10^{-2}	-	-	6×10^{-3}
Xe	100	-	-	-	-	-	1
Ru	2	10^{-1}	-	-	-	3×10^{-4}	6×10^{-7}
Cs	2	10^{-1}	-	-	-	3×10^{-4}	6×10^{-7}
Tc	20	-	-	-	-	3×10^{-4}	6×10^{-5}
Cd	-	-	-	-	-	3×10^{-4}	-
Se	10	-	-	-	-	3×10^{-4}	3×10^{-5}
Sb	-	-	-	-	-	3×10^{-4}	-
Rb	5	10^{-1}	-	-	-	3×10^{-4}	1.5×10^{-6}
Te	10	-	-	-	-	3×10^{-4}	3×10^{-5}
C	100	-	-	-	-	-	1

표 3-6. 소결로에서의 핵종별 누출율 및 제거율

핵 종	방출율 (%)	Cesium Trapping Unit	Iodine Trapping Unit	Thermal Gradient Tube	HEPA 필터	핫셀배기 계통으로의 누출율
		DF=100	DF=100	DF=10	DF=3000	
H	-	-	-	-	-	-
He	-	-	-	-	-	-
Br	-	-	-	-	-	-
Kr	-	-	-	-	-	-
I	40	-	10^{-2}	-	-	4×10^{-3}
Xe	-	-	-	-	-	-
Ru	-	-	-	-	3×10^{-4}	-
Cs	98	10^{-2}	-	10^{-1}	3×10^{-4}	2.94×10^{-7}
Tc	-	-	-	-	3×10^{-4}	-
Cd	75	-	-	-	3×10^{-4}	3×10^{-4}
Se	90	-	-	-	3×10^{-4}	2.7×10^{-4}
Sb	60	-	-	-	3×10^{-4}	1.8×10^{-4}
Rb	95	-	-	10^{-1}	3×10^{-4}	2.85×10^{-5}
Te	90	-	-	-	3×10^{-4}	2.7×10^{-4}
C	-	-	-	-	-	-

표 3-7. 핫셀 배기계통으로의 핵종별 누출율

핵 종	산화·환원로의 누출율	소결로의 누출율	핫셀배기계통 으로의 누출율 합계
H	10^{-3}	-	10^{-3}
He	1	-	1
Br	1	-	1
Kr	1	-	1
I	6×10^{-3}	4×10^{-3}	10^{-2}
Xe	1	-	1
Ru	6×10^{-7}	-	6×10^{-7}
Cs	6×10^{-7}	2.94×10^{-7}	8.94×10^{-7}
Tc	6×10^{-5}	-	6×10^{-5}
Cd	-	3×10^{-4}	3×10^{-4}
Se	3×10^{-5}	2.7×10^{-4}	3×10^{-4}
Sb	-	1.8×10^{-4}	1.8×10^{-4}
Rb	1.5×10^{-6}	2.85×10^{-5}	3×10^{-5}
Te	3×10^{-5}	2.7×10^{-4}	3×10^{-4}
C	1	-	1

6. 환경으로의 방출량 결정

표 3-8의 누출량은 각 공정의 배기체처리장치를 통해 핫셀의 배기계통으로 누출되는 방사성물질의 양이며 이들 배기체는 다시 한번 핫셀의 배기체 처리계통을 거치면서 정화되어 환경으로 방출된다. 핫셀의 배기는 셀 내의 1차필터(PRE + HEPA)를 거쳐 핫셀 밖으로 배출되며 배출된 배기는 하나의 덕트로 모아진 후 2차필터(HEPA + 활성탄 + HEPA)를 거쳐 DUP 팬을 통하여 하나로 스택으로 배출된다. HEPA 필터는 $0.3\mu\text{m}$ 미립자에 대해 최소 99.97%의 제거효율을 가지고 있으며 활성탄 필터는 iodine에 대한 제거효율이 최소 99.75%이다.

하나로 스택을 통해 환경으로 방출되는 방사성물질의 양은 표 3-8에서 계산된 핫셀 배기계통으로의 배출량에 핫셀배기계통에 의해 제거되는 효과를 고려하여 산출한다. 핫셀의 배기계통을 통해 배출되는 배기는 3단의 HEPA 필터 및 1단의 활성탄 필터를 거쳐 배기되나 여기에서는 보수적으로 1단의 HEPA 필터 및 1단의 활성탄 필터만을 고려한다. 위의 가정에 따라 계산된 환경으로의 방출량은 표 3-9에 나타나 있다.

표 3-8. 핵연료내의 핵종별 방사능 및 핫셀 배기계통으로의 배출량

핵종	핵연료내 방사능(Ci/50-kg)				공정 배기계통 누출율	공정 배기계통 배출량 (Ci/50-kg)
	방사화 생성물	액티나이드	핵분열 생성물	합계		
H-3	6.40E+00		1.36E+01	2.00E+01	1.00E-03	2.00E-02
C-14	3.00E-02		6.15E-06	3.00E-02	1.00E+00	3.00E-02
Se-79			2.14E-02	2.14E-02	3.00E-04	6.41E-06
Kr-85			2.42E+02	2.42E+02	1.00E+00	2.42E+02
Rb-87			1.12E-06	1.12E-06	3.00E-05	3.35E-11
Tc-99	7.85E-06		6.90E-01	6.90E-01	6.00E-05	4.14E-05
Ru-106			3.23E+00	3.23E+00	6.00E-07	1.94E-06
Cd-113M			1.55E+00	1.55E+00	3.00E-04	4.65E-04
Te-125M	7.85E-04		6.40E+00	6.40E+00	3.00E-04	1.92E-03
Sb-125	3.21E-03		2.63E+01	2.63E+01	1.80E-04	4.73E-03
Sb-126			5.65E-03	5.65E-03	1.80E-04	1.02E-06
I-129			1.65E-03	1.65E-03	1.00E-02	1.65E-05
Cs-134			1.04E+02	1.04E+02	8.94E-07	9.30E-05
Cs-135			2.22E-02	2.22E-02	8.94E-07	1.98E-08
Cs-137			4.00E+03	4.00E+03	8.94E-07	3.57E-03
합계						2.42E+02

표 3-9. 환경 방출량

핵종	배기계통으로의 방출량(Ci)	HEPA 필터 제거율	활성탄필터 제거율	환경으로의 방출량(Ci)
H-3	2.00E-02			2.00E-02
C-14	3.00E-02			3.00E-02
Se-79	6.41E-06	3.00E-04		1.92E-09
Kr-85	2.42E+02			2.42E+02
Rb-87	3.35E-11	3.00E-04		1.00E-14
Tc-99	4.14E-05	3.00E-04		1.24E-08
Ru-106	1.94E-06	3.00E-04		5.81E-10
Cd-113M	4.65E-04	3.00E-04		1.40E-07
Te-125M	1.92E-03	3.00E-04		5.76E-07
Sb-125	4.73E-03	3.00E-04		1.42E-06
Sb-126	1.02E-06	3.00E-04		3.05E-10
I-129	1.65E-05		2.50E-03	4.13E-08
Cs-134	9.30E-05	3.00E-04		2.79E-08
Cs-135	1.98E-08	3.00E-04		5.95E-12
Cs-137	3.57E-03	3.00E-04		1.07E-06
합계				2.42E+02

제 4 장 정상운전 시 환경영향 평가

건식공정 산화물핵연료 제조시험 중에 발생한 휘발성 및 준휘발성 핵종은 핫셀 내의 공정 배기체 처리장치, 핫셀 내 필터 및 배기팬실 필터를 통해 하나로 굴뚝을 통하여 시설 외부로 방출된다. 방출된 방사성물질은 바람을 타고 환경으로 확산되고, 일부는 확산되면서 지표면에 침적된다. 환경으로 방출된 방사성물질은 직접, 간접으로 방사선피폭을 야기한다. 피폭 경로는 대기로 방출된 방사능 운에 의한 직접피폭, 방사능 운의 호흡에 의한 내부피폭, 방사성물질의 침적에 의해 오염된 농작물의 섭취를 통한 내부피폭 및 오염된 토양으로부터의 외부피폭 등이 있다. 본 장에서는 건식공정 산화물핵연료 제조공정이 정상적으로 운전될 때 환경에 미치는 영향을 평가한다.

1. 대기확산인자 및 침적인자

공정배기체 처리장치 및 핫셀배기체 처리장치를 통과하여 대기로 방출된 기체상 방사성물질은 주변의 기상 및 지형조건 등에 따라 대기를 통하여 이동·확산된다. 연간 평균 대기확산인자(이하 “대기확산인자”)는 방사성물질이 대기 중에 확산되는 정도를 나타내며, 연간 평균 침적인자(이하 “침적인자”)는 대기 중 방사성물질이 중력 등에 의해 지표에 침적되는 정도를 나타낸다. 대기확산인자 및 침적인자 평가는 미국 원자력규제위원회(US NRC)의 규제지침(Regulatory Guide) 1.111에 제시된 모델에 준한다.

본 시설에서 방출된 방사성물질은 하나로 굴뚝을 통해 외부로 방출된다. 대기확산인자의 계산은 원자력연구소의 하나로운영중 방사선환경영향 평가 자료를 이용하여 수행한다.

