ISSN 1738-1142

Volume 3(2) 2005

Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2005

한국방사성폐기물학회

학술논문집

- 2005년 가을 -

일시 : 2005. 11. 17~18(목~금)
(Workwhop : 11. 16 수)
장소 : 경주 교육문화회관
후원 : (주)ENSA

사단법인 한국방사성폐기물학회

ISSN 1738-1142

Volume 3(2) 2005

Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2005

한국방사성폐기물학회
학술논문집

- 2005년 가을 -

일시 : 2005. 11. 17~18(목~금)
(Workwhop : 11. 16 수)
장소 : 경주 교육문화회관
후원 : (주)ENSA

사단법인 한국방사성폐기물학회

빈 면

목 차

제1분과 : 방사성 폐기물 정책 및 제염해체 좌장 : 정재학 · 이동규

09:00 방사성폐기물 안전관리 정보공개 홈페이지 운영 ····· 19

이관희 · 박원재 [한국원자력안전기술원]

조용백 · 정덕진 · 송지연 · 안경일 [대상정보기술㈜]

09:20 세계 각국의 방사성폐기물 관리기금 현황 및 제도 ····· 21

김성기 [한국원자력연구소]

09:40 우라늄변환시설 해체 콘크리트폐기물 자체처분을 위한 피폭선량평가 ····· 22

홍상범 · 김계홍 · 정경환 · 정운수 · 박진호 [한국원자력연구소]

10:00 우라늄을 포함하는 질산염 폐액의 미생물 분해 ····· 23

오종혁 · 이나현 · 황두성 · 최윤동 · 황성태 · 박진호 [한국원자력연구소]

조병렬 [충주대학교]

10:50 원자력연구시설 해체비용 산정을 위한 비용항목 구성 및 비용 영향인자 산출 방안 ····· 25

정관성 · 이동규 · 이근우 · 오원진 [한국원자력연구소]

11:10 Effects of the Slag Former on the Metal Melting and Radionuclides Distribution in an Electric Arc Furnace ····· 32

Pyung-Seob Song, Byung-Youn Min, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Chung and Won-Zin Oh [KAERI]

11:30 U(VI)폐액의 전기흡착처리 ····· 38

이유리 · 정종헌 · 오원진 · 박진호 · 박성원 [한국원자력연구소]

제1분과 : 방사성 폐기물 정책 및 제염해체(Poster)

P01A01 PFC 제염폐액 내의 미립자 제거를 위한 여과막 선정 및 여과장치 개발 ··· 41

김계남 · 정철진 · 원휘준 · 정종헌 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]

P01A02 Recycling of Perfluoroheptane by Distillation ····· 42
Hui-Jun Won, Gye-Nam Kim, Chong-Hun Jung
and Won-Zin Oh [KAERI]

P01A03 초임계 이산화탄소내 금속이온 추출을 위한 추출제 혼합 연구 ·····43
고문성 · 김문수 · 주보경 · 김홍두 · 김학원 [경희대학교]

P01A04 Melt Decontamination of Aluminum Waste by Electric Arc Melting ·····45
Wang-Kyu Choi, Pyung-Seob Song, Chong-Hun Chung
and Won-Zin Oh [KAERI]
Byung-Youn Min [CNU]

P01A05 CO_2 pellet 분사제염 최적조업특성 연구 ·····46
이중명 · 이승일 · 윤두병 · 정종헌 · 오원진 [한국원자력연구소]

P01A06 연구로 가상 해체 시설 설계 ·····47
박희성 · 김성균 · 이근우 · 오원진 · 박진호 [한국원자력연구소]

P01A07 방사성 금속폐기물 용융반응기의 모사 ·····56
강석환 · 강용 [충남대학교]
송평섭 · 최왕규 · 정종헌 · 오원진 [한국원자력연구소]

P01A08 QCM을 이용한 초임계이산화탄소-질산 마이크로에멀젼의 금속피막 제거 특성 ···58
주민수 · 고문성 · 박광헌 · 김홍두 · 김학원 [경희대학교]

P01A09 해체시설 알파 및 베타선 오염도 측정용 이중섬광체 제조 ·····60
우주희 · 서범경 · 정연희 · 김계홍 · 오원진 · 이근우 [한국원자력연구소]
한명진 [경일대학교]

P01A10 단위 해체공정의 방사선학적 안전성 검증을 위한 차등화 접근방법
- 제염해체 작업자 시나리오를 중심으로 ·····62
정재학 · 박원재 · 김홍태 · 이윤근 · 석태원 · 박상훈 [한국원자력안전기술원]

P01A11 연구소 내 저장 중인 방사성 오염토양의 처리방안 연구 ·····64
홍대석 · 조한석 · 김태국 · 손종식 · 강일식 [한국원자력연구소]

P01A12 규제해제를 위한 토양폐기물 분류의 간소화 방안 ·····65
조한석 · 홍대석 · 김태국 · 강일식 · 이범철 · 손종식 [한국원자력연구소]

제2-1분과 : 방사성 폐기물 처리　　좌장 : 이일희 · 박종길

09:00 유리화공정 고온영역에서의 방사성 배기체 유동해석 ……69
박승철 · 김병렬 · 신상운 [한수원㈜원자력환경기술원]
이진욱 · 강원구 · 홍석진 [ATES㈜]

09:20 Evaluation on SGBD demineralizers and Optimized Cation/Anion Resin ratio in PWR NPPs ……79
Sung Ki-Bang, Nam Yong-Jae and Lee Jae-Sung [NETEC]

09:40 삼중수소 활용을 위한 자발광유리관 (SLGT) 제조기술 …… 87
김광신 · 김경숙 · 정은수 · 손순환 [한전전력연구원]
남기중 [고등기술연구원]

10:00 원전 방사성폐기물내 무기물의 화학분석 및 유리화 가능성 평가 ……96
김천우 · 김지연 · 박종길 [한수원㈜원자력환경기술원]

10:20 Coffee Break / Poster 발표

10:50 초임계이산화탄소 내에서의 분리막을 이용한 방사성폐유 정제 ……98
유재룡 · 성진현 · 박광헌 [경희대학교]
이승수 · 이승호 · 최기영 [한수원㈜]

11:10 제올라이트를 이용한 LiCl 염폐기물 고정화에 있어 Li_2O의 영향 …… 100
김정국 · 이재희 · 김인태 · 김준형 [한국원자력연구소]

11:30 제3상 방지 DHOA 첨가 DMDBTDMA/NDD에 의한 Am/RE의 공분리 ……101
이일희 · 임재관 · 양한범 · 김광욱 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구소]

제2-1분과 : 방사성 폐기물 처리(Poster)

P02A01 방사성고체폐기물 저장관리와 저장시설 관리 ……105
강일식 · 이범철 · 조한석 · 홍대석 · 김길정 · 손종식 [한국원자력연구소]

P02A02 동남아시아 국가의 폐기라듐선원 안전처리지원 ……106
강일식 · 김길정 · 손종식 · 홍권표 [한국원자력연구소]

P02A03 저온 플라즈마를 이용한 방사성 오염 금속 표면 제염 연구 …… 107
전상환 · 이승훈 · 고성남 · 차대현 [㈜지스콥]

P02A04 수소동위원소로 치환된 유기상 산화반응 ·····108
김광락 · 이민수 · 백승우 · 안도희 · 임성팔 · 정흥석 [한국원자력연구소]
심명화 [과학기술연합대학원대학교]
P02A05 2005년도 『하나로』 방사성폐기물 처리방법 및 저감화 대책 ·····109
이성효 · 임경환 · 허순옥 · 이 문 · 이형섭 · 설창우
황승렬 [한국원자력연구소]
P02A06 화학폐수처리시설발생 슬러지에 포함된 우라늄제거방안 ·····111
이영희 · 조한석 · 손종식 [한국원자력연구소]
P02A07 수소동위원소 분리용 GC충전재 연구 ·····112
이민수 · 백승우 · 안도희 · 정흥석 · 김광락 · 임성팔 [한국원자력연구소]
P02A08 방사성폐기물 감소를 위한 고성능공기필터의 효율적 관리방안 ·····114
이형권 · 황용화 · 박광준 · 전용범 · 이은표 · 김재용 · 권형문 · 서항석
엄성호 · 김길수 · 홍권표 [한국원자력연구소]
P02A09 원전 원심분리기슬러지 유리화를 위한 후보유리 개발 ·····116
김천우 · 박종길 · 신상운 [한수원㈜원자력환경기술원]
P02A10 중저준위 방사성 고화체에 대한 침출시험 결과의 표현 ·····118
김기홍 · 유영걸 · 곽경길 · 지영용 [한국원자력연구소]

제2-2분과 : 방사성 폐기물 처분 좌장 : 최종원 · 박주완

09:00 방사성폐기물 중 ^{94}Nb 방사능 측정 ·····123
송병철 · 김영복 · 이창헌 · 지광용 [한국원자력연구소]
정기철 [㈜액트]
09:20 Overview of the Unified Program of the Scaling Factor Determination Program and the Dose to Curie Conversion Program ·····124
Sang Chul Lee, KI Ha Hwang and Kun Jai Lee [KAIST]
Tae Wook Kim, Kyoung Deok Kim and Myung Jae Song [NETEC]

09:40 방사성폐기물 인증프로그램의 검토 및 적용 ····· 126
정희준 · 황주호 [경희대학교]
이재민 [㈜ACT]
김 헌 · 정의영 [한수원㈜]
10:00 Flow Lab. : Flow Visualization and Simulation ····· 134
Chung-Kyun Park, Won-Jin Cho and Pil-Soo Hahn [KAERI]
10:20 Coffee Break / Poster 발표
10:50 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 국외 처분동향과 처분방안 ····· 143
박진백 · 박주완 · 김창락 [한수원㈜원자력환경기술원]
11:10 Pre-conceptual Design of a Spent PWR Fuel Disposal Container ····· 153
Dong-Keun Cho, Jongwon Choi, Yang Lee, Heui-Joo Choi
and Jong-Youl Lee [KAERI]
11:30 고준위폐기물 처분용기 제작성 분석 ····· 163
최희주 · 전관식 · 이 양 · 조동건 · 이종열 · 최종원 [한국원자력연구소]