가. 대기확산인자 평가

대기확산인자는 지표방출과 고도방출에 대해 다르게 평가한다. 지표방

출의 경우 대기확산인자는 식 (4.1)과 (4.2)를 사용하여 계산한 값중 큰 값을 그 지점에 대한 대기확산인자 값으로 결정한다.

$$\frac{z}{Q}(x, k) = \frac{2.032}{x} RF(x, k) \sum_{ij} DP_{ij}(x, k) DC_i(x) f_{ij}(x, k) \cdot [U_i(\sigma_{zj}^2(x) + CD_z/n)^{\frac{1}{2}}]^{-1} \quad (4.1)$$

$$\frac{z}{Q}(x, k) = \frac{2.032}{x} RF(x, k) \sum_{ij} DP_{ij}(x, k) DC_i(x) f_{ij}(x, k) \cdot [\sqrt{3} U_i \sigma_{zj}(x)]^{-1} \quad (4.2)$$

여기서,

$\frac{z}{Q}$: 대기확산인자 (sec/m³)

x : 풍하거리 (m)

i : 풍속등급

j : 대기안정도 등급

k : 방향

U : 풍속등급의 중간값 (m/sec)

σ_{zj} : 수직확산계수 (m)

f : 발생빈도확률

RF : 공기의 재순환과 정체에 의한 보정계수

DP : 침적에 의한 감손계수

DC : 방사능 붕괴에 의한 감쇄계수

n : 방향 소구역수

C : 건물와류 상수 (0.5)

D_z : 건물높이 (m)

$$2.032 = \frac{2n}{(2\pi)^{3/2}}$$

방사능 붕괴에 의한 보정인자는 다음 식에 의해 평가된다.

$$DC_i(x) = \exp\left(\frac{-0.693 t_i}{T}\right) \quad (4.3)$$

여기서,

$$t_i = x / (86,400 \cdot U_i)$$

T : 핵종의 반감기 (d)

t : 플룸의 이동시간 (d)

고도방출의 경우는 식 (4.4)를 사용하여 대기확산인자를 평가한다.

$$\frac{\chi}{Q}(x, k) = \frac{2.032}{x} RF(x, k) \sum_{ij} DP_{ij}(x, k) DC_i(x) f_{ij}(x, k) \cdot \exp\left\{-0.5\left(\frac{h_e^2}{\sigma_{zj}^2(x)^2}\right)\right\} \quad (4.4)$$

여기서,

h_e : 플룸의 유효높이 (m)

풍속의 측정고도와 방출높이가 다르면 식 (4.5)에 의해 풍속이 보정된다.

$$CR = \left(\frac{H_{SL}}{H_{PL}}\right)^{EX} \quad (4.5)$$

여기서,

CR : 방출높이에서 풍속을 평가하기 위한 보정인자

H_{SL} : 방출높이 (m)

H_{PL} : 측정높이 (m)

EX : 상수로 대기가 불안정 또는 중립의 경우 0.25,
안정상태의 경우 0.50

플룸의 유효높이는 다음 식으로 평가된다.

$$h_e = h_s + h_{pr} - h_t \quad (4.6)$$

여기서,

h_s : 굴뚝의 높이 (m)

h_{pr} : 플룸의 상승높이 (m)

h_t : 지형의 높이 (m)

방출속도에 의한 플룸의 상승은 대기가 불안정 또는 중립일 경우 다음 식에 의해 계산된다.

$$h_{pr} = 1.44 \left(\frac{W_0}{u} \right)^{2/3} \cdot \left(\frac{x}{D} \right)^{1/3} \cdot D \quad (4.7)$$

여기서,

W_0 : 굴뚝에서 플룸의 방출속도 (m/sec)

D : 굴뚝의 내부직경 (m)

u : 굴뚝의 높이에서 평균 풍속 (m/sec)

굴뚝에서 플룸의 방출속도가 풍속의 1.5 배 보다 작으면 플룸이 하강하게 되는데 이때 다음 보정치를 사용하여 보정한다.

$$h_{pr} = 1.44 \left(\frac{W_0}{u} \right)^{2/3} \cdot \left(\frac{x}{D} \right)^{1/3} \cdot D - 3 \left(\frac{1.5 - W_0}{u} \right) \cdot D \quad (4.8)$$

$$h_{pr} = 3 \left(\frac{W_0}{u} \right) \cdot D \quad (4.9)$$

플룸의 상승고도는 식 (4.8)과 식 (4.9)를 비교하여 작은 값이 선택된다. 대기가 안정할 경우, 플룸의 상승고도는 먼저 다음 식을 사용하여 계산한다.

$$h_{pr} = 4 \left(\frac{F_m}{S} \right)^{1/4} \quad (4.10)$$

$$h_{pr} = 1.5 \left(\frac{F_m}{u} \right)^{1/3} \cdot S^{-1/6} \quad (4.11)$$

여기서,

$$F_m = \left(\frac{W_0 D}{2} \right)^2$$

$$S = \frac{g}{T} \frac{\partial \theta}{\partial z}$$

F_m : 모멘텀 플럭스 (m^4/sec^2)

S : 대기의 단열운동에 대한 단위 수직변위당 복원가속도 (sec^{-2})

g : 중력가속도 (m/sec^2)

T : 주변의 공기 온도 (K)

$\frac{\partial \theta}{\partial z}$: 온위의 수직구배

대기의 단열운동에 대한 단위 수직변위당 복원가속도 S 는 대기안정도 E, F, G에 대해 각각 8.7×10^{-4} , 1.75×10^{-3} , 2.45×10^{-3} 의 값을 갖는다. 대기가 안정할 경우 플룸의 상승고도는 식 (4.8), (4.9), (4.10), (4.11) 중 가장 작은 값이 최종적으로 선택되어 계산에 사용된다.

나. 지표 침적인자의 계산

방사성물질이 지표에 침적되는 정도를 나타내는 침적인자는 건침적만이 고려된다.

$$D/Q(x, k) = \frac{RF(x, k) \sum_j D_{ij} f_{ij}(k)}{(2\pi/n) x} \quad (4.12)$$

여기서,

$D/Q(x, k)$: 침적인자 (m^{-2})

D : 상대 침적율 (m)

다. 대기확산인자의 계산

본 평가에서는 한국원자력연구소 부지에 위치한 기상관측탑에서 측정된

연간 기상자료의 통계치 및 방사성물질의 방출특성자료를 사용하여 평가한 “대덕 원자력관련시설의 운영중 방사선 환경영향평가(2002년보)” 자료를 이용하였다. 이 보고서에서는 대기확산인자의 평가를 위해 미국 원자력 규제위원회의 규제지침 1.111에 근거하여 개발된 전산프로그램 XOQDOQ를 사용하였다. 하나로의 경우 방출유형특성상 고도방출에 해당하며, 기상 관측탑의 67 m 높이에서 측정된 자료를 사용하여 평가한 결과를 표 4-1에 나타냈다. 부지경계에서의 대기확산인자는 남(S)쪽 방향에서 최대치를 나타냈다.

표 4-1. 정상운전시의 대기확산인자 및 침적인자

방위	거리 (km)	지역	대기확산인자 및 침적인자			
			x/Q (sec/m ³)	$(x/Q)^D$ (sec/m ³)	$(x/Q)^{DD}$ (sec/m ³)	D/Q (/m ²)
S	0.8	부지경계 (최대피폭 지점)	1.308×10^{-4}	1.278×10^{-4}	1.186×10^{-4}	6.353×10^{-8}
NE	1.2	송강동	1.438×10^{-4}	1.388×10^{-4}	1.404×10^{-4}	5.037×10^{-8}
SE	2.0	관평동	1.002×10^{-6}	9.605×10^{-7}	9.835×10^{-7}	9.780×10^{-10}
ENE	6	신탄진	4.586×10^{-6}	3.839×10^{-6}	4.316×10^{-6}	1.059×10^{-9}
WSW	8	유성 관광단지	1.068×10^{-7}	8.434×10^{-7}	7.496×10^{-7}	2.234×10^{-10}
SSE	13	대전시 중심가	4.016×10^{-7}	2.828×10^{-7}	2.972×10^{-7}	1.533×10^{-10}

주) x/Q : 방사능붕괴 및 침적을 고려하지 않은 대기확산인자

$(x/Q)^D$: 방사능붕괴만을 고려한 대기확산인자

$(x/Q)^{DD}$: 방사능붕괴 및 침적을 고려한 대기확산인자

D/Q : 침적인자

2. 방사선 피폭선량 평가

최대피폭지점에서의 피폭경로별 피폭선량은 미 규제지침 1.109에 따라 다음과 같은 방법으로 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.

가. 방사선피폭선량 평가방법

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.

(1) 불활성기체에 의한 전신 및 피부 피폭선량

방사성 불활성기체 구름(uniform semi-infinite cloud)에 잠김으로써 받는 전신피폭선량은 다음과 같이 계산한다.

$$D_a^T = \sum_i C_{ai} D_{ai}^T \quad (4.13)$$

여기서,

D_a^T : 전신선량 (mrem/yr)

D_{ai}^T : 전신선량 환산인자 (mrem-m³/pCi-yr)

방사성 불활성기체 구름에 잠김으로써 받는 피부피폭선량 계산식은 다음과 같다.

$$D_a^S = \sum_i C_{ai} (1.11 D_{ai}^r SF + D_{bi}^S) \quad (4.14)$$

여기서,

D_a^S : 피부선량 (mrem/yr)

C_{ai} : 방사성핵종 i 의 공기중 농도 (pCi/m³)

1.11 : 단위환산인자 (mrem/mrad)

SF : 주거용 건물 차폐인자

D_{ai}^r : 감마선량 환산인자 (mrad-m³/pCi-yr)

D_{bi}^S : 피부에 대한 베타선량 환산인자 (mrem-m³/pCi-yr)

(2) 방사성물질이 침적된 토양에 의한 외부 피폭선량

방사성물질이 침적된 토양에 의한 피폭선량은 전신 및 피부 피폭선량이 계산되며 기타 다른 내부 장기에 대한 피폭선량은 전신선량과 같다고 가정하며 연령군에 대한 구별도 하지 않는다.

$$D_g = 3.17 \times 10^{-8} SF \sum_i C_{Si} \frac{1 - \exp(-\lambda_i t)}{\lambda_i} D_{gi} \quad (4.15)$$

여기서,

D_g : 외부 피폭선량 (mrem/yr)

3.17×10^{-8} : 단위환산인자(yr/sec)

SF : 주거용 건물 차폐인자

C_{Si} : 방사성핵종 i 의 지표면농도 (pCi/m²/yr)

λ_i : 방사성핵종 i 의 붕괴상수 (sec^{-1})

t : 토양에 방사성물질이 축적된 시간(시설수명의 1/2, sec)

D_{gi} : 선량환산인자 ($\text{mrem}\cdot\text{m}^3/\text{pCi}\cdot\text{yr}$)

(3) 호흡에 의한 피폭선량

호흡에 의해 흡입된 방사성핵종들은 폐에 피폭을 줄뿐만 아니라 다른 내부 장기에도 전이되어 피폭을 주게 된다. 다만 불활성기체의 경우에는 폐에 침적되지 않고 혈액에도 아주 작은 양만 흡수되므로 불활성기체의 흡입에 의한 피폭은 폐에만 주는 것으로 가정한다.