제2-2분과 : 방사성 폐기물처분(Poster)

P02B01 Performance Test of SGS to Measure the γ-Activity from 200L Drum ···173
Kyung-Kil Kwak, Young-Gerl Ryu, Yong-Young Ji
and Ki-Hong Kim [KAERI]
P02B02 Modification of SGS System for Application to Various Sized Drums ···175
Young-Gerl Ryu, Kyung-Kil Kwak, Yong-Young Ji
and Ki-Hong Kim [KAERI]
P02B03 방사성폐기물 인증프로그램 계획 ····· 177
안섬진 · 김태국 · 이영희 · 강일식 · 이강무 · 손종식 [한국원자력연구소]
P02B04 A Material Balance Method for Estimating the Radionuclide Inventory
Accumulated in LILW Radioactive Waste Based Upon Operating
History of a NPP ····· 179
Taeman Kim and Jooho Whang [KHU]

P02B05 방사성폐기물드럼 핵종분석에서 감마선 감쇄보정 방법들의 비교 평가 …180
지영용 · 유영걸 · 곽경길 · 김기홍 [한국원자력연구소]

P02B06 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분을 통한 방사성폐기물 저감사례 …182
최영호 · 방종남 · 김건효 · 이정호 · 신남선 · 유석준 [하나검사기술㈜]

P02B07 Conceptual Model of Source-Term Assessment with the Concrete Degradation of Engineered Barrier ……184
Jin Beak Park, Joo Wan Park and Chang Lak Kim [NETEC]

P02B08 A Scoping Calculation of Radiological Impacts on the Generic Biosphere for LILW Disposal Safety Assessment ……185
JooWan Park, Jin Baek Park and Chang Lak Kim [NETEC]

P02B09 밀봉선원폐기물 처분 방안별 예비 안전성 비교 평가 ……187
이지훈 · 이은용 · 김창락 [한수원㈜원자력환경기술원]

P02B10 Data Fusion of Priority Information Using a Dempster Combination Rule ……189
Seong Ho Kim, Tae Woon KIM and Jaejoo Ha [KAERI]

P02B11 방사성폐기물 처분 부지 특성연구를 위한 한반도 선구조 예비 통계분석…191
박경우 · 김천수 · 배대석 · 김경수 [한국원자력연구소]

P02B12 처분 안전성 평가 요소로서 결정질 암반내 2차생성광물의 미세구조 특성 …193
김건영 · 고용권 · 배대석 [한국원자력연구소]

P02B13 지하공동을 이용한 단열암반의 수리지질학적 특성 연구 ……195
조성일 · 김천수 · 배대석 · 김경수 · 고용권 [한국원자력연구소]

P02B14 고준위방사성폐기물처분 연구를 위한 영서형 광역 지하수 유동 모델링 …197
박경우 · 김천수 · 김경수 [한국원자력연구소]
이강근 [서울대학교]

P02B15 한국원자력연구소내 지하처분연구시설 건설 현황 ……199
권상기 · 박정화 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]

P02B16 지하수 흐름에 의한 벤토나이트의 침식과 콜로이드의 발생 특성: 지화학 변수의 영향 ……201
백민훈 · 조원진 · 한필수 [한국원자력연구소]

P02B17 벤토나이트/지하수에서 구리, 철, 스텐레스 강의 부식 ·····203
김승수 · 전관식 · 김성기 · 최종원 [한국원자력연구소]

P02B18 PWR 사용후핵연료 처분용기(KDC-1)의 핵임계 안전성 평가 ·····205
조동건 · 최종원 · 이종열 · 최희주 · 김성기 [한국원자력연구소]

P02B19 고준위폐기물 심지층 수평처분 개념설정 ·····207
이종열 · 이 양 · 조동건 · 김성기 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]

P02B20 심지층 처분장 건설에 대한 불연속면의 역학적 영향 분석 ·····210
이 양 · 김진웅 · 이종열 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구소]

P02B21 공학적 방벽에서의 학제적 연구에 관한 고찰 ·····212
최희주 · 황용수 · 최종원 · 한필수 [한국원자력연구소]

P02B22 처분시설 건설시 기술적 고려사항 ·····214
이동석 [한수원㈜]

P02B23 가상 고준위 방사성폐기물 처분장 주변 3차원 지하수 유동 해석 ·····216
서은진 · 황용수 · 강철형 [한국원자력연구소]

제3분과 : 사용후 핵연료 및 핵연료주기 좌장 : 윤지섭 · 김호동

09:00 핵연료주기 기술개발을 위한 IAEA 프로그램의 추이 분석 및 전망 ·····221
김경표 · 박성원 · 서중석 · 김호동 · 송기찬 · 정상문 [한국원자력연구소]

09:20 고연소도 UO_2 사용후 핵연료의 고온 산화.환원에 따른 미세조직 거동 ···229
김대호 · 방제건 · 양용식 · 송근우 · 전용범 · 이형권 [한국원자력연구소]

09:40 LiCl-Li_2O 용융염계에서 우라늄산화물의 전해환원에 대한 환원전극의 전기화학적 거동에 대한 연구 ·····231
박성빈 · 박병흥 · 서중석 · 강대승 · 권선길 · 정기정
박성원 [한국원자력연구소]

10:00 전기화학적 금속전환을 이용한 미세 탄탈륨 금속입자의 제조 ·····233
정상문 · 정진영 · 서중석 · 정기정 [한국원자력연구소]

10:50 차세대관리 종합공정 실증시설 성능시험 ·····234
정원명 · 유길성 · 구정회 · 조일제 · 국동학 · 권기찬
이원경 · 이은표 · 정기정 [한국원자력연구소]
11:10 디지털 목업을 이용한 차세대관리공정의 원격운전 시뮬레이션 및 분석 ···235
김성현 · 송태길 · 임광묵 · 홍동희 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
11:30 사고조건하의 건식저장용기 전복해석검증을 위한 1/3축소모델의 시험 ···237
김동학 · 서기석 · 이주찬 · 정기정 [한국원자력연구소]
조천형 · 최병일 · 이홍영 [한수원㈜원자력환경기술원]

제3분과 : 사용후 핵연료 및 핵연료주기(Poster)

P03A01 건식 저장용기 열시험 ·····249
방경식 · 이주찬 · 서기석 · 김호동 · 정기정 [한국원자력연구소]
조천형 · 이연도 · 이홍영 [한수원㈜원자력환경기술원]
P03A02 사용후연료 건식저장용기의 열유동해석 검증 평가 ·····251
이주찬 · 방경식 · 서기석 · 김호동 · 정기정 [한국원자력연구소]
조천형 · 최병일 · 이홍영 [한수원㈜원자력환경기술원]
P03A03 알파분광분석법에 의한 금속전환체 모의용액중 ^{241}Am, ^{244}Cm 및 ^{237}Np의 정량 ·····252
양한범 · 조기수 · 이일희 · 박영재 · 지광용 · 김원호 [한국원자력연구소]
P03A04 희토류 원소에 대한 레이저 원소 분광분석 특성에 관한연구 ·····254
조윤호 · 하장호 · 이상윤 · 이태훈 · 고원일 · 송대용
김호동 · 정정환 [한국원자력연구소]
P03A05 액체 Cd 음극 도가니 설계 및 교반 속도에 따른 전해 환원특성 ·····256
안병길 · 권상운 · 심준보 · 이종현 · 김응호 [한국원자력연구소]
P03A06 전해 정련 우라늄 전착물의 증류 특성 실험 ·····257
안병길 · 황성찬 · 강영호 · 이종현 · 김응호 [한국원자력연구소]
P03A07 Aliquat-336이 함침된 XAD-4를 이용한 Re의 흡착 분리 ·····258
한윤주 · 문제권 · 이일희 · 양한범 · 임재관 · 정종헌 [한국원자력연구소]

P03A08 ORIGEN-ARP를 이용한 5차 건식재가공핵연료의 조사시편의 방사성량 예측 ····· 260
문제선 · 박창제 · 송기찬 · 양명승 [한국원자력연구소]
P03A09 사용후핵연료 저장시설의 임계해석 시 연소도 고려 영향 분석 ····· 261
이성희 · 한영태 · 안준기 [한국전력기술㈜]
P03A10 사용후핵연료 차세대관리 실증시설의 Radiation Monitoring System ····· 263
국동학 · 정원명 · 구정회 · 조일제 · 이은표 · 이원경
권기찬 · 유길성 · 정기정 [한국원자력연구소]
P03A11 폐 고준위 밀봉방사선원 처리를 위한 이동용 원격 조종기 설계 ····· 265
이은표 · 전용범 · 민덕기 · 홍권표 · 유길성 · 조일제 [한국원자력연구소]
P03A12 ACP 시설 구조물의 차폐 성능 시험 ····· 266
조일제 · 정원명 · 구정회 · 국동학 · 권기찬 · 이원경
이은표 · 유길성 · 정기정 [한국원자력연구소]
P03A13 차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀 크레인의 안전설계 ····· 267
구정회 · 정원명 · 이은표 · 권기찬 · 조일제 · 국동학
유길성 [한국원자력연구소]
P03A14 동적 해석을 통한 ACP 실증 핫셀내 개폐형 워킹테이블의 구조적 안전성 평가 ····· 269
권기찬 · 구정회 · 이은표 · 정원명 · 유길성 · 이원경
조일제 · 국동학 [한국원자력연구소]
P03A15 차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀 크레인의 내진 해석 ····· 271
구정회 · 정원명 · 이은표 · 권기찬 · 조일제 · 국동학
유길성 [한국원자력연구소]
P03A16 천정이동 서보 매니퓰레이터의 카메라 시각 시스템 ····· 273
박병석 · 이종광 · 진재현 · 윤지섭 [한국원자력연구소]
P03A17 사용후핵연료 차세대관리 종합공정용 탈피복 장치의 이상감시 시스템 ···275
이효직 · 윤지섭 · 정재후 [한국원자력연구소]
P03A18 3차원 가상환경을 이용한 Visual Supporting Module 개발 ····· 276
송태길 · 김성현 · 임광묵 · 윤지섭 [한국원자력연구소]

P03A19 플라즈마 용사에 의해 표면개질 한 초합금의 고온 부식거동 ·····277
조수행 · 임종호 · 허진목 · 서중석 · 정기정 · 박성원 [한국원자력연구소]
P03A20 내산화성 Inconel 합금의 공기중 산화거동 ·····279
주준식 · 조수행 · 김호동 · 정기정 [한국원자력연구소]
P03A21 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설의 핵물질 격납/감시 시스템 ·····281
송대용 · 이태훈 · 정정환 · 고원일 · 김호동 [한국원자력연구소]
P03A22 사용후핵연료를 이용한 건식 재가공 핵연료 제조 ·····283
이정원 · 김웅기 · 이재원 · 박근일 [한국원자력연구소]
P03A23 다공성 마그네시아 필터를 통한 알카리,알카리토 금속 원소들의 고온 용융 염화리튬계로의 물질 전달 ·····285
박병흥 · 박성빈 · 강대승 · 서중석 · 정기정 [한국원자력연구소]
P03A24 질산매질에서 Fe(II)에 의한 Np(V)의 환원 ·····286
정동용 · 이일희 [한국원자력연구소]
P03A25 네오디뮴 및 세슘 지표원소를 이용한 고연소 PWR 핵연료 연소도측정 ···287
김정석 · 전영신 · 박순달 · 한선호 · 조기수 · 김종구 [한국원자력연구소]
P03A26 조사재시험시설 T.A.B 실시 ·····288
백상열 · 주용선 · 정원명 · 유길성 · 박종순 · 홍권표 [한국원자력연구소]
P03A27 BEI(Backscattered Electron Images)를 이용한 수소화 측정 ·····290
김재용 · 권형문 · 서항석 · 전용범 [한국원자력연구소]
P03A28 LiCl-KCl-UCl_3 용융염계에서 Li-Sb 양극물질의 전기화학적 특성조사 ···291
우문식 · 김응호 [한국원자력연구소]
P03A29 An Estimation of the Spent Fuel Inventory for the Fuel Cycle Scenarios with a Low Nuclear Demand Growth Rate ·····292
Chang Joon Jeong and Hangbok Choi [KAERI]
P03A30 A Study on a Computer Code Simulating a Metalization Process of Spent Oxide Fuels ·····293
Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim and Ki-Jung Jung [KAERI]

P03A31 LiCl-Li_2O 염에서 전해환원된 모의 사용후핵연료로 부터 염 분리 ·····295
허진목 · 박성빈 · 서중석 · 정기정 · 박성원 [한국원자력연구소]

P03A32 The Radionuclide Distributions within Simulated Samples by Emission Tomographic Gamma Scanning ·····296
Lee Hong-Ki, Hong Kwon-Pyo and Zhang Quanhu [KAERI]
Kim Yong-Uhn [CBU]

제4분과 : 방사선 안전 및 환경 좌장 : 이경진 · 서경석

09:00 나노 구조물을 이용한 전자선 차폐 가능성과 한계 ·····301
안성준 · 이범수 · 김종일 · 양오봉 · 신형식 [전북대학교]

09:20 원전 주변 주민의 방사선량 평가를 위한 음식물 섭취량 조사 예비결과 ···307
이갑복 · 정양근 · 방선영 · 강덕원 [한전전력연구원]

09:40 중수로원전에서 발생하는 ^{14}C에 대한 내부피폭 선량 평가 프로그램에 대한 예비 조사 ·····317
공태영 · 김희근 · 박규준 [한전전력연구원]
이경진 [조선대학교]
이상구 · 박성철 [한수원㈜]

10:00 Ocean Circulation Modeling of East Sea for Aquatic Dispersion of Liquid Radioactive Effluents from Nuclear Power Plants ·····321
Yang-Geun Chung, Gab-Bock Lee and Sun-Young Bang [KEPRI]
Ung-Gwon Lee and Yong-sun Lee [KHNP]

10:50 PHWR형 원전인 월성3호기 원자로건물내 중성자장 측정 ·····332
한재문 · 서장수 · 원유호 [한수원㈜원자력환경기술원]

11:10 감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 측정 불확도 평가 ·····334
이완로 · 곽지연 · 정근호 · 조영현 · 강문자 · 김희령
최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]

11:30 온라인자동분리장치를 이용한 악티나이드핵종의 분리 ·····336
임성아 · 김철수 · 장병욱 · 김용재 · 강상훈 · 이화용 [한국원자력안전기술원]

제4분과 : 방사선 안전 및 환경(Poster)

P04A01 볼트체결방식의 IP-2형 운반용기의 낙하예비시험 ·····339

김동학 · 서기석 · 박홍윤 [한국원자력연구소]

이경호 · 윤정현 · 이홍영 [한수원㈜원자력환경기술원]

P04A02 한반도 주변해양에서의 Pu 및 Np분포에 관한 연구 ·····348

김철수 · 임성아 · 최석원 · 이화용 · 강상훈 [한국원자력안전기술원]

문덕수 [한국해양연구원]

김도성 [대구대학교]

P04A03 Development of a Noise Reduction Program of a Prompt Gamma Spectrum based on Principal Component Analysis for an Explosive Detection ···349

Yun-Hee Lee, Hee-Jung Im, ByungCholSong, Yong-Joon Park and WonHo Kim [KAERI]

JungHwan Cho [SMWU]

P04A04 Tritium Behavior in The Primary Coolant of Bebble and Prism Type Gas Cooled Reactor ·····350

Dae-sik Yook and Kunjai Lee [KAIST]

P04A05 LADAS 개발 및 적용 ·····352

서경석 · 김은한 · 황원태 · 정효준 · 한문희 [한국원자력연구소]

P04A06 기준기급 2π 비례계수기를 이용한 Am-241 선원 교정시 불확도 평가 ···354

이병두 · 김경덕 · 윤철환 [한수원㈜원자력환경기술원]

P04A07 공산품에 대한 방사선 준위 평가 ·····355

전 인 · 김희령 · 박두원 · 이완로 · 정근호 · 조영현

최근식 · 이창우 [한국원자력연구소]

P04A08 MCNP코드를 이용한 중성자 발생장치의 차폐체 두께 결정 ·····357

송병철 · 임희정 · 이윤희 · 김원호 · 박용준 [한국원자력연구소]

P04A09 원자력발전소 주변 주민에 대한 음식물 섭취량 조사 설계 ·····358

조한석 · 박봉서 · 김주한 · 이정원 [충남대학교]

이갑복 · 정양근 [한전전력연구원]

P04A10 최신 IT 기술을 활용한 방사성폐기물 위치추적 시스템 ·····359
송지연 · 이광열 · 이정수 · 안경일 [대상정보기술㈜]
P04A11 핵연료 균질도 측정장치의 통합 · 제어를 위한 전산 프로그램의 성능시험 361
오석진 · 신희성 · 장지운 · 이윤희 · 박희대 · 김창규 [한국원자력연구소]

빈 면

제1분과
방사성폐기물 정책 및 제염해체

빈 면

방사성폐기물 안전관리 정보공개 홈페이지 운영

이관희*, 박원재*, 조용백, 정덕진, 송지연, 안경일
*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
대상정보기술(주), 서울특별시 성동구 성수1가2동 656-282

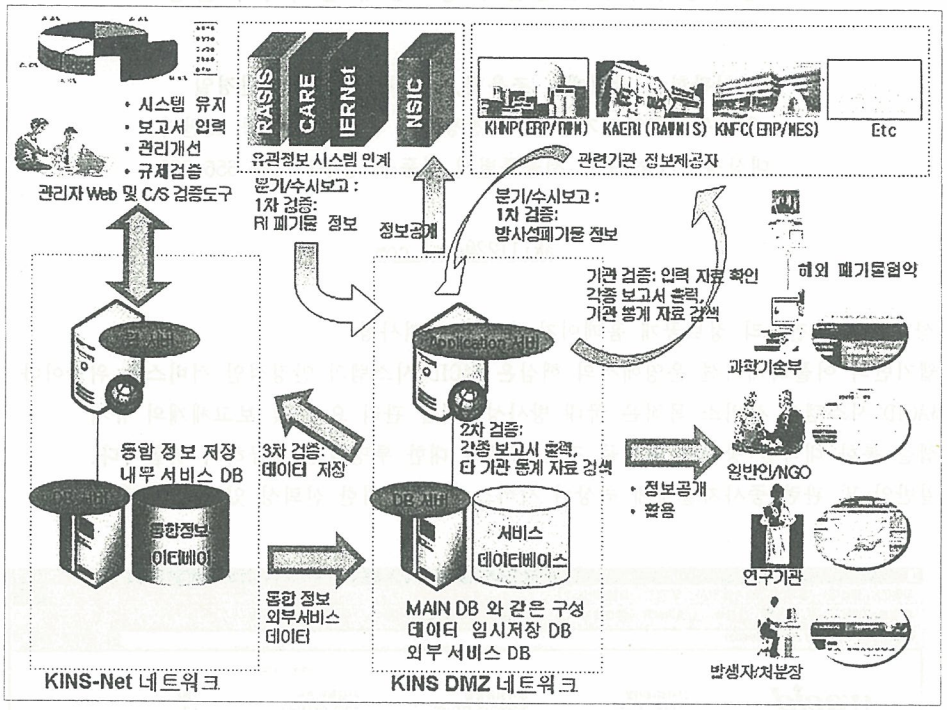
aki1122@chol.com

방사성폐기물 안전관리 정보공개 홈페이지 운영시 고려사항

◉ 웹기반의 어플리케이션 운영에서의 핵심은 WACID 시스템의 안정적인 서비스를 위함이다
◉ WACID 시스템의 서비스 목적은 국내 방사성폐기물 관리 요소 및 보고체계의 유지
◉ 웹을 통한 대국민 방사성 폐기물 정보 공개에 대한 투명성을 제공하기 위함이다.
◉ 일반인 및 관련 종사자들에게 최상의 서비스 제공을 위한 신뢰성 있는 데이터를 제공