호흡에 의한 피폭선량은 1년 흡입후 피폭자의 일생동안 받게 될 예탁 선량(Committed Dose)으로 나타내며, 다음과 같은 식으로 계산한다.

$$D_{aj}^I = B \sum_i C_{ai} D_{aij}^I \quad (4.16)$$

여기서,

D_{ai}^I : 연령군 a , 장기 j 에 대한 호흡 피폭선량(mrem/yr)

B : 연간 호흡량(m^3/yr)

C_{ai} : 방사성핵종 i 의 공기중 농도 (pCi/m^3)

D_{aij}^I : 연령군 a , 방사성핵종 i , 장기 j 의 호흡선량 환산인자 (mrem/pCi)

(4) 농축산물의 섭취에 의한 피폭선량

본 계산에서는 1년간의 음식물 섭취에 의한 50년 선량예탁(50 year dose commitment)이 계산된다. 음식물 섭취피폭경로는 방사성물질에 오염된 농작물(곡식, 과일, 김장채소, 엽채류)섭취 및 오염된 사료로 사육된 축산물(우유, 쇠고기, 돼지고기, 닭고기)의 섭취에 의한 피폭경로로 대별된다.

농축산물의 섭취에 의한 피폭선량의 기본 계산식은 다음과 같다.

$$R_{aij} = C_{ip} U_{ap} D_{aij} \quad (4.17)$$

여기서,

- P : 피폭경로
- R : 음식물 섭취에 의한 피폭선량 (mrem/yr)
- C : 음식물내 방사성핵종의 농도 (pCi/ℓ 또는 pCi/kg)
- U : 음식물 섭취량 (ℓ/yr 또는 kg/yr)
- D : 음식물 섭취에 의한 선량환산인자 (mrem/pCi-ingestion)

(가) 농작물의 섭취에 의한 피폭선량

방사성핵종이 농작물에 오염되는 경로는 방사성물질이 농작물 표면에 침적되어 남아있는 경우와 뿌리를 통하여 오염된 토양내의 방사성물질을 흡수하는 두가지 경로가 있다. 농작물의 표면에 직접 방사성물질이 침적되는 경우 농작물내의 방사성물질의 농도는 다음의 식으로 나타낼 수 있다.

$$C_{iPL} = \frac{3.17 \times 10^{-8} C_{Si} r}{Y_V \lambda_{ei}} [1 - \exp(-\lambda_{ei} T_e)] \exp(-\lambda_i T_h) \quad (4.18)$$

여기서,

- C_{Si} : 방사성핵종 i 의 지표면농도 (pCi/m²/yr)
- r : 침적된 방사성물질이 농작물 표면에 붙어 있을 비율
- Y_V : 단위면적당 농산물 생산량 (kg wet weight/m²)
- $\lambda_{ei} = \lambda_w + \lambda_i$ (sec⁻¹)
 - λ_w : 기상에 의한 농작물 표면 방사성물질의 제거상수 (sec⁻¹)
 - λ_i : 방사성핵종의 물리적 붕괴상수(sec⁻¹)
- T_e : 농작물의 생장기간 (sec)

T_h : 농작물의 수확에서 소비까지의 시간 (sec)

뿌리를 통하여 오염된 토양내의 방사성물질을 흡수함으로써 생기는 농작물내의 방사성물질의 농도는 다음과 같다.

$$C_{iPr} = \frac{3.17 \times 10^{-8} C_{Si} B_{iV}}{p \lambda_i} [1 - \exp(-\lambda_i T_b)] \exp(-\lambda_i T_h) \quad (4.19)$$

여기서,

C_{Si} : 방사성핵종 i 의 지표면농도 (pCi/m²/yr)

B_{iV} : 생체농축인자 (pCi/kg wet weight/pCi/kg soil)

p : 유효 토양 표면밀도 (뿌리깊이, kg soil/m²)

λ_i : 방사성핵종의 물리적 붕괴상수

T_b : 토양에 방사성물질이 축적된 총기간

T_h : 농작물의 수확에서 소비까지의 시간 (sec)

그러므로 농작물 섭취에 의한 피폭선량은 농작물의 표면에 직접 방사성물질이 침적되는 경우와 뿌리를 통하여 오염된 토양내의 방사성물질을 흡수함으로써 생기는 농작물내의 방사성물질의 농도를 합하여 다음과 같이 계산된다.

$$R_{aPj} = \sum_i (C_{iPL} + C_{iPr}) F_P U_{aP} D_{aiPj} \quad (4.20)$$

여기서,

F_P : 연간 섭취하는 농작물중 방출된 방사성물질에 의하여
오염된 것의 비율

그러나 이 식은 H-3를 제외한 모든 핵종에 대해서만 적용 가능하다. H-3에 대하여는 대기내 수분중의 H-3 농도의 절반이 식물체내에 끌고루

분포되어 있다고 가정하여 다음과 같은 식으로 농작물내 H-3의 농도를 계산하여야 한다.

$$C_{iP} = C_{ta} (0.75)(0.5/H) \quad (4.21)$$

여기서,

C_{iP} : 식물체내 H-3 농도 (pCi/kg)

C_{ta} : 공기중 H-3 농도 (pCi/m³)

0.75 : 총 식물체 무게중 수분이 차지하는 비율

0.5 : 공기중 수분내 H-3의 농도와 식물체내 수분중의 H-3 농도비

H : 공기의 절대습도 (kg/m³)

따라서 H-3에 의해 오염된 농작물의 섭취에 의한 피폭선량은 다음과 같다.

$$R_{aHPj} = C_{ta} P (0.75)(0.5/H) F_P U_{aP} D_{aHPj} \quad (4.22)$$

여기서

R_{aHPj} : 작물의 H-3 섭취에 의한 피폭선량 (mrem/yr)

F_P : 간접 섭취하는 농작물중 방출된 방사성물질에 의하여 오염된 것의 비율

U_{aP} : 연령군 a , 피폭경로 P 의 사용인자
(ℓ /yr, kg/yr, hr/yr)

D_{aHPj} : H-3의 선량환산인자

(나) 축산물의 섭취에 의한 피폭선량

축산물에는 우유, 쇠고기, 돼지고기, 닭고기 등으로 나눌 수 있으며 이

들 가축이 먹는 사료 내 방사성물질의 농도는 농작물의 섭취에 의한 피폭 선량계산에서 구한 농작물 내 방사성물질의 농도와 동일하다고 볼 수 있다. 본 계산에서는 가축 중 소는 목초지에서 목초를 먹거나 저장된 사료를 먹는다고 가정하고 돼지, 닭은 곡식을 먹고 자란다고 가정한다.

쇠고기, 우유 등의 방사성물질의 농도(pCi/ℓ, pCi/kg)는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$C_{iP} = F_{iP} Q_P [C_{iP}^g f_P f_P^g + C_{iP}^S (f_P (1 - f_P^g) + (1 - f_P)) \exp(1 - \lambda_i T_S)] \times \exp(-\lambda_i T_h) \quad (4.23)$$

여기서,

F_{iP} : 방사성핵종의 사료로부터 축산물로의 전이계수 (day/kg, day/ℓ)

Q_P : 가축의 일일 섭취량 (kg/day)

C_{iP}^g : 목초(사료)내 방사성핵종농도 (pCi/kg)

f_P : 가축이 목초지에서 생활하는 연분율

f_P^g : 일일 섭취량중 가축이 목초지에 있을 때 섭취하는 비율

C_{iP}^S : 저장 사료내 방사성핵종의 농도 (pCi/kg)

λ_i : 방사성핵종의 물리적 붕괴상수

T_S : 저장사료 보관 기간 (sec)

T_h : 생산에서 소비까지의 기간 (sec)

돼지고기, 닭고기에 대하여는 사람이 먹는 곡물을 먹고 자란다고 가정하여 돼지고기, 닭고기내 방사성핵종의 농도(pCi/kg)를 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$C_{iP} = F_{iP} Q_P C_{iPr} \exp(-\lambda_i T_S) \exp(1 - \lambda_i T_h) \quad (4.24)$$

여기서,

T_s : 곡물의 수확에서 소비되기까지의 기간(sec)

축산물 내 H-3의 섭취에 의한 피폭선량은 농작물의 섭취에 의한 피폭선량계산에서 설명한 농작물 내 H-3의 방사성핵종 농도를 적용하여 계산하며 방사성붕괴는 고려하지 않는다. 또한 가축사료는 전부 H-3에 의해 오염된 것으로 가정하면 축산물 내 H-3 섭취에 의한 피폭선량은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$R_{aHPj} = F_{HP} Q_P C_{ta} (0.75)(0.5/H) U_{aP} D_{aHPj} \quad (4.25)$$

여기서,

R_{aHPj} : 축산물 내 H-3 섭취에 의한 피폭선량 (mrem/yr)

나. 피폭선량의 계산

주민피폭선량의 계산은 미국 원자력규제위원회의 규제지침 1.111에 근거하여 개발된 전산프로그램 GASPAR를 한국원자력안전기술원(KINS)에서 우리나라의 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.

따라서 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 없

는 경우 동 위원회에서 권고하는 화학적 형태의 선량환산인자를 적용하도록 권고하고 있다. 이들 원자력기구에서는 음식물 섭취에 의한 선량환산인자는 예탁실효선량과 23개의 장기 등가선량에 대해, 그리고 호흡에 의한 선량환산인자는 예탁실효선량과 26개의 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. 국제방사성방호위원회와 국제원자력기구에서는 6 개의 연령군으로 분류하고 있으나 본 평가에서는 성인에 대한 피폭선량만을 평가하였다.

다. 계산결과

GASDOS를 이용하여 건식공정 산화물핵연료 제조공정에서 하나로 스택을 통해 환경으로 방출된 방사성물질로 인한 부지 주변의 개인최대피폭선량 및 규제기준치와의 비교는 각각 표 4-2 및 표 4-3에 나타나 있다.

표 4-3에서 알 수 있듯이 건식공정 산화물핵연료 제조시험으로 인한 정상운전시의 일반주민에 대한 피폭선량은 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치를 모두 만족한다.