시스템 구성



안정적인 운영시의 주안점

운영 및 관리	① 시스템 업그레이드 및 소프트웨어 기능향상 ② 관리자 및 사용자 프로그램의 정보처리 및 이벤트 관리 ③ 최적의 시스템 운용과 고품질의 서비스를 위한 프로그램개선
네트웍	① 연계시스템 정보 통신체제 유지관리 ② 데이터 항목 증감에 따른 프로그램 수정
시스템	① 분기보고 시 히스토리 데이터검색 및 출력기능 강화 ② 프로그램 오류확인 및 수정 ③ 시스템의 표준화 및 개선 ④ 이미지 표준화 작업
데이터베이스	① 원자력이용시설 방사성폐기물/유출물/사용후핵연료/기타 데이터 유지 ② 분기 보고 데이터 검증시스템 프로세서 관리 ③ 외부(IAEA) 반기 데이터 제공 (DIRATA, NEWMDB) 프로세스 개발
홈페이지 운영	① 운영프로그램 업그레이드 및 소프트웨어 기능향상 ② 정기적인 홈페이지 개선 공개 자료 신뢰성 확보 ③ 운영 S/W 정기적인 보안 체제 점검 ④ 운영 프로세스 전반적인 관리 및 정보의 정확한 입출력 상황관리 ⑤ 각종 게시물에 대한 건전신뢰성 유지

세계 각국의 방사성폐기물 관리기금 현황 및 제도

김성기
한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150

sgkim1@kaeri.re.kr

방사성폐기물 재원관리 제도는 원자력 발생으로 인한 이익의 반대급부로 발생하는 방사성폐기물을 처분하고 원자력발전소를 해체 및 철거하기 위하여 소요되는 재원을 효율적으로 확보하고 관리하기 위하여 필요한 재원을 평가하여 조달하고 관리하는 시스템이다.

세계 원자력 선진국의 방폐재원 관리제도를 면밀히 분석하는 작업은 원자력사후처리충당금의 효율적인 제도수립을 위하여 선행해야 할 연구이다. 본 연구에서는 이러한 필요성을 배경으로 방사성폐기물 분야에서 선진국인 일본, 핀란드, 스웨덴, 미국, 캐나다의 제도를 분석하였다. 분석 결과, 사용후핵연료를 처분하는 비용은 막대한 자금이 소요되어 재원의 건전성과 현금의 유동성 확보를 위하여 발전사업자로 부터 징수된 재원을 발전사업자로부터 독립시켜 국가가 직접 관리하는 국가기금관리제도를 채택하고 있었다. 이렇게 국가가 기금을 직접관리하므로써 발전사업자의 재무부실상태로부터 재원을 보호받을 수 있으며 효율적인 관리를 통하여 재원을 증식시킬 수 있기 때문이다.

중심단어 : 방사성폐기물, 방폐재원관리제도, 처분비용평가, 국가기금관리, 현금 유동성

우라늄변환시설 해체 콘크리트폐기물 자체처분을 위한 피폭선량평가

홍상범 · 김계홍 · 정경환 · 정운수 · 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

우라늄변환시설은 1998년 중수로용 UO_2 분말을 연간 100톤 규모로 한국전력공사에 공급하였다. 그러나 1992년 말에 운전 중지가 결정된 이래 변환시설은 최소한의 규모로 시설을 유지하여 왔으나, 운전재개의 계획도 없으며 시설의 노후화로 인하여 주변이 오염될 우려가 있어 2001년부터 해체를 결정하게 되었다. 변환시설의 환경복원사업은 2001년부터 시작되었으며, 동 시설을 해체할 경우 예상되는 고체폐기물의 양은 총 379m^3이며, 이중 콘크리트폐기물은 최대 77m^3으로 예상하고 있다. 본 논문에서는 우라늄변환시설의 해체과정에서 발생될 콘크리트폐기물의 매립처분에 대한 피폭선량을 평가하고, 평가결과를 바탕으로 자체처분을 위한 자체처분치를 도출하고자 한다. 평가를 위하여 콘크리트폐기물의 발생량은 100톤으로 가정하고, 오염은 천연우라늄이며 이들이 화학적 형태는 UO_2/U_3O_8 및 $UO_2(NO_3)_2$이다. 발생된 폐기물은 전량 매립 처분된다고 가정하여 RESRAD ver 6.22를 이용하여 평가하였다. RESRAD 전산코드의 기본인자는 국내실정을 반영하여 평가하였다. 화학적 형태에 따라 각각의 선량환산계수(Dose Conversion Factor)를 적용하여 매립작업자 및 폐쇄 후 거주자에 대하여 평가하였다. 평가는 3가지 매립시나리오를 적용하였다. 첫째 일반 산업폐기물장에 매립되는 경우 일일복토용건 0.15m, 최종복토요건 0.6m 및 폐기물의 높이는 2m로 가정하여 평가하였다. 둘째 변환시설주변에 제한 매립 처분되는 경우 복토층의 두께를 1m로 적용하여 평가하였다. 셋째 변환시설 주변에 위치한 라군 저장조를 활용할 경우로 라군 저장조는 10m×40m×8m으로 100톤의 폐기물을 매립할 경우 복토층의 두께를 최대 2.5m까지 적용할 수 있다. 평가결과는 국내 자체처분규정에서 정하고 있는 처분제한치인 10 μSv/y 를 대상으로 평가하였다. 평가결과는 아래의 표 1과 같이 일반 산업폐기물장에 매립 처분되는 경우 1.0 Bq/g, 변환시설주변에 제한 매립 처분되는 경우 5.0 Bq/g, 라군 저장조를 활용하는 경우 약 100 Bq/g까지 가능한 것으로 평가되었다. 본 평가결과를 바탕으로 향후 변환시설 해체과정에서 발생되는 콘크리트폐기물 중 그 오염도가 1.0 Bq/g 이하의 콘크리트폐기물의 경우 보수적으로 라군 저장조를 활용하여 매립 처분할 계획이다. 위의 평가결과를 국외의 규정과 비교하여 타당한 것으로 평가되었으며, 향후 라군 저장조를 활용하여 매립 처분할 경우 폐기물 처리비용을 저감할 수 있으며, 해체과정에서 발생되는 방사성폐기물의 양을 감소시킬 수 있다. 또한 폐기물의 측정 및 분류가 용이해 질 것으로 판단된다.

표 1. 평가시나리오에 따른 피폭선량.

	일반 산업폐기물 처분장	변환시설 주변 매립	라구군저장조 매립
일반인 (Type:F)	1.0	5.0	102
최대피폭선량 (μSv/y)	9.59	9.01	10.08

우라늄을 포함하는 질산염 폐액의 미생물 분해

오종혁, 이나현, 황두성, 최윤동, 황성태, 박진호, 조병렬*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*충주대학교, 충북 충주시 이류면 검단리 123번지

keeper7key@naver.com

우라늄 변환시설 가동 중 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있는 방사성 슬러지 폐기물에 대한 처리는 시설 해체과정에서 매우 중요한 업무 중 하나이다. 라군은 변환시설 가동 중에 발생한 모든 폐액을 수집하기위한 인공연못으로, 두 개로 구성되어있다. 현재 라군에 저장중인 슬러지는 약 250 m³의 양으로, 여러 단위공정에서 발생한 폐액 혼합물뿐만 아니라 공장 가동 초기 누출로 인한 시설 제염 폐액 및 조업 실패로 인하여 발생한 여러 가지 폐액 등으로 인하여 매우 복잡한 조성으로 이루어져 있으나, 이들 중 양이 많아서 전체 폐기물의 특성을 결정할 수 있는 것은 정제과정의 raffinate와 AUC(ammonium uranyl carbonate) 침전 여액의 처리 후 폐액이다. 두 개의 라군 모두 물리적으로는 최상층에 여러 질산염의 포화용액, 중간층에 결정형, 하층부에는 입자상 형태의 침적물로 이루어져 있다. 화학적으로는 NH_4NO_3, $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_2$, $CaCO_3$ 및 U 등으로 구성되어 있다. 이들 성분 중 대부분을 차지하는 질산염은 분해를 통해 폐기물의 감용을 이룰 수 있으며, 이는 환경적 측면뿐만 아니라 폐기물 처분 비용 절감 차원에서도 최선의 목표라 할 수 있다.

미생물을 이용한 생물학적 탈질은 폐수 내에 함유된 nitrate를 제거할 수 있는 효율적인 방법 중의 하나이지만, 대부분의 연구개발은 NO_3^--N의 농도가 50 g/m³ 이하의 하수나 농업용수 내에 함유된 nitrate 제거에 집중되어 왔었다. 1974년 ORNL에서 우라늄 정제공정에서 발생한 폐액에 함유된 고농도(1.0 kg NO_3^--N/m³)의 nitrate를 제거하기 위하여 생물학적 탈질공정을 선정하고 시험을 시작한 이래로 stirred bed reactor 형의 대규모 처리시설이 Y-12 plant에 설치 운영되고 있으나 110,000 ppm 정도의 고농도 질산염 폐액의 처리를 위해서 100 ppm 이하로 희석하여야할 정도로, 고농도의 폐액을 처리할 수 있는 균주의 개발 및 공정의 최적화가 필요하다. 본 연구에서는 프랑스 Cadarache에서 분리 및 동정된 균주 *pseudomonas halodenitrificans*를 이용하여 라군 슬러지에 포함된 질산염 폐액의 탈질 가능성 평가 및 공정 최적화에 대하여 연구하였다.

탈질균 *P. halodenitrificans*는 0.2 M NH_4NO_3(12,400 ppm NO_3^-) 액체배지에서 배양하였으며, Table 1에 배지 조성을 나타내었다. 전자 공여체로는 acetic acid를 사용하였고, pH 조절은 50% NaOH를 이용하였다. 실제 처리에 사용되는 질산염 폐액은 라군 슬러지를 2.5배의 물을 첨가하여 용해하고, 고-액 분리하여 여액을 필요 농도까지 희석하여 사용하였다. 희석하기 전 라군 슬러지 질산염 폐액에 존재하는 각 성분의 농도는 Table 2에 나타내었으며, 배양에 따른 잔류 nitrate의 분석은 HACH DR/4000 spectrophotometer를 사용하였다.

실제 배지에는 Na, Ca 등의 이온이 존재하며, 이들 이온의 존재 하에서 탈질균의 배양 가능성을 알아보기 위해 우선, 0.2 M-NO_3^-의 농도를 갖는 NH_4NO_3, $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_2$ 액체 배지에서 탈질균의 배양을 실시하였고, 이는 Fig. 1에 보인 바와 같다. $NaNO_3$ 배지에서 분해하여야할 nitrate 농도는 초기에 급격히 감소하였으나, 분해 결과로 발생하는 OH^- 이온의 영향으로 급격히 증가한 pH의 영향에 의해 후반부 분해속도는 오히려 NH_4NO_3 배지에서 기질의 분해보다 떨어져, 전체적으로 최종 분해까지 걸리는 시간은 $NaNO_3$ 배지 분해가 약간 더 오래 걸리는 것으로 나타났다. Ca 이온을 포함한 액체배지에서는 분해초기에 따른 Ca 이온의 침전, buffer 작용 등으로 인해 pH

가 감소하다가 균주 성장에 따라 중반이후부터 pH가 증가하는 것으로 나타났으며, 전체적으로 Ca 이온 존재는 nitrate 분해속도를 감소시키는 것으로 판단되었다.

탈질균을 이용한 라군 슬러지 질산염 폐액에 포함된 nitrate를 분해하는 최적의 공정조건을 찾기 위해 Table 2에 나타낸 실제 질산염 폐액을 적정한 농도로 희석하고, 배양온도, 초기 nitrate 농도, C/N 비 등의 공정 변수에 따라 균주를 배양하면서 잔류 nitrate의 농도를 측정하였으며, 이 결과를 Fig. 2~4에 나타내었다. 배양온도 25, 30, 40℃에서 탈질균을 배양하면서 잔류 nitrate 농도를 분석한 결과 25℃에서는 후반부에서 nitrate 분해속도가 감소하면서 분해시간이 길어졌으며, 40℃에서는 거의 탈질균 배양이 이루어지지 않는 것으로 나타났다.(Fig. 2) 0.1 M, 0.2 M, 0.3 M-NO_3^-에 해당하는 초기농도에서 nitrate의 분해에 있어서는 0.1 M의 배지에서 분해속도가 제일 빠르지만, 0.2 M 배지와 상대적으로 비교할 때 전체 분해시간의 면에서는 초기농도 0.2 M-NO_3^-에서 배양하는 것이 효과적임을 알 수 있었다.(Fig. 3) 전자공여체로 사용된 탄소원(acetic acid)과 질산염과의 비율인 C/N 비는 0.5, 1.0, 1.5에서 실험하였으며, C/N 비 1.0에서 가장 우수한 nitrate 분해 결과를 얻을 수 있었다.(Fig. 4) 이들 연구결과는 향후 계속되는 공정변수의 영향에 대한 결과와 함께, 고농도 질산염 폐액의 미생물 분해 공정 설계에 사용될 것이다.

Table 1. 0.2 M NH_4NO_3 medium

NH_4NO_3	16 g
$MgSO_4$	0.967 g
KH_2PO_4	0.853 g
$FeSO_4$	2.667 mg
$CuSO_4$	0.133 mg
CH_3COOH	12 ml
pH	6-7

Table 2. Chemical composition of the filtrate from the lagoon.

	concentration
NO_3^-	174 g/l
NH_4^+	34.4 g/l
Na	13 g/l
Ca	1.6 g/l
U	95 mg/l

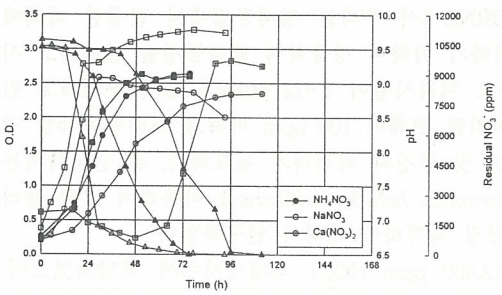


Fig. 1. Incubation at different substrate.(○; O.D, □; pH, and △; NO_3^-)

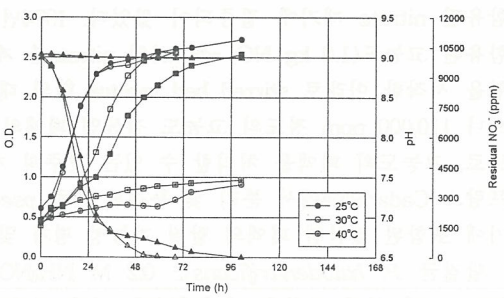


Fig. 2. Incubation at different temperature.(○; O.D, □; pH, and △; NO_3^-)

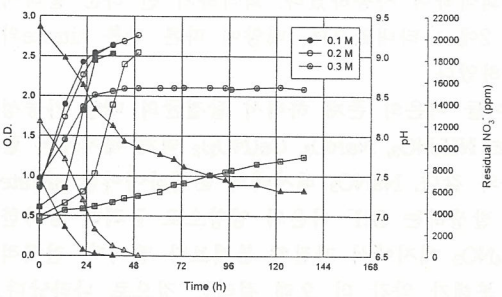


Fig. 3. Incubation at different initial NO_3^- concentration. (○; O.D, □; pH, and △; NO_3^-)

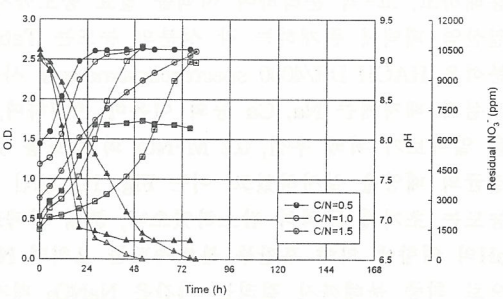


Fig. 4. Incubation at different C/N ratio.(○; O.D, □; pH, and △; NO_3^-)

A Study on the Configuration of Cost Items and the Identification of Cost Affecting Factors for the Decommissioning Cost Estimation of Nuclear Research Facilities

원자력연구시설 해체비용 산정을 위한 비용항목 구성 및 비용 영향인자 산출 방안

Kwan-Seong Jeong, Dong-Gyu Lee, Kune-Woo Lee and Won-Zin Oh
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

정관성, 이동규, 이근우, 오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

ksjeong1@kaeri.re.kr

Abstract

The decommissioning cost estimation is the very essential procedure to establish the decommissioning plans for Nuclear Research Facilities. The cost estimation must be made in accordance with activity phase and facility installations.

This paper shows how to configuring the cost items and identifying the effecting cost factors. In the end, these methods will be utilized as a tool and technique to develop the methodology of cost estimation and calculation program.

Key word : Cost Items, Cost Factors, Cost Estimation, Decommissioning, Nuclear Research Facilities

요 약

원자력연구시설에 대한 해체비용 산정은 해체 계획 수립하는 데 중요한 작업이다. 해체비용 산정은 해체활동 단계와 해체 시설의 구성요소에 맞게 해체작업을 분류하여 계산을 해야 한다.

본 논문에서는 원자력연구시설 해체비용 산정을 위하여 해체 작업 활동을 분류하고 비용 자료의 기준이 되는 비용항목을 계층적으로 세분화하여 구성하는 방법과 작업 지연시간을 유발하는 비용영향 요인인 작업 난이도 인자에 대한 산출 방안을 마련하였다. 이렇게 함으로써 해체활동 단계 및 작업에 대한 비용 항목별 분류 및 산정이 가능할 뿐만 아니라 원자력연구시설 해체비용 산정 방법론 및 프로그램을 개발하는 데 활용할 예정이다.

중심 단어 : 비용 항목, 비용 인자, 비용 산정, 해체, 원자력연구시설

1. 서 론

원자력시설은 조건 및 시설에 따라 부지 특성이 다르고 원자력시설 운전정지 또는 다른 사유로

인한 운영을 종료한 후 해체 시 이에 따른 해체비용 산정 가정 등 기준이 다양하고 변화성이 많음에 따라, 해체 자료 및 비용 자료의 불확실성이 높은 게 현실이다. 따라서, 원자력연구시설에 대한 해체비용을 산정하기 위해서는 해체 시설 대상물에 대한 구성요소와 해체 작업 활동에 대한 비용 항목을 바탕으로 산정을 해야 한다. 즉, 해체활동을 수행하기 위해 필요한 작업의 분류 및 소요 자원의 선정을 바탕으로 항목별 비용을 산정하고 최종 산출된 항목별 비용을 용도 및 목적에 맞게 재구성하여 전체 해체활동에 대하여 비용을 산출하는 것이다. 이와 같이 해체 비용을 산정하기 위해서는 해체 시설 대상물에 대한 비용항목을 어떻게 구성해야 하며 또한 비용에 영향을 미치는 인자가 무엇인지를 도출하여 해체비용 구조를 완성해야 비로소 보다 정확하고 신뢰성 있는 해체비용 산정이 가능하게 된다.

이 논문에서는 원자력연구시설 해체비용을 산정하기 위한 비용항목에 대한 구성 방법과 비용에 영향을 미치는 주요 인자들에 대한 산출 방안을 소개하고자 한다.

2. 원자력연구시설 해체비용 산정 구조

2.1 해체비용 산정 절차

원자력연구시설에 대한 해체 비용을 산정하기 위해서는 먼저 해체 시설의 구성요소 및 오염정도를 파악하여 해체활동 단계 및 절차를 작성한다. 해체 활동 단계의 작업 내용은 계층구조 형식으로 분리 가능하고 측정 가능한 작업 활동 수준까지 분할한다.

원자력연구시설 해체비용을 산정 계산 절차로는 먼저, 해체 단위작업에 대하여 소요되는 작업시간을 바탕으로 인건비가 계산이 되고, 이때 투입되는 장비 및 재료에 대한 비용을 계산하여 전체를 합산하면 작업에 대한 비용이 계산되는 것으로 요약을 할 수 있다. 여기에서 가장 중요한 부분은 해체활동에 대한 비용을 산정하기 위해 비용 항목을 구성하는 부분이다.