표 4-2. 정상운전시의 개인최대피폭선량

연령군	피폭종류	부지경계에서의 개인선량 (mSv/yr)							
		유효	소화기	뼈	간	콩팥	갑상선	폐	피부
성인	외부피폭	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	3.96E-04	1.36E-02
	내부피폭	8.87E-04	9.16E-04	8.72E-04	8.71E-04	8.72E-04	8.73E-04	8.71E-04	8.87E-04
	합계	1.10E-03	1.13E-03	1.08E-03	1.08E-03	1.08E-03	1.08E-03	1.27E-03	1.45E-02
십대	외부피폭	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	3.96E-04	1.36E-02
	내부피폭	9.88E-04	1.02E-03	9.70E-04	9.70E-04	9.70E-04	9.73E-04	9.70E-04	9.88E-04
	합계	1.20E-03	1.23E-03	1.18E-03	1.18E-03	1.18E-03	1.18E-03	1.37E-03	1.46E-02
소아	외부피폭	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	3.96E-04	1.36E-02
	내부피폭	1.09E-03	1.19E-03	1.05E-03	1.05E-03	1.05E-03	1.06E-03	1.05E-03	1.09E-03
	합계	1.30E-03	1.40E-03	1.27E-03	1.26E-03	1.26E-03	1.26E-03	1.45E-03	1.47E-02
유아	외부피폭	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	2.09E-04	3.96E-04	1.36E-02
	내부피폭	1.08E-03	1.24E-03	1.00E-03	1.00E-03	1.01E-03	1.01E-03	1.00E-03	1.08E-03
	합계	1.29E-03	1.45E-03	1.22E-03	1.21E-03	1.22E-03	1.22E-03	1.40E-03	1.47E-02

표 4-3. 피폭선량 비교

피폭 구분	단위	기준치	DFDF	%	비고
감마선에 의한 공기흡수선량	mGy	1.00E-01	1.73E-04	0.2	
베타선에 의한 공기흡수선량	mGy	2.00E-01	1.96E-02	9.8	
외부피폭에 의한 유효선량	mSv	5.00E-02	2.09E-04	0.0	
외부피폭에 의한 피부등가선량	mSv	1.5E-01	1.36E-02	9.1	
인체장기 등가선량(내부피폭)	mSv	1.5E-01	1.24E-03	0.8	소화기, 유아

제 5 장 사고시 환경영향 평가

DFDF 시설에서 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 발생 가능한 사고를 도출하기 위해서 유사한 시설에 대해 분석된 사고의 종류를 참고하였다. DFDF 시설은 일반적인 핵연료 제조공정을 포함할 뿐만 아니라 사용후핵연료를 취급하므로 일반적인 핫셀시설 및 사용후핵연료 취급 시설의 사고분석에 대해서 종합적으로 검토하여야 한다. 따라서, 조사재시험시설(IMEF), 핵연료가공공장, 일반적인 핫셀시설 및 DFDF 공정특성에 따라서 수행되었던 사고해석에 대해 검토하여 DFDF 시설의 사고해석을 수행하였다.

1. 유사시설 사고해석 검토

가. 조사재시험시설(IMEF)의 사고해석

조사재시험시설의 안전성분석보고서에서 해석된 사고의 종류는 다음과 같다.

- 배기덕트 파단사고
- 배기팬실 화재
- 핫셀내 화재
- 핵연료 추락사고
- 핵분열가스 포집중의 사고

사고해석내용을 검토한 결과 핫셀 내 화재를 제외하고는 DFDF 시설에서의 건식공정 산화물핵연료 제조시험공정의 도입으로 인해 사고해석의 결과에 큰 영향을 미치지 않는다고 판단된다. 다만, 핫셀 내 화재의 경우에는 취급 물질의 변화로 인해 방사선원이 달라지므로 사고해석의 결과가 달라지게 된다. 따라서, 핫셀 내 화재는 다시 해석되어야 한다.

나. 핵연료 가공공장

최근에 건설한 한전원전연료(KNFC)의 원전연료가공공장의 안전성분석 보고서에서 해석된 사고의 종류는 다음과 같다.

- 핵임계사고
- 폭발 및 화재의 동시사고
- 배기필터 화재사고

DFDF 시설에서의 건식공정 산화물핵연료 제조시험공정은 원전연료 가공공장과는 달리 소량의 사용후핵연료를 취급한다. 가상사고 조건 중에 핵물질이 판형으로 쌓일 경우 최적의 수분조건에서 핵임계의 발생가능성이 없는 것으로 분석되었다. 또한 배기필터 화재사고는 IMEF의 사고해석의 결과에 큰 영향을 끼치지 않는다. DFDF 시설에서의 건식공정 산화물핵연료 제조시험공정에서는 분진 및 수소가스를 취급하므로 폭발 및 화재에 대한 해석은 수행되어야 한다.

다. 일반적인 핫셀시설

DFDF 시설에서의 건식공정 산화물핵연료 제조시험공정은 사용후핵연료를 취급하므로 고방사능 차폐시설인 핫셀 내에서 이루어진다. 따라서 일반적인 핫셀시설에 대한 사고해석도 참고한다. 하나로의 부속설비인 핫셀설비에 대해 해석된 사고의 종류는 다음과 같다.

- 핫셀 내 화재
- 배기필터 화재

위에서 언급한 바와 같이 핫셀내 화재는 다시 분석되어야 하나 배기필터의 화재는 IMEF의 사고해석결과에 큰 영향을 미치지 않으므로 다시 해석될 필요는 없다.

2. DFDF 대상사고의 선정

DFDF 시설은 일반적인 핫셀설비, 사용후핵연료 취급시설 및 원전연료

가공공장과는 달리 사용후핵연료를 대상으로 하는 핵연료 원격제조시험시설로 공정의 특성상 다음과 같은 사고가 해석되어야 한다.

- 배기체 처리장치의 고장
- 분진폭발
- 수소폭발
- 붕괴열에 의한 위험성
- 핫셀 내 화재

가. 배기체 처리장치의 고장

조사재시험시설의 주배기계통에는 배기설비로부터 하나로의 굴뚝으로 방출하는 배기중의 오염준위를 연속적으로 측정하기 위한 duct monitor가 설치되어 있어 방사성물질의 방출량이 일정준위 이상시 경보를 발하고 배기팬의 운전을 정지시키므로 배기체 처리장치의 고장 시에도 처리되지 않은 배기가 환경으로 직접 방출하는 것을 방지할 수 있다. 따라서 배기체 처리장치의 고장에 의한 일반인의 피폭은 정상운전시의 피폭의 범위를 넘어서지 않는다.

나. 분진폭발

분체를 다루는 일반적인 공정에서 분진폭발이 일어날 수 있는 경우는 크게 3 가지 조건이 동시에 형성될 때 가능하다. 첫째로 분진운이 형성되어 있고 둘째로 이 분진 운과 함께 산화제 즉 공기나 산소와 같은 가연성 가스가 분진-가연성가스의 혼합가스 운을 형성하고 이와 함께 불씨를 제거하는 발화원이 있어야 한다. 또한 이들 조건이 모두 동시에 이루어 질 때 폭발의 위험성이 있다.

건식공정 산화물핵연료 제조공정 및 설비에 있어서 분진 폭발과 관련된 영향인자들을 분석하기에 앞서 우선 크게 분진 폭발이 일어나기 위해서 요구되는 요소에 대해 검토한다. 우선, 핵연료공정이 진행되는 시설에 있어서 위험요소가 있는지를 살펴보면 건식공정 산화물핵연료 제조공정은 크게 PIEF 9405 핫셀과 M6 핫셀로 나눌 수 있다.

먼저 PIEF 9405 핫셀에서는 절단공정이 진행된다. 길이가 약 4 m인 경수로 사용후핵연료봉을 약 25 cm 길이로 저속 다이아몬드 절단기를 이용하여 절단한다. 절단시 분진의 비산방지를 위한 별도의 장치 부착과 냉각유를 사용함으로써 분진 운이 형성될 수 없다. 따라서 PIEF에서 분진폭발의 위험성은 없다.

M6 핫셀에서의 건식공정 산화물핵연료 제조공정은 탈피복(decladding), 분말준비(powder preparation), 소결체 제조(pelletizing/sintering), 핵연료봉 제조(fuel rod manufacturing), 핵연료다발 조립(bundle assembling)으로 구분할 수 있다. 이들 공정중 폭발조건형성의 가능성이 있는 공정들을 살펴보면 다음과 같다.

- 탈피복 단계: slitting
- 분말준비 단계: 산화/환원공정, sieving, milling
- 소결체 제조 단계: 소결공정, 연삭공정
- 핵연료봉 제조 단계: 용접공정
- 핵연료 다발 조립 단계: 용접공정

각 단계의 공정중 사용장비들과 환경조건을 분석하고 폭발 가능성을 검토해 보면 다음과 같다.

탈피복 단계에서는 slitting 작업의 수행을 위해 slitting machine을 사용하게 되는데 이 장비는 절단된 핵연료봉을 피복하기 위해 내부에서 절단된 핵연료봉의 축방향을 따라 cutter가 절단하도록 되어 있다. 따라서 피복과정에서 핵연료봉 속에 있는 핵연료가 봉 속으로부터 나오게 되나 분체형태로서 나오기보다 덩어리형태로 나오게 되고 절단과정 중에서 미량의 분체형태가 나올 수도 있으나 그 양이 분진폭발의 상한 농도범위에 속하지 못하므로 분진폭발 위험성은 없다고 판단된다.

분말준비단계에서는 slitting된 연료봉을 산화/환원로에서 450 °C로 가열산화로 부피팽창시켜 핵연료와 피복관을 분리하고 이를 sieving하여 분리하고 산화에 의해 탈피복된 분말은 질소 또는 수소와 아르곤 가스의 혼합가스를 이용하여 600 ~ 700 °C에서 환원시키고 분말의 소결성 향상과 적절한 화학성분 조절을 위하여 천연 이산화우라늄을 혼합하여 milling 공

정을 수행한다. 이때 사용되는 장비로는 OREOX furnace와 powder mill을 사용한다. 산화/환원로 내부의 온도는 고온이고 산화과정 중에는 공기를 사용하므로 발화원과 산화제는 존재하나 핵연료는 노 내에서 산화/환원을 거치는 동안 분말덩어리로 응결되어 분진 운이 형성되지 못하므로 그 폭발 발생 가능성은 없다고 판단된다. 그리고 milling machine으로 attritor milling 장비가 사용되는데 분말물질은 밀폐된 밀링통 내에 주입되고 milling 후에 배출됨으로써 장비 내에서 분진 운 형성이 어려울 것으로 사료되며 특히 점화원이 존재하지 않는 상황이라 분진폭발 위험성은 없는 것으로 판단된다.