2.2 해체비용 항목 분류 기준

원자력연구시설 해체 비용 산정을 위한 비용 항목 분류를 위해서는 시설의 계통 및 구조, 건축도면, 배관 및 장치 표시, 시설 운전 자료 등에 대한 기초 자료를 사전에 검토가 이루어져야 한다. 이것을 기초로 하여 시설의 구성요소와 해체 대상물에 대한 해체기법을 바탕으로 해체작업을 계층구조를 갖도록 비용 항목별로 분류하고 그룹화를 해야 한다.

다양한 해체활동을 구성하는 요소에서 해체비용 산정을 하기 위해서는 해체활동을 항목별로 분류 및 묶음이 가능하도록 상하부 계층구조를 갖는 세부 항목으로 분류를 한다. 해체 비용 항목을 분류함에 있어 여러 가지 조건과 기준에 의해 분류되고 있지만, 동일한 의미를 바탕으로 신뢰할 만한 비용 예측을 수립하는데 설명 가능한 기초를 제공하는 단위 비용인자 방법을 선택하여 해체비용 항목을 분류를 하여야 한다.

단위 비용인자(Unit Cost Factors) 방법은 많은 해체활동 항목에 대하여 활동 추정을 단순화하기 위해서 사용하는 방법이다. 해체 작업시간을 이용한 인건비, 장비 및 재료에 대한 단위 비용 인자에서 제공된 상세한 해체활동은 투입된 비용 요소가 누락되지 않도록 보증을 해준다.

해체비용 산정을 구성하는 가장 최소 단위는 단위 비용 인자이다. 단위 비용 인자는 해체활동에 대하여 최종적으로 인건비, 재료 및 장비 비용 등으로 집계가 된다. 즉, 해체비용 단위 인자가 모여 투입자원을 만들게 된다. 해체 투입자원에 대한 단위 비용 산출 기반은 작업에 소요되는 작업시간인 Man-Hours를 바탕으로 산정한다.

해체 시설의 구성요소 및 오염정도를 파악하여 해체활동 단계 및 절차를 작성하여 이를 바탕으로 계층 구조의 형태로 작업 내용을 비용그룹, 작업그룹, 작업, 그리고 투입자원으로 나누어 구성

한다. 최하위 구성요소인 투입자원은 주로 인건비, 장비 및 재료에 대한 비용, 기타비용으로 구성하여 계산을 한다. 계산은 투입자원을 계산하여, 작업, 작업그룹, 비용그룹의 순으로 상향식 비용을 계산한다. 최하위에 위치해 있는 투입자원은 인허가 및 지원활동과 같은 비 물리적인 해체활동과 철거 및 제거와 같은 물리적인 해체활동으로 나누어 계산을 한다.

2.3 원자력연구시설 해체비용 항목 그룹 설정

원자력연구시설을 해체하는 데 소요된 비용을 산정하기 위하여 해체 비용 항목을 개별 해체활동에 대한 분석이 가능하고 해체 작업을 그룹화를 할 수 있도록 구조를 이루어야 한다. 이와 같은 기준으로 해체 사전계획부터 최종 폐기물 처리까지의 모든 해체활동에 대한 비용 항목이 포함되어 산정될 수 있도록 비용항목을 서로 직간접 관계를 갖는 논리적인 묶음으로 범주화하고 해체과정을 반복적이고 유사한 일련의 작업으로 나누어 비용 항목을 6개로 그룹화 하였다.

설정된 원자력연구시설 해체비용 항목 그룹은 OECD/NEA 표준 해체비용 항목을 참고로 하여 향후 해체비용 결과를 다른 나라의 시설과 상호 비교가 용이하도록 고려하였으며, 또한 국내 원자력연구시설의 조건을 고려하여 비용 항목 그룹을 재구성하였다[1]. 해체비용 항목 그룹은 표 1과 같이 총 6개의 비용 그룹(Cost Groups)과 하위 비용 작업그룹(Tasks Groups), 비용 작업(Tasks)으로 하위 세분화 된다.

- ○ 그룹 1 - 해체 계획 및 프로젝트 관리 활동 : 해체 프로젝트를 수행하기 위한 준비활동 및 현장 지원과 관련된 활동
- ○ 그룹 2 - 시설 운전중지 활동 : 시설의 운전 정지와 관련된 활동
- ○ 그룹 3 - 해체 운영, 제염 및 제거 활동 : 물리적인 해체작업을 수행하기 위한 사전준비에서 시설 해체활동에 대한 활동
- ○ 그룹 4 - 폐기물 처리 및 관리 활동 : 해체 시설 운전 중 폐기물 취급, 이송, 제염 및 처리와 관련된 활동
- ○ 그룹 5 - 부지 복원 활동 : 토양 제염, 잔류방사능 측정 및 평가, 부지 조경에 대한 활동
- ○ 그룹 6 - 기타 활동 : 해체 전체 기간 중 세금, 보험 등 기타 주변 비용

해체비용 항목 그룹은 시설에 대한 해체 단계에 따라 구성된 것이다. 실제 해체 비용을 산정하기 위해서는 그림 1과 같이 각 비용 그룹(Cost Groups)을 작업에 맞게 작업그룹(Tasks Groups), 작업(Tasks), 그리고 투입자원(Resources)으로 하부 계층구조로 세분화를 하여야 한다. 투입자원은 인력, 장비 및 재료로 구성된다. 각 비용 그룹은 투입자원의 구성요소의 특징에 따라 크게 일반 해체작업그룹과 물리적인 해체 작업 그룹으로 나눌 수 있다.

일반 해체 작업 그룹은 인허가 및 사전 준비와 같은 해체활동을 말하며, 이 때의 투입자원에 대한 비용 구성은 인건비 및 재료비로 주로 구성이 된다. 여기에 해당되는 비용 항목 그룹은 그룹 1과 그룹 6이 해당된다.

물리적인 해체 작업 그룹에 대한 비용 산정은 보다 공학적이고 정확성을 높이고 작업시간을 지연시키는 요인을 보정해주는 작업난이도 인자를 적용하기 용이하도록 최하위 작업내용을 '일반작업', '측정', '제염', '절단 및 제거', '폐기물 취급' 으로 구분한다. 여기에 해당되는 비용 항목 그룹은 그룹 2, 그룹 3, 그룹 4, 그룹 5가 해당된다. 이렇게 구분한 이유는 일반적으로 해체작업은 인력투입으로 인한 비용이 가장 많이 발생하기 때문에 인건비 계산의 기본이 되는 단위인자인 작업시간을 보다 세밀하게 하기 산출하기 위함이다.

○ "해체 계획 및 프로젝트 관리 활동" 비용 그룹
- □ 해체 사전 조치
  - ▷ 해체 계획 및 설계
  - ▷ 인허가
  - ▷ 방사선학적 조사
- □ 장비 및 재료 조달
  - ▷ 계측 분석용 기기 및 재료
  - ▷ 해체용 기기 및 재료
  - ▷ 폐기물 관리용 기기 및 재료
  - ▷ 일반 공구 및 재료
- □ 실험 및 임시 시설
  - ▷ 설치 및 운영, 제거
- □ 프로젝트 관리 및 지원
- □ 주 계약자 선정

○ "시설 운전 중지 활동" 비용 그룹
- □ 시설 설비 정지 및 정밀 조사
- □ 시설 및 주변 환경 방사선학적 조사
- □ 운전 장비 격리 및 제거
- □ 오염 제거 및 처리
- □ 시설 구성요소 격리 및 제거
- □ 장비 및 재료 조달
  - ▷ 계측 분석용 기기 및 재료
  - ▷ 해체용 기기 및 재료
  - ▷ 폐기물 관리용 기기 및 재료
  - ▷ 일반 공구 및 재료
- □ 실험 및 임시시설
  - ▷ 설치 및 운영, 제거
- □ 보건 및 안전

○ "해체 운영, 제염 및 제거 활동" 비용 그룹
- □ 실험 및 임시 시설
  - ▷ 설치 및 운영, 제거
- □ 장비 및 재료 조달
  - ▷ 계측 분석용 기기 및 재료
  - ▷ 해체용 기기 및 재료
  - ▷ 폐기물 관리용 기기 및 재료
  - ▷ 일반 공구 및 재료
- □ 부지 운영 지원 및 감시
- □ 주기적인 방사능 및 환경 조사
- □ 보건 및 안전

○ "폐기물 처리 및 관리 활동" 비용 그룹
- □ 폐기물 처리 설계 및 계획 수립
- □ 실험 및 임시시설
  - ▷ 설치 및 운영, 제거

○ "폐기물 처리 및 관리 활동" 비용 그룹 (계속)
- □ 장비 및 재료 조달
  - ▷ 계측 분석용 기기 및 재료
  - ▷ 해체용 기기 및 재료
  - ▷ 폐기물 관리용 기기 및 재료
  - ▷ 일반 공구 및 재료
- □ 보건 및 안전
- □ 시설 운전 중 발생한 폐기물 처리
  - ▷ 사전 준비
  - ▷ 처리
  - ▷ 포장
  - ▷ 폐기물 저장 및 제염
  - ▷ 수송
- □ 해체폐기물 처리
  - ▷ 해체 방사성폐기물 처리]
  - ▷ 해체 비방사성폐기물 처리
- □ 해체폐기물 Packing
  - ▷ 해체 방사성폐기물 포장
  - ▷ 해체 비방사성폐기물 포장
- □ 해체폐기물 이송
  - ▷ 해체 방사성폐기물 이송
  - ▷ 해체 비방사성폐기물 이송
- □ 해체폐기물 저장
  - ▷ 해체폐기물 저장시설 준비
  - ▷ 해체 방사성폐기물 저장
  - ▷ 해체 비방사성폐기물 저장

○ "부지 복원 활동" 비용 그룹
- □ 부지 최종 조사 및 재구성
- □ 최종 철거 및 복원
- □ 실험 및 임시시설
  - ▷ 설치 및 운영, 제거
- □ 장비 및 재료 조달
  - ▷ 계측 분석용 기기 및 재료
  - ▷ 해체용 기기 및 재료
  - ▷ 폐기물 관리용 기기 및 재료
  - ▷ 일반 공구 및 재료
- □ 보건 및 안전

○ "기타 활동" 비용 그룹
- □ 인력 부대 경비
- □ 일반관리비 및 간접비
- □ 세금 및 보험료
- □ 에너지 소비 및 예비비

표 1. 원자력연구시설 해체비용 항목 그룹

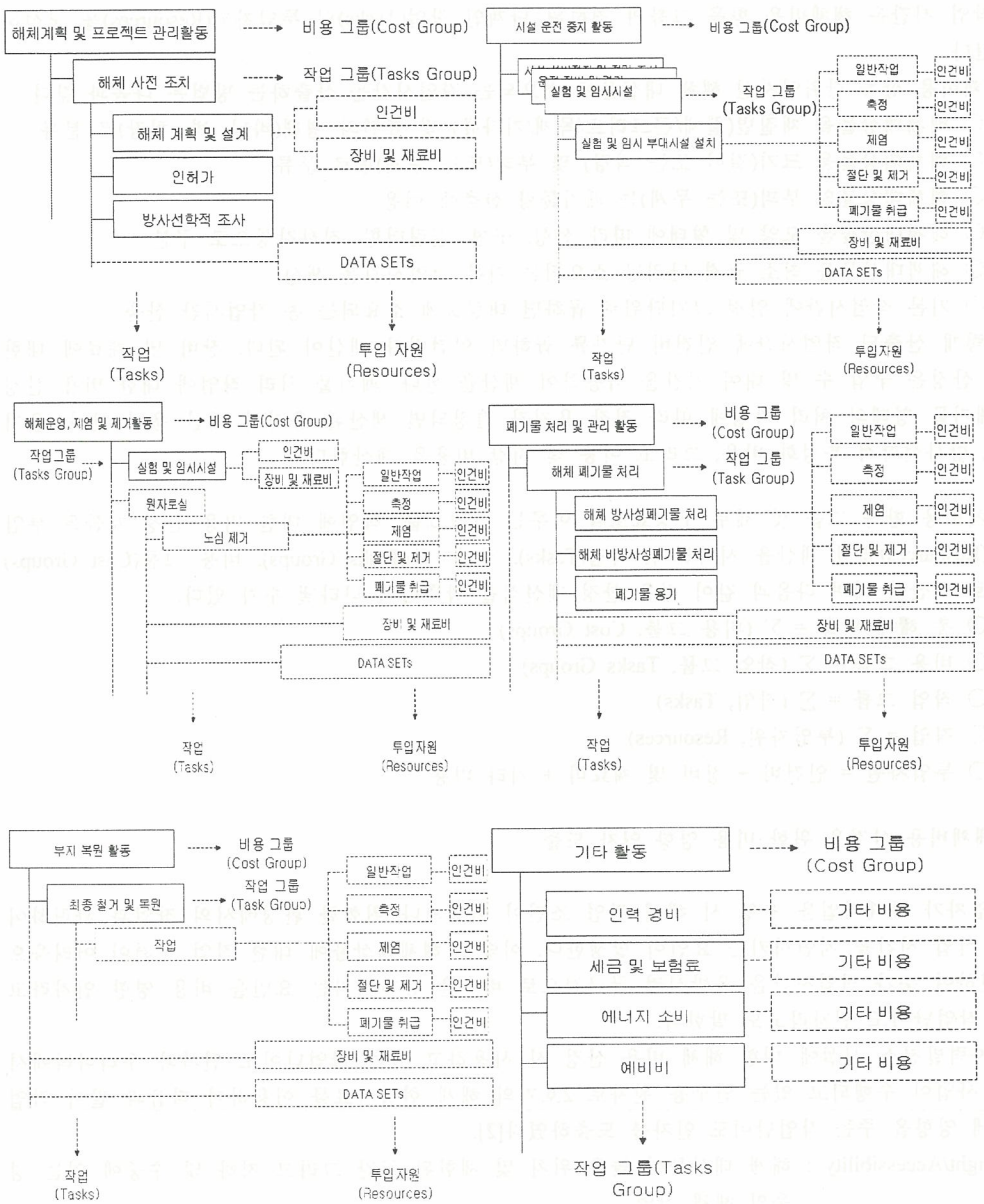


그림 1. 원자력연구시설 해체비용 항목 그룹별 계층 구조

2.5 해체비용 산정을 위한 구성요소 정의

해체비용 항목 구조의 최하위로 구성되는 투입자원(Resources)에 대한 해체비용 산정 결과는 크게 인건비, 장비 및 재료비, 그리고 기타비용으로 구분할 수가 있다. 여기서 인건비는 단위 작업 당 소요되는 작업시간을 바탕으로 계산한다. 단위 작업 당 소요되는 작업시간이란 해체 대상물의 일정한 규격 당 소요되는 기본 작업시간에 일정 규모로 곱하여 산출되는 하나의 해체대상물에 총 소요되는 작업시간을 말한다. 단위 작업 당 소요되는 작업시간은 Man-Hours를 기반으로 계산된다.

이 작업 시간은 해체비용 항목 그룹의 최하위 단계인 작업(Tasks)의 투입자원(Resources)을 구성하게 된다.

해체비용 항목 단위인자인 해체 대상물에 소요되는 작업시간을 산출하는 방법은 다음과 같다.

○ 해체대상물을 재질별(철재/콘크리트/목재/기타류) 및 표면의 형태(바닥, 벽, 천장)로 분류
○ 해체대상물을 크기(길이 또는 직경) 및 부피(또는 무게)별로 분류
○ 해체대상물의 부피(또는 무게)는 폐기물량 산출에 이용
○ 해체대상물을 모양 및 형태에 따라 선형, 구형, 실린더형, 직사각형으로 구분
○ 해체대상물을 최소 규격 단위당 소요되는 기본 작업시간을 생성
○ 기본 작업시간에 일정 크기단위로 곱하면 대상물에 소요되는 총 작업시간 산출

이렇게 산출된 작업시간에 인건비 단가를 곱하면 인건비가 계산이 된다. 장비 및 재료에 대한 비용 산정은 구입 수 및 대여 기간을 적용하여 계산을 한다. 폐기물 처리 작업에 대한 비용 산정은 폐기물 형태의 처리 과정에 따라 저장 용기가 결정되면 생산된 용기에 대한 용기 단가, 용기 관리, 방사선학적 특성화 비용, 그리고 이송 및 저장 비용을 계산한다.

해체비용 항목 그룹 및 세부 구성요소를 이루는 작업그룹, 작업에 대한 비용 산정 계산은 투입자원(Resources)에서 계산을 시작하여, 작업(Tasks), 작업그룹(Tasks Groups), 비용 그룹(Cost Groups) 순으로 계산이 되며 다음과 같이 비용 산정 계산식을 함축하여 나타낼 수가 있다.

○ 총 해체 비용 = ∑ (비용 그룹, Cost Groups)
○ 비용 그룹 = ∑ (작업 그룹, Tasks Groups)
○ 작업 그룹 = ∑ (작업, Tasks)
○ 작업 = ∑ (투입자원, Resources)
○ 투입자원 = 인건비 + 장비 및 재료비 + 기타 비용

2.6 해체비용 산정을 위한 비용 영향 인자 도출

작업자가 해체작업을 수행 시 해체 작업 조건이 어렵거나 위험한 환경에서의 작업과 관련하여 해체 작업 시간을 지연시키는 요인이 발생한다. 이렇게 해체대상물에 대한 작업 조건이 어려움으로 인하여 추가 작업시간을 유발시켜 궁극적으로 비용을 증가시키는 요인을 비용 영향 인자라고 하며 작업난이도 인자라고도 말한다.

원자력발전소 시설에 대한 해체 비용 산정 시 사용하고 있는 작업난이도 인자와 우리나라에서 해체 사업이 수행되고 있는 연구용 원자로 2호기의 해체 현장자료를 이용하여 다음과 같이 작업시간에 영향을 주는 작업난이도 인자를 도출하였다[2].

· Height/Accessibility : 해체 대상물이 높은 위치 및 제한된 공간 그리고 지하 및 수중에 있는 경우의 해체 작업
· Personal Protection : 작업자 보호 장비 착용 유무로 인한 해체 작업
· Structure : 독립된 부품(배관 등)과는 달리 구조물(콘크리트 벽 등)에 대한 해체 작업
· Complexity : 여러 개의 구성요소로 조합된 계통 및 기기에 대한 해체 작업
· Utilities : 대상물에 대하여 부가적인 시설을 설치해야 하는 해체 작업
· Radiation/ALARA : 해체 대상물의 방사성학적 오염정도에 따른 해체 작업

작업난이도 인자의 적용 방법은 해체대상물에 대한 작업 시 소요되는 작업시간에 영향을 미침으로 인하여 작업을 지연 및 어려움을 주기 때문에 그 정도의 가중치를 %단위로 해체 대상물에 소요되는 작업시간에 직접 곱하여 추가 작업시간을 산출하여 인건비를 계산하는데 직접 사용한다. 도출된 작업난이도 인자는 해체대상물 및 작업 조건에 따라 일부 적용 및 전부 적용이 가능하다.

해체 비용 산정에 추가로 고려해야 되는 부분은 정해진 해체활동 범위 내에서 예측하지 못한 해체 작업의 발생으로 인하여 비용이 발생할 가능성이 있다는 점이다. 즉, 비용 산정 결과에 추가적인 비용을 고려해주는 보정비용에 대한 필요가 발생한다. 아래 표는 현재 원자력발전소 해체비용 산정에 사용되고 있는 자료들을 조사 및 분석한 주요 해체작업별 보정 비용 및 가중치이다. 표의 가중치는 각 해당 해체작업에 대한 작업시간에 적용하는 게 아니고 최종 산출된 비용 결과에 %단위로 곱하는 수치이다.