Milling 공정을 거쳐서 생산된 분말은 미세하며 유동성이 나쁘며 공기 중에 부유할 우려가 있으므로 유동성 개선과 방사능 오염확산방지를 위해 과립(granule) 형태로 만든다. 이를 위해 분말을 slug 형태로 제조하는 예비압분(precompaction) 공정과 예비압분된 slug를 일정한 크기로 과립화(granulation)하는 공정이 수행된다. 이 공정을 위해 roll compactor를 사용한다. 이 장비는 설계요건으로서 분말장전 및 배출시 분말이 누출되지 않도록 밀폐된 구조로 설계되었고 milling 공정에서 나온 미세분말을 직접 인수하도록 함으로써 분말이 분진운을 형성할 수 없는 조건이라 폭발위험성은 없는 것으로 판단된다.

소결체 제조단계에서는 운할제가 첨가된 과립분말을 성형다이에 넣고 일정압력을 가함으로써 압분체를 만들게 된다. 이를 위해 compaction press를 사용한다. 이렇게 제조된 압분체를 환원분위기, 1,700 °C 이상의 고온에서 소결체로 만들기 위해 고온 소결로(sintering furnace)를 사용한다. 이때 소결로에 주입되는 분말은 압분체이므로 분진운을 형성하지 못하며 따라서 분진폭발의 우려는 없다.

제조된 소결체를 균일한 치수로 만들기 위해 연마작업이 필요한데 이를 위해 무심연삭기(centerless grinder)를 사용한다. 연마과정 중에는 분진이 발생할 수 있으나 그 발생분진이 일정 농도의 분진운을 형성하기 어렵고 또한 이 장비에는 연마중 발생하는 분진을 처리하는 dust collector를 장착하였기 때문에 분진 발생에 따른 위험요소는 없다고 판단된다.

다음으로 핵연료봉 제조단계와 핵연료 다발조립단계에 용접작업이 속해

있으나 이는 건식공정 산화물핵연료 소결체를 피복관에 장전하고 양단을 용접하거나 다발의 접합부위를 용접하는 것으로 직접적인 분진 폭발과는 관련이 없으나 용접작업이 같은 IMEF M6 핫셀에서 진행되므로 주위에 분진운 형성 등과 같은 다른 분진 폭발조건이 있을 때 점화원으로서의 작용만 유의한다면 분진폭발 위험은 없다.

따라서 검토결과 몇몇 작업이 분진 폭발의 조건 중 한 가지 정도를 만족시킬 수도 있지만 분진폭발은 최소한 3 가지 조건 즉 일정농도의 분진운 형성과 산화제 존재 그리고 점화원이 동시에 만족되어야 하나 이런 경우는 없으므로 건식공정 산화물핵연료 제조공정에 있어서 분진폭발 위험성은 없다고 판단된다.

다. 수소 폭발

건식공정 산화물핵연료 제조공정중 수소를 이용하여 분말을 얻기 위해 산화/환원로를 운전하고, 소결체를 만들기 위한 소결로에서 수소 이용한 환원반응을 진행시킨다. 산화환원로와 소결로는 4 % 수소와 95 % 아르곤 가스의 혼합가스를 이용하여 각각 약 600 °C ~ 700 °C 또는 1,700 °C에서 산화/환원과 소결을 실시한다. 산화/환원로와 소결로는 전기 heater로 가열한다.

수소는 일반적으로 공기, 산소, 할로젠, 질소화물 등의 지연성 가스와는 연소반응을 일으키고 적당한 농도, 온도, 압력의 조건에서는 폭발적으로 반응한다. 이러한 반응들은 상온에서 에너지를 주어 일으키게 되나 불소 등과는 에너지를 주지 않아도 폭발적인 반응을 일으키고 그 외의 비금속 원소와는 적당한 촉매나 고온에서 반응하여 공유결합성의 수소화물을 형성한다.

건식공정 산화물핵연료 제조공정에서 수소는 공기와 차단시켜 발화원이 있어도 인화폭발을 일으키지 않는 상태로 저장, 수송 및 운전되고 있다. 그러나 수소가 누출되면 누설 등에 의해 공기중에 방출되면 공기와 혼합되어 가연성 혼합기체를 형성하게 된다.

일반적으로 수소폭발을 방지하기 위한 방법으로는 저장, 수송 및 운전

중에 있어서

- 제반 지침 및 법규를 준수하고
- 가능한한 사용량을 제한하고
- 점화원으로부터 격리하고
- 점화원을 근본적으로 제거하고
- 공기 즉, 산소를 배제시키고
- 누출감지와 이의 조절을 원활히 한다

수소누출로 인하여 폭발이 발생하기 위해서는 다음과 같은 요인이 동시에 충족되어야 한다.

- 누출된 수소가 지연성가스와 혼합되어 가연성 혼합가스를 형성하는 경우
- 일정 수소의 농도가 유지되는 경우
- 점화원이 존재하는 경우

따라서 수소가스의 사용 및 누출로 인한 폭발가능성 검토하기 위해 위의 3가지 요인들을 각각 분석하고 이들 조건들이 동시에 발생할 가능성이 있는 지를 검토한다.

(1) 점화원

앞서 분진폭발의 경우에서 살펴보았듯이 DFDF 시설에서의 건식공정 산화물핵연료 제조시험공정 중에는 다음과 같은 점화원이 존재한다. 고온의 산화/환원로, 소결로, 연마기, 압축기, 절단기 등의 장비들과 많은 모터 사용과 전기장비를 사용함에 따른 스파크 및 정전기 발생요소가 있다. 특별히 수소가스는 매우 낮은 점화에너지에서도 발화가능성이 있으므로 매우 작은 점화원에도 유의하여야 한다.

(2) 수소 농도 및 압력, 온도

건식공정 산화물핵연료 제조공정중 산화/환원 공정중에 수소를 사용하여 금속우라늄을 포함한 분말을 환원시키는 과정으로 이때 환원가스로 수

소를 사용하며 비활성가스인 95 %의 아르곤 가스와 4 %의 수소가스를 사용한다. 그러므로 수소농도는 수치만으로는 연소가능성 농도에 가까우나 산소나 공기와 같은 지연성가스와의 혼합가스중 차지하는 수소농도의 경우가 아니라 비활성가스인 아르곤 가스와의 혼합가스이므로 산화/환원로나 소결로 내에서는 문제로 되지 않는다.

(3) 지연성 가스와 혼합하여 혼합가스 형성

수소를 사용하는 공정은 탈피복과정의 산화/환원로에서와 소결체를 만드는 소결로에서 사용하게 된다. 그러나 이 두 장비에서는 지연성가스가 아니라 불활성가스인 아르곤을 사용하므로 수소폭발위험과는 거리가 멀다. 하지만 장비 또는 작업도중 발생할지 모를 누출 등에 의해서 핫셀 내에 수소가스가 배출될 수 있다. 그러나 핫셀 내에는 배기계통이 항상 운전 중이므로 누출된 수소가스가 핫셀 내에서 축적되지 않고 배기계통을 통해 바로 배기된다. 단지 배기구가 핫셀 바닥부위에 있음으로 해서 핫셀 상단 부분에 수소가스가 축적될 가능성을 완전히 배제하지는 못하므로 수소감지기를 설치하여 수소가스의 누출시 즉시 이를 감지, 폭발에 이르지 못하도록 하였다. 따라서 핫셀 내에서는 누출된 수소가스로 인한 폭발의 가능성은 없다고 할 수 있다.

위와 같이 건식공정 산화물핵연료 제조공정 및 장비들의 수소 폭발 가능성을 검토해본 결과 수소 폭발의 기본요건 즉, 점화원, 혼합가스 형성 및 폭발농도를 동시에 충족하는 경우는 발생하지 않으므로 수소가스 폭발에 의한 사고는 배제할 수 있다. 따라서 수소가스 폭발 및 화재의 동시발생 사고도 배제할 수 있다.

라. 붕괴열에 의한 위험성

방사성물질로부터의 붕괴열은 배출연료의 이송 캐스크와 저장/처리 설비 등의 설계에 있어서 매우 중요한 인자이다. 방사성핵종들의 알파와 베타선에 의한 붕괴열은 원자로를 운전하는 동안이나 운전정지 후의 중요한 열원이 된다. 핵분열생성물로부터의 붕괴열의 추정법은 ANS standard로

부터 얻을 수 있다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험은 경수로 사용후핵연료를 초기 물질로 사용하는 건식공정으로 시험기간중 사용하는 핵연료 물질의 누적량은 경수로 사용후핵연료를 기준으로 200 kg-U와 농축도 조정을 위해 혼합하는 비조사 UO_2 분말 80 kg-U으로 구성된다. 취급하는 핵물질의 형태는 절단 연료봉, 분말, 압분체, 소결체, 가공 부스러기, 미니 연료봉, 미니연료 다발, 연료봉, 연료다발, 시료 및 기타 시험에 의해 발생하는 폐기물 등이 있다.

표 5-1에는 사용후핵연료의 붕괴열량을 나타낸 것이다. 여기서 현 건식공정 산화물핵연료 제조공정에 사용되는 사용후핵연료의 총 누적 우라늄의 양은 대략 200 kg-U이다. 따라서 극한적인 상황 상정을 위해 냉각기간을 10 년으로 잡고 총 누적량을 대상으로 붕괴열을 계산해 보면 다음과 같다. 표에서 보듯이 냉각기간이 10 년인 PWR(4 w/o) 사용후핵연료의 붕괴열량은 1.4 kW/MTU이므로 붕괴열량 = $1.4 \text{ kW/MTU} \times 0.2 \text{ MTU} = 0.28 \text{ kW}$ 로서 미미한 열량이다. 따라서 건식공정 산화물핵연료 제조시험 공정중 사용후핵연료의 붕괴열에 의한 위험성은 없다고 결론지을 수 있다.