Decommissioning Activity Category	Weighting(%)
· Engineering	15
· Utility and Documents of contracts Costs	15
· Decontamination	50
· Contaminated Component Removal	25
· Contaminated Concrete Removal	25
· Steam Generator/Pressurizer/Circulation Pump Removal	25
· Reactor Removal	75
· Reactor Packaging	25
· Reactor Shipping	25
· Reactor Burial	50
· Conventional Radwaste Packaging	10
· Conventional Radwaste Shipping	15
· Clean Component Removal	15
· Supplies/Consumables	25

표2. 원자력시설 해체 작업별 비용 보정 가중치

3. 결 론

본 논문에서는 원자력연구시설 해체비용 산정을 위하여 해체 작업내용에 대한 분류를 바탕으로 한 비용 항목을 구성하는 방법과 작업자의 해체 작업시간에 직접적으로 영향을 미치는 인자 산출 방안을 살펴보았다. 해체활동을 비용항목별로 구성하여 그룹화 함으로써 해체 작업에 대하여 항목별로 비용 산정 및 분석이 가능해 졌고 주요 비용 영향에 분포를 보다 명확하게 분석할 수 있게 되었다. 하지만, 원자력시설의 해체활동 작업에 있어서 가장 많은 영향이 미치는 방사선학적 요인에 대한 영향 정도에 대한 불확실성으로 인하여 해체비용 산정 결과가 큰 차이를 보일 수가 있다는 여러 문헌에 비추어볼 때 이에 대한 충분한 고려를 하지 못한 점이 아쉬운 점이다. 향후, 이 부분에 대해서는 지속적인 자료 확보 및 분석을 통하여 추가적으로 보완할 예정이다. 또한, 해체비용 항목과 영향 인자간의 상호 관계성을 분석하여 원자력연구시설 해체비용 전산 프로그램 개발에 사용되는 비용 자료 파일 구조 설계와 내부 알고리듬 개발에 직접 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 논문은 과학기술부에서 주관하는 원자력 중·장기 연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

참 고 문 헌

1. A Propose Standardized List of Items for Costing Purposes, OECD/NEA, 1999
2. Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Estimates, Atomic Industry Forum/National Environmental Studies Project-036, Vol. 1 and 2, 1986

Effects of the Slag Former on the Metal Melting and Radionuclides Distribution in an Electric Arc Furnace

Song-Pyung Song, Byung-Youn Min, Wang-Kyu Choi, Chong-Hun Chung and Won-Zin Oh
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

pssong@kaeri.re.kr

Abstract

The characteristics of the metal melting and radionuclide distribution of the radioactive has been investigated in a lab-scale arc furnace. The slag former based on the constituents of silica, calcium oxide, aluminum oxide, borate and calcium fluoride additions was used for melting of the stainless and carbon steel. In the melting of the stainless steel, the amount of slag formation increased with an increase of the concentration of the slag former. But the effects of the slag basicity on the amount of slag formation showed a local maximum value of the slag formation with an increase of the basicity index in the melting of the stainless steel as well as in the melting of the carbon steel. With an increase of the amount of slag former addition, the trends of the cobalt distribution into the ingot and the slag depended on the kind of slag former used in the melting of the stainless steel while the effect of the slag basicity on the distribution of the cobalt was not clarified in the melting of carbon steel. In the melting of the carbon steel, the strontium was captured at up to 50% into the slag phase. Cesium was completely eliminated from the melt of the stainless steel as well as the carbon steel and distributed to the dust phase.

Key word : metal melting, nuclide distribution, arc furnace, basicity index

1. Introduction

As a result of the aging of nuclear research facilities as well as nuclear power plants, these facilities must be shutdown and dismantled in the immediate future. The decontamination and decommissioning (D&D) of nuclear installations results in considerably large amounts of radioactive metal wastes such as stainless steel, carbon steel, aluminum, copper etc. The reference 1000MWe PWR(pressurized water reactor) plant and 881MWe PHWR(pressurized heavy water reactor) plant will generate metal wastes of 24,800ton and 26,500ton respectively [1]. As a consequence of the D&D performance, hundreds of tons of metallic wastes such as metal, concrete, and soil will be expected from the D&D of these facilities [2]. These radioactive metal wastes will induce the problems of handling and storing these materials from the environmental and economic aspects. For this reason, prompt countermeasures should be taken to deal with the metal wastes generated by dismantling the retired nuclear facilities. As most of these steels are slightly contaminated, if they are properly treated they are able to be recycled and reused in the nuclear field [3,4]. In general, the technology of a metal melting is regarded as the most effective

method to treat radioactive metal wastes from nuclear facilities. In the technology of a melting treatment, the most important variable is the slag former because the distribution of radionuclide and the characteristics of a metal melting depend on the composition and basicity of the slag former [5].

This study is concerned with the melting of metal wastes(i.e. stainless steel and carbon steel)and the distribution behavior of the nuclides into the slag, ingot and dust phase. The melting of stainless and carbon steel was carried out with the use of surrogate nuclides such as cobalt, cesium, and strontium in a lab-scale d. c. graphite arc melting system. The characteristics of the melting itself and the nuclide distribution were investigated with a combination of slag formers and a variation of the slag former concentration.

2. Experimental

The stainless steel and carbon steel specimens(10×10×1mm sheet type) were prepared as the feed material for the melting tests. The surrogate nuclides were chosen by considering their chemical properties, the reactions among the elements and the ease of handling and a chemical detection. The slag former was added to a crucible filled with a metal specimen prior to the beginning of a melting. The composition and kinds of the slag former used in this study are given in Tables 1 and 2. Experiments of a metal melting were carried out in an electric arc furnace, as shown in Fig. 1. The d. c. graphite arc melting system consists of one graphite electrode (20mm in diameter by 150mm in long) and a copper crucible(100mm in diameter by 80mm in depth) with a graphite refractory which serves as a counter electrode. The cooling water flows in the surroundings of the graphite arc electrode, copper crucible and the chamber. The input power can be supplied by controlling the d. c. voltage from the d. c. power supplier. The stainless and carbon steel specimen contaminated with the mixed solution of the surrogate nuclides and dried in a vacuum oven at 60℃ was charged into the graphite crucible with a melting capacity of 300cc. The 500g of stainless and carbon steel charged into the graphite crucible was mixed with the prepared slag former and then melted under an argon atmosphere for 5～10minutes.

After the completion of a melting, the molten metal was poured into and cooled in acopper cast. After cooling, the ingot of stainless steel was obtained as a cylindrical type. The ingot samples were taken as chips by a drilling of the ingot to a depth of about 10mm at several locations. After a cooling, the slag was easily separated from the ingot. The ingot and slag samples were analyzed with ICP-AES (IRIS DUO, Thermo Elemental Co.) for cobalt and ICP-MS (X-7, Thermo Elemental Co.) for cesium and strontium to evaluate the nuclide distribution.

Table 1. The composition of the slag former for the melting of stainless steel

Slag composition, wt%						
Slag Former	SiO_2	CaO	Al_2O_3	Fe_2O_3	B_2O_3	Other
SF - S1	40	40	20			
SF - S2	40	30	20			CaF_2 - 10
SF - S3	30	40	10	20		
SF - S4	30	50	10	5		CaF_2 - 5

SF - S5	80	4	2		13	K_2O - 1
SF - S6	38.1	41.4	14.1	2.6		MgO - 3.8
SF - S7	75	25				
SF - S8	35	65				

Table 3. The composition of the slag former for the melting of carbon steel

Slag composition, wt%						
Slag Former	SiO_2	CaO	Al_2O_3	Fe_2O_3	Other	Basicity Index
SF - C1	50	30	20			0.520
SF - C2	40	40	20			0.828
SF - C3	30	50	20			1.283
SF - C4	10	50	40			1.598
SF - C5	10	60	30			2.325
SF - C6	80	4	2		B_2O_3 - 13	
SF - C7	30	40	10	20		
SF - C8	40	30	20		CaF_2 - 10	
SF - C9	38.1	41.4	14.1	2.6	MgO - 3.8	
SF - C10	30	40	10		P_2O_5 - 20	

3. Results and Discussion

The slag chemistry remarkably affects the melting properties and the distribution of the radionuclides in the arc melting system. Fig. 2 shows the effect of the slag former concentration on the formation of the slag during the melting of the stainless steel. The amounts of slag generated during the melting of the stainless steel with the slag former linearly increased with an increase of the concentration of the slag former. In respect to the fluidity of the slag, the slag former containing CaF_2(SF-S2) was more effective than that of the other slag formers because the fluorides break the bonds of the silicate network present in the SiO_2 containing slag [6]. The increase rate of the slag formation with SF-S2 was lower than that of SF-S1 or SF-S3 with an increase of the concentration of the slag former. In general, the weight of the slag generated by a melting in the arc melting system was about 2 ~ 5wt% of the metal scrap charged into the graphite crucible [7]. In this experiment, the weight of the slag generated by the melting of the stainless steel was about 5 ~ 14wt% of the metal scrap. The reason why the weight of the slag was more than that of the other studies was that the weight of the metal melted was relatively low. The cobalt is an important radioactive isotope in the D&D field. Therefore, its distribution must be determined during a melting experimental study.

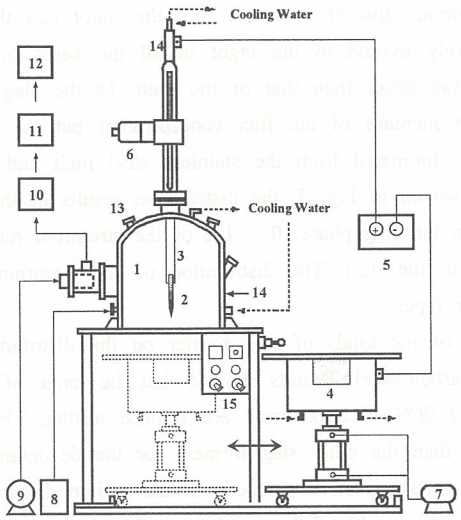


Fig. 1. The schematic of the electric arc furnace.

1. Reactor Chamber	2. Graphite electrode	3. Copper electrode
4. Copper crucible	5. Power supply	6. Stepper motor
7. Air compressor	8. Argon gas	9. Vacuum pump
10. Filter bank	11. Emission monitor	12. Radiation monitor
13. Viewport	14. Cooling water jacket	15. Control box

With an increase of the amount of slag former addition, the distribution ratio of the cobalt into the ingot and the slag is as shown in Fig. 3. The trend