마. 화재

DFDF 시설에서의 화재가능성은 극히 희박하지만 보수적으로 해석하여 DFDF 시설에서 화재가 발생한다고 가정할 때, 방사선 위험이 가장 커지게 될 가능성은 화재에 의한 방사성물질의 누출이다. DFDF 시설에서 취급되는 핵연료는 자체로서는 인화성 및 발화성이 없을 뿐 아니라 용점도 상당히 높고, 시설 내부에는 화재를 조기에 감지하여 진화할 수 있는 화재 방호설비(halon 소화설비)가 마련되어 있으므로 실제적으로 DFDF 핫셀 내에서 화재가 발생할 가능성은 거의 없다. 따라서 화재로 인해 핵연료 파손으로 인한 방사성물질의 누출가능성은 극히 희박하다.

DFDF 시설에서의 화재가능성은 극히 희박하지만 본 절에서는 화재로 인한 피폭선량을 평가하기 위해 보수적인 가정을 통해 화재사고시의 누출 방사능량을 산정하고 이에 따른 주민의 피폭선량을 평가한다. 화재는 크게 핫셀내 화재 및 배기팬실 화재로 나누어 평가한다.

표 5-1. 사용후핵연료의 붕괴열

냉각기간 (년)	붕괴열 (kW/MTU)	
	PWR (4w/o)	CANDU
0.0	2,336	1,474
0.5	20.7	7.4
1.0	11.9	3.5
2.0	6.2	1.6
3.0	3.9	0.86
4.0	2.8	0.54
5.0	2.2	0.39
6.0	1.9	0.32
8.0	1.6	0.25
10.0	1.4	0.23
15.0	1.2	0.20
20.0	1.1	0.18

* 기준 핵연료

1) PWR : 40,000 MWD/MTU

2) CANDU : 7,500 MWD/MTU

(1) 핫셀 내 화재

핫셀 내에는 기본적으로 산화·환원로 및 소결로에서 사용되는 수소가스 외에는 가연성물질이 존재하지 않으므로 화재 발생시에도 확산가능성이 없어 국부적인 화재에 그치며, 가능성은 적지만 화재가 발생했을 경우에도 핫셀 내에 설치된 화재감지기와 halon 소화설비에 의해 즉시 진화할 수 있다. 그럼에도 보수적으로 해석하여 여기에서는 화재로 인한 잠재적인 방사선피폭을 평가하기 위해 핫셀 내의 화재로 인해 핫셀 내의 배기필터가 연소하여 배기필터에 축적된 방사성물질이 누출되는 사고에 대해 평가하였다. 방사성물질의 방출량을 다음과 같이 가정하였다.

- 핫셀 내 화재로 인해 핫셀 내에 설치되어 있는 필터는 영향을 받지만 배기팬실에 설치되어 있는 배기필터의 성능은 영향을 받지 않는다.
- 핫셀 내의 배기필터에는 최대 50 kg분의 핵연료를 취급할 때 발생하는 방사성물질의 최대로 축적되어 있는 것으로 가정한다. 보수적인 평가를 위해 운전기간에 따른 방사성핵종의 붕괴는 고려하지 않는다.
- 핫셀 내 화재시에도 핫셀의 기밀성은 유지되므로 방출된 원소는 핫셀 배기계통을 통해 환경으로 방출한다. 설령 핫셀 외부로 누출되더라도 핫셀의 운전구역 및 서어비스구역의 대기는 건물의 배기계통을 통해 환경으로 방출한다. 핫셀 내 화재시에도 핫셀의 배기는 다른 핫셀의 배기와 합쳐져 냉각되므로 배기팬실의 핫셀 배기필터 또는 건물의 배기필터는 손상되지 않는다. 따라서 방출된 원소는 대부분이 HEPA 필터에 의해 제거되며 극히 일부분만이 하나로의 스택을 통해 환경으로 방출된다. 핫셀 배기계통에는 활성탄 필터가 설치되어 있으나 사고시에는 기능을 상실하는 것으로 가정한다. 또한 불활성 기체는 공정운전시 모두 방출하여 핫셀 내에는 잔류하지 않으나 보수적인 평가를 위해 사고시 핫셀 내에서 취급된 핵연료에 포함된 모든 불활성 기체가 방출하는 것으로 가정한다.
- 사고시 방사성물질은 2시간 이내에 전량 방출되는 것으로 가정한다.

위와 같은 가정 하에서의 방사성물질의 방출량은 표 5-2에 나타내었다.

표 5-2. 핫셀내 화재시 방출선원

핵종	사고시 부유선원 (Ci)	HEPA 여과기	방출선원 (Ci)
		DF=1000	
H-3	2.00E-02	1.000E+00	2.00E-02
C-14	3.00E-02	1.000E+00	3.00E-02
Se-79	6.41E-06	3.000E-04	1.92E-09
Kr-85	2.42E+02	1.000E+00	2.42E+02
Tc-99	4.14E-05	3.000E-04	1.25E-08
Ru-106	1.94E-06	3.000E-04	5.82E-10
Cd-113M	4.65E-04	3.000E-04	1.40E-07
Te-125M	1.92E-03	3.000E-04	5.76E-07
Sb-125	4.73E-03	3.000E-04	1.42E-06
Sb-126	1.02E-06	3.000E-04	3.06E-10
I-129	1.65E-05	1.000E+00	1.65E-05
Cs-134	9.30E-05	3.000E-04	2.79E-08
Cs-135	1.98E-08	3.000E-04	5.94E-12
Cs-137	3.57E-03	3.000E-04	1.07E-06
Total	2.42E+02		2.42E+02

(2) 배기팬실 화재

배기팬실의 화재에 의한 환경영향을 평가하기 위해서는 먼저 필터에 축적된 최대 방사능량을 구해야 한다. 그러나 핫셀내의 배기체처리장치 및 HEPA 필터에 의해 운전중 방출된 방사성물질은 대부분 제거되어 배기팬실의 배기필터에 축적되어 있는 방사성물질의 양은 무시할만한 수준이다. 따라서 배기팬실의 화재에 의한 방사능 피폭은 별도로 고려하지 않는다.

3. 단기 대기확산인자

사고시의 방사선안전성을 평가하기 위한 단기대기확산인자는 부지에서 측정된 기상자료를 사용하여 미국 NRC 규제지침 1.145의 방법에 따라 계

산한다. 동 분석에서는 사고의 특성상 2 시간 이내에 모든 방사선원이 방출한다는 가정 하에 제한구역경계에서의 2 시간 이내의 단기대기확산인자를 사용한다. 또한 사고시 방사성물질은 하나로 굴뚝을 통해 방출하므로 고도방출만을 대상으로 한다. 계산하는 방법 및 절차는 다음과 같다.

먼저 1 년간 측정된 기상자료를 이용하여 nonfumigation 조건하에서의 고도방출에 대한 x/Q 를 부지제한구역의 거리에 해당하는 모든 16개 풍향소구역에 대해 계산한다. 계산식은 다음과 같다.

$$\frac{x}{Q} = \frac{1}{\pi U_h \sigma_y \sigma_z} \cdot \exp\left[-\frac{h_e^2}{2 \sigma_z^2}\right] \quad (5.26)$$

여기서,

- U_h : 방출높이에서의 풍속 (m/sec)
- h_e : 유효굴뚝높이 (m)
- σ_y, σ_z : 수평, 수직방향의 확산계수 (m)

각 소구역에 대해 각각의 풍속 및 대기안정도에 따라 계산된 x/Q 를 큰 값부터 작은 값까지 순차적으로 분포시켜 누적확률분포를 유도한다. 이 분포에서 가장 작은 x/Q 에 해당하는 누적확률분포값이 해당 소구역의 풍향분포값이 된다. 각각의 16개 소구역에서, 그 소구역 총 자료의 0.5 %를 초과하는 x/Q 값이 그 소구역 x/Q 값이 되며 16개의 최대소구역 x/Q 값중 최대의 값이 최대소구역 x/Q 값으로 결정한다.

같은 방법으로, 풍향에 관계없이 모든 x/Q 값을 모든 방향에 대해 누적확률분포를 유도한다. 이 분포에서 총시간의 5.0 %를 초과하는 값이 5% 부지 x/Q 값으로 결정한다.

또한 본 부지가 내륙에 위치하므로 fumigation 조건하에서의 모든 16개 풍향소구역에 대해 계산한다.

$$\frac{x}{Q} = \frac{1}{(2\pi)^{1/2} U_{h_e} \sigma_y h_e} \cdot h_e \quad (5.27)$$

여기서,

- U_{h_e} : 깊이가 h_e 인 층에서의 대표적인 풍속 (m/sec)
- σ_y : 수평방향의 확산계수 (m)

Fumigation 조건하에서의 x/Q 값이 nonfumigation 조건하에서의 x/Q 보다 큰 경우에 사고 발생후 30분 이내의 각풍향소구역에 대한 x/Q 값은 fumigation 조건하에서의 x/Q 값을 적용한다.

사고시 2시간 이내에 방출되는 방사성물질에 의한 주민의 피폭선량의 계산을 위해 사용하는 x/Q 값은 위에서 구한 최대소구역 x/Q 값과 5% 부지 x/Q 값중에서 큰 값을 적용한다.

2 시간 이후의 대기확산인자는 미국 원자력규제위원회 규제지침 1.111에 따라 계산된 장기 대기확산인자값과 2 시간 대기확산인자값을 내삽하여 계산한다.

본 평가에서는 미국 원자력규제위원회 규제지침 1.145에 따라 개발된 PAVAN 전산프로그램을 사용하여 단기대기확산인자를 계산하였으며 방출지점주위의 지형효과를 고려하였다. 기상자료는 2002년 1년간 하나로 기상대에서 측정된 값을 사용하였다. 방향별 최대의 x/Q 값을 갖는 거리에 대한 대기확산인자값을 각각 nonfumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자($(x/Q)_{99.5}$), fumigation 조건에서의 소구역별 대기확산인자($(x/Q)_f$) 및 모든 방향에 대한 대기확산인자($(x/Q)_{95}$)에 대해 표 5-3에 나타내었다.

표 5-3에 나타나 있는 바와 같이 nonfumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자값이 fumigation 조건하에서의 소구역별 대기확산인자값이나 모든 방향에 대한 대기확산인자값 보다 더 큰 것으로 나타났다. 따라서 0~2시간 사이의 대기확산인자값은 소구역별 대기확산인자값중 최대값을 갖는 W 방향 400 m 지점에서의 값인 1.38×10^{-2} 을 사용한다.

4. 사고 시의 피폭선량 계산 방법

본 항에서는 사고 시 외부로 방출되는 방사성 물질로부터 부지주변의 개인(성인)이 받는 피폭선량을 계산하는 모델을 기술한다. 소외 개인의 피폭선량은 외부 및 호흡 피폭선량으로 구분하여 평가한다.

표 5-3. 사고 시 대기확산인자

(단위 : sec/m³)

방 향	거 리 (m)	(x/Q) _{99.5}	(x/Q) _f	(x/Q) ₉₅
S	700	7.56×10 ⁻³	5.60×10 ⁻⁴	
SSW	800	3.17×10 ⁻⁴	1.83×10 ⁻⁴	
SW	1000	1.03×10 ⁻³	2.70×10 ⁻⁴	
WSW	700	6.30×10 ⁻³	5.60×10 ⁻⁴	
W	400	1.38×10 ⁻²	1.43×10 ⁻³	
WNW	400	8.67×10 ⁻³	1.43×10 ⁻³	
NW	700	2.27×10 ⁻³	5.60×10 ⁻⁴	
NNW	600	4.56×10 ⁻³	7.24×10 ⁻⁴	
N	700	5.47×10 ⁻³	5.60×10 ⁻⁴	5.01×10 ⁻³
NNE	700	6.34×10 ⁻³	5.60×10 ⁻⁴	
NE	900	2.78×10 ⁻³	3.68×10 ⁻⁴	
ENE	800	2.92×10 ⁻⁴	1.74×10 ⁻⁴	
E	300	8.59×10 ⁻⁵	2.37×10 ⁻⁴	
ESE	300	6.13×10 ⁻⁵	2.24×10 ⁻⁴	
SE	300	7.84×10 ⁻⁵	2.30×10 ⁻⁴	
SSE	800	1.53×10 ⁻³	3.88×10 ⁻⁴	

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. 주어진 기간동안 감마선에 의한 개인 실효선량은 다음 식으로부터 계산된다.

$$D_{wb} = 10^{12} \times \chi/Q \times 3.17 \times 10^{-8} \times \sum_i (DCF_{wbi} \times Q_i) \quad (5.28)$$

여기서,

D_{wb} : 사고기간동안 불활성기체로부터 소외개인이 받는 실효 선량 (mrem)

10^{12} : 환산인자 (pCi/Ci)

χ/Q : 주어진 계산기간 동안의 대기확산인자(sec/m³)

3.17×10^{-8} : 환산인자 (yr/sec)

DCF_{wbi} : 방사성핵종 i 에 대한 실효선량환산계수 (mrem-m³/pCi-yr)

Q_i : 사고기간 동안의 환경으로의 방출 방사능량 (Ci)

방사성운내에서의 호흡시 흡입된 핵종으로부터 받게되는 개인 피폭선량은 예탁실효선량 및 갑상선피폭선량에 대해 계산하며 계산식은 다음과 같이 표현된다.

$$D_{th} = 10^{12} \times \chi/Q \times B \times \sum_i (DCF_{thi} \times Q_i) \quad (5.29)$$

여기서,

D_{th} : 예탁실효 또는 갑상선 피폭선량 (mrem)

10^{12} : 환산인자 (pCi/Ci)

χ/Q : 주어진 계산기간 동안의 대기확산인자 (sec/m³)

B : 피폭중 호흡률 (m³/sec)

DCF_{thi} : 방사성 핵종 i 에 대한 예탁실효 또는 갑상선 선량 환산계수 (mrem/pCi-inhaled)

Q_i : 사고기간 동안의 환경으로의 방출 방사능량 (Ci)

사고후 소외 개인들의 시간에 따른 호흡률은 표 5-4에 나타나 있다.

표 5-4. 사고후 호흡률

사고후 경과시간	호흡률 (m ³ /sec)
0 ~ 8 hrs	3.47×10^{-4}
8 ~ 24 hrs	1.75×10^{-4}
1 ~ 30 days	2.32×10^{-4}

5. 사고해석 결과

사고에 의한 영향을 평가한 결과 핫셀내 화재가 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 핫셀내 화재에 따른 최대개인 외부피폭선량과 내부피폭선량은 각각 표 5-5 및 5-6에 나타나 있다. 사고해석 결과는 법규상의 기준치 및 조사재시험시설의 설계 기준치(법규의 1/100) 모두를 만족한다.

표 5-5. 핫셀내 화재시 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭선량

핵종	방출선원 (Ci)	외부피폭 환산인자 (mSv/sec PER pCi/m ³)	유효선량 (mSv)
Kr-85	2.42E+02	4.403E-15	1.47E-02
Total	2.42E+02		1.47E-02

표 5-6. 핫셀내 화재시 방출된 방사성물질에 의한 내부피폭선량

핵 종	방출선원 (Ci)	유효선량 환산인자 (mSv/pCi- inhaled)	갑상선 등가선량 환산인자 (mSv/pCi- inhaled)	유효선량 (mSv)	갑상선 장기등가선량 (mSv)
H-3	2.00E-02	6.660E-10	6.660E-10	6.38E-05	6.38E-05
C-14	3.00E-02	2.290E-10	2.290E-10	3.29E-05	3.29E-05
Se-79	1.92E-09	4.070E-08	1.410E-08	3.75E-10	1.30E-10
Tc-99	1.24E-08	1.480E-07	8.880E-09	8.80E-09	5.28E-10
Ru-106	5.82E-10	1.040E-06	9.990E-08	2.90E-09	2.78E-10
Cd-113M	1.40E-07	4.970E-08		3.32E-08	
Te-125M	5.76E-07	5.840E-10	1.310E-09	1.61E-09	3.61E-09
Sb-125	1.42E-06	1.780E-07	2.040E-08	1.21E-06	1.39E-07
Sb-126	3.06E-10	1.040E-07	1.330E-08	1.52E-10	1.95E-11
I-129	1.65E-05	3.550E-06	7.030E-05	2.80E-04	5.55E-03
Cs-134	2.79E-08	2.440E-07	2.330E-07	3.26E-08	3.11E-08
Cs-135	5.94E-12	5.990E-08		1.70E-12	
Cs-137	1.07E-06	1.700E-07	1.630E-07	8.72E-07	8.36E-07
Total	5.00E-02			3.79E-04	5.65E-03

제 6 장 IMEF 환경영향평가 결과와의 비교

본 장에서는 IMEF 시설의 일부인 DFDF(IMEF M6 핫셀) 시설에서 연간 50 kgU의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 이것이 IMEF 시설의 환경영향평가에 어느 정도 영향을 미치는지를 비교한다. 핫셀내 부유선원, 환경 방출량, 정상운전 시 최대개인 피폭선량 및 사고해석 결과를 비교한다.

1. 핫셀내 부유선원

DFDF 시설에서 연간 50 kgU의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 핫셀의 in-cell 필터로 들어가는 공정장치로부터의 부유선원과 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 부유선원을 비교하면 표 6-1과 같다. IMEF 시설의 안전성분석보고서의 핫셀 부유선원은 10,900 Ci/yr이고, DFDF 시설의 부유선원은 242 Ci/yr이다. 핫셀 부유선원 측면에서 DFDF 시설의 부유선원은 IMEF 시설의 부유선원의 약 2%에 불과하다.

2. 환경 방출량

DFDF 시설에서 연간 50 kgU의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 배기계통에서 정화된 후 하나로 골뚝에서 환경으로 방출되는 환경방출량과 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 환경 방출량을 비교하면 표 6-2와 같다. IMEF 시설의 안전성분석보고서의 기준 방출선원은 476 Ci/yr이고, DFDF 시설의 방출선원은 242 Ci/yr로서, 방출선원 측면에서 DFDF 시설의 방출선원은 IMEF 시설의 방출선원의 50%임을 알 수 있다. 환경으로 방출되는 방출량이 상대적으로 높게 나온 것은 HEPA 필터로 정화되지 않는 불활성기체인 크립톤의 영향 때문이다.

표 6-1. 핫셀 부유선원 비교

핵 종	핫셀 내 부유선원 (Ci/yr)		비 고
	IMEF	DFDF	
H-3	2.80E+ 00	2.00E-02	
C-14		3.00E-02	
Se-79		6.41E-06	
Kr-85	4.73E+ 02	2.42E+ 02	
Sr-89	6.92E+ 02		
Sr-90	2.38E+ 02		
Y-91	1.02E+ 03		
Zr-95	1.65E+ 03		
Nb-95	7.25E+ 02		
Mo-93			
Tc-99		1.04E-04	
Ru-103	7.79E+ 02		
Ru-106	1.44E+ 03	1.94E-06	
Cd-109			
Cd-113M		4.65E-04	
Cd-115M			
Te-125M		1.92E-03	
Te-127			
Te-127M			
Te-129			
Te-129M			
Sb-124			
Sb-125	2.16E+ 01	7.89E-03	
Sb-126		1.70E-06	
Sb-126M			
I-129		1.65E-05	
I-131	2.34E+ 01		
Cs-134	7.68E+ 02	9.30E-05	
Cs-135		1.98E-08	
Cs-137	3.46E+ 02	3.57E-03	
Ce-144	2.77E+ 03		
계	1.09E+ 04	2.42E+ 02	IMEF의 약2%

표 6-2. 환경방출량 비교

핵종	환경 방출량 (Ci/yr)		비 고
	IMEF	DFDF	
H-3	2.80E+00	2.00E-02	
C-14		3.00E-02	
Se-79		1.92E-09	
Kr-85	4.73E+02	2.42E+02	
Sr-89	6.24E-05		
Sr-90	2.13E-05		
Y-91	9.15E-05		
Zr-95	1.49E-04		
Nb-95	6.51E-05		
Mo-93			
Tc-99		1.24E-08	
Ru-103	7.02E-05		
Ru-106	1.29E-04	5.81E-10	
Cd-109			
Cd-113M		1.40E-07	
Cd-115M			
Te-125M		5.76E-07	
Te-127			
Te-127M			
Te-129			
Te-129M			
Sb-124			
Sb-125	1.95E-06	1.42E-06	
Sb-126		3.05E-10	
Sb-126M			
I-129		4.13E-08	
I-131	1.17E-03		
Cs-134	6.90E-05	2.79E-08	
Cs-135		5.95E-12	
Cs-137	3.12E-05	1.07E-06	
Ce-144	2.49E-04		
계	4.76E+02	2.42E+02	Kr의 영향이 99%

3. 정상운전시 최대개인피폭선량 비교

DFDF 시설에서 연간 최대 50 kg의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 정상운전 시 환경영향에 의한 최대 개인피폭선량과 IMEF 시설의 안전성분석보고서에 명시된 정상운전 시 최대 개인피폭선량을 비교하면 표 6-3과 같다. IMEF 시설의 안전성분석보고서의 최대 개인피폭선량은 기준치(과기부 고시 2002-23 : 방사선방호 등에 관한 기준)의 0.44 %에서 25.11 %로 법규를 만족하며, 또 DFDF의 최대 개인피폭선량은 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 최대개인피폭선량의 0.34 %에서 39.07 %에 불과하므로 모두 기준값을 만족시킴을 알 수 있다.

표 6-3. 최대개인피폭선량 비교

피폭 구분	단위	기준치 (A)	IMEF(B)	DFDF(C)	%		비고
					B/A	C/B	
감마선에 의한 공기흡수선량	mGy	1.00E-01	5.02E-02	1.73E-04	25.11	0.34	
베타선에 의한 공기흡수선량	mGy	2.00E-01	4.43E-04	1.96E-02	0.44	0.44	
외부피폭에 의한 유효선량	mSv	5.00E-02	5.35E-04	2.09E-04	1.07	39.07	
외부피폭에 의한 피부등가선량	mSv	1.5E-01	3.49E-02	1.36E-02	23.23	38.97	
내부피폭에 의한 인체장기 등가선량	mSv	1.5E-01	1.25E-02	1.24E-03	8.3	9.92	소화기, 유아

4. 사고해석 결과

DFDF 시설에서 연간 최대 50 kg의 사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 경우, 환경에 영향을 미칠 정도의 사고가 발생할 확률은 극히 적다. 그러나 보수적으로 해석하여 사고에 의한 영향을 평가한 결과 핫셀 내 화재가 가장 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 핫셀내 화재에 따른 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭선량은 1.47E-02 mSv, 내부피폭선량은 유효선량: 3.79E-04 mSv, 갑상선 장기등가선량: 5.65E-03 mSv로 평가되어 사고해석 결과는 법규상의 기준치(유효선량 : 3 Sv, 갑상선 : 2.5 Sv)을 만족할 뿐 아니라 법규의 1/100로 설정된 조사제 시험시설의 설계 기준치를 모두 만족한다.

제 7 장 결 론

DFDF 시설에서 연간 최대 50 kg의 사용후핵연료를 사용하여 실험을 수행할 경우, IMEF source term을 기준으로 한 환경영향에 어느 정도 영향을 미치는지를 분석하였다. 또한 방사선환경영향평가를 위해 정상운전시 및 사고시 시설로부터 방출된 방사성물질에 의한 주민의 피폭선량을 평가하였다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 핫셀의 in-cell 필터로 입력되는 공정장치로부터의 부유선원과 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 부유선원을 비교하면 IMEF 시설의 핫셀 부유선원은 10,900 Ci/yr이고, DFDF 시설의 부유선원은 242 Ci/yr로 평가되었다. 핫셀 부유선원 측면에서 DFDF 시설의 부유선원은 IMEF 시설의 부유선원의 약 2 %에 불과하다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 배기계통에서 정화된 후 하나로 굴뚝에서 환경으로 방출되는 환경방출량과 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 환경방출량 비교하면 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 기준 방출선원은 476 Ci/yr이고, DFDF 시설의 방출선원은 242 Ci/yr로서, 방출선원 측면에서 DFDF 시설의 방출선원은 IMEF 시설의 방출선원의 50 % 정도로 분석되었다.

건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 정상운전 시 환경영향에 의한 최대 개인피폭선량과 IMEF 시설의 안전성분석보고서에 명시된 정상운전 시 최대 개인피폭선량을 비교하면 IMEF 시설의 최대 개인피폭선량은 과기부 고시 2002-23호(방사선방호 등에 관한 기준) 기준치의 0.44 %에서 25.11 %로 법규를 만족하며, 또 DFDF의 최대 개인피폭선량은 IMEF 시설의 안전성분석보고서의 최대개인피폭선량의 0.34 %에서 39.07 %에 불과하므로 모두 기준값을 만족한다.

사용후핵연료를 사용하여 건식공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 경

우 환경에 영향을 미칠 정도의 사고가 발생할 확률은 극히 적으나, 보수적으로 해석하여 핫셀 내 화재에 따른 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭 선량은 $1.47\text{E}-02$ mSv, 내부피폭선량은 유효선량: $3.79\text{E}-04$ mSv, 갑상선 장기등가선량: $5.65\text{E}-03$ mSv로 평가되어 사고해석 결과는 법규상의 기준치(유효선량 : 3 Sv, 갑상선 : 2.5 Sv)을 만족할 뿐 아니라 조사재시험시설의 설계 기준치(법규의 1/100) 모두를 만족한다.



참고문헌

1. 황원태 외, 대덕 원자력관련시설의 운영중 방사선 환경영향평가, KAERI/CR-87/99, 1999
2. 이정원 외, DUPIC 핵연료제조 및 공정기술개발, KAERI/RR-2034/2001, 2002
3. 박장진 외, DUPIC 핵연료시설 기술개발, KAERI/RR-2221/2001, 2002
4. 신진명 외, DUPIC 핵연료 제조공정에서의 배기체처리계통 예비안전 성분분석, KAERI/TR-1643/2000
5. 이호희 외, AIROX 공정에 의한 사용후핵연료의 재순환, KAERI/TS-82/99, 1999
6. 한국에너지연구소, 고리주변환경종합평가 및 관련모델개발: 고리 원자력 주변주민 피폭선량 계산지침서, 부록 X, KAERI/NSC-397/89, 1989
7. Oak Ridge National Laboratory, QAD-CG A Point Kernel Code for Neutron and Gamma-Ray Shielding Calculations, 1977
8. 한국에너지연구소, 다목적연구용원자로의 환경영향평가보고서, 1986
9. 한국원자력연구소, 다목적연구로 안전성분석보고서(제11장 4절 조사재시험시설), KAERI/TR-322/92, 1994
10. 한국원전연료주식회사, 원전연료 성형가공 증설시설 안전성분석보고서, 1995
11. J.D. Sullivan and D.S. Cox, AECL's Progress in Developing the DUPIC Fuel Fabrication Process, AECL Chalk River Laboratories
12. 한국캠브리지필터(주), HEPA FILTER TEST 결과, 2000
13. 하나로 안전성분석보고서 변경내용(11. 4. 조사재시험시설), 2003. 07
14. 하나로 안전성분석보고서 개정판(11. 4. 조사재시험시설), 2000. 11
15. 원자력법, 시행령, 시행규칙
16. 과기부 고시 2002-23호(방사선방호 등에 관한 기준), 2003

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호		위탁기관 보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드	
KAERI/TR-2595/ 2003					
제목 / 부제		DFDF 시설의 환경영향평가			
연구자 및 부서명		이호희(건설공정핵연료기술개발부)			
연구자 및 부서명		박장진(건설공정핵연료기술개발부), 신진명(“), 김종호(”), 양명승(“)			
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년도	2003. 12
페이지	77 p.	도표	있음(o), 없음()	크기	26 Cm.
참고사항					
비밀여부	공개(o), 대외비(), — 급비밀		보고서종류	기술보고서	
연구위탁기관				계약번호	
초록 (15-20줄내외)		<p>건설공정산화물핵연료기술개발과제에서는 조사재시험시설(IMEF)의 M6 핫셀을 개보수하여 전용시설(DFDF: DUPIC Fuel Fabrication Facility)을 구축하여 실제 사용후핵연료를 사용한 실험을 수행하고 있다. IMEF 시설의 활용계획 확대에 따라 IMEF 지하에 위치한 예비 핫셀을 차세대관리종합공정실증시험용 핫셀로 개보수할 예정이다. 이러한 상황변화에 따라 DFDF에서 최대 약 50 kgU/yr의 사용후핵연료를 사용하여 건설공정 산화물핵연료 제조시험을 수행할 때 IMEF 시설의 방사선 환경영향에 미치는 영향을 검토하였다. 부유선원, 환경방출량, 정상운전 시 환경영향에 의한 최대 개인피폭선량 및 사고시 방출된 방사성물질에 의한 외부피폭선량 등을 분석한 결과 DFDF 시설의 운영으로 인한 영향은 모두 관련법규를 만족할 뿐 아니라 IMEF 시설의 설계기준도 만족하는 것으로 분석되었다.</p>			
주제명 키워드 (10단어내외)		건설공정 산화물핵연료, 건설공정, 선원, 안전성평가, 방사선환경영향평가, 사고해석, 인허가, 변경허가, 피폭선량			

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-2595/2003					
Title / Subtitle		The Study on Environmental Effects of DFDF			
Researcher and Department		H. H. Lee(Dry-Processed Fuel Tech. Develop. Dept.)			
Researcher and Department		J. J. Park(Dry-Processed Fuel Tech. Develop. Dept.), J. M. Shin("). J. H. Kim("), M. S. Yang(")			
Publication Place	Daejeon	Publisher	KAERI	Publication Date	2003.12
Page	77 p.	Ill.& Tab.	Yes(0), No ()	Size	26 Cm.
Note					
Classified	Open(0), Restricted(), ___ Class Document		Report Type	Research Report	
Sponsoring Org.				Contract No.	
Abstract(15-20 Lines)		<p>DUPIC nuclear fuel development team modified M6 hot-cell in IMEF to construct the dedicated facility called DFDF for the experiment. The team have conducted experiment since January of 2000 with spent PWR fuel. According to the expanding IMEF utilization plan, the preliminary hot-cell located underground of IMEF will be modified for verification test of advanced spent fuel management process. Environmental effects of DFDF have been investigated when DUPIC nuclear fuel are fabricated with a maximum capacity of 50 kg U/yr. The results of analysis of the environmental effects for evaluating the radiological safety of DFDF facility have verified that both national regulation limit and IMEF design criteria are satisfied.</p>			
Subject Keywords (About 10 words)		DUPIC fuel, safety analysis, nuclear criticality, radiological environmental evaluation, accident, shielding, licensing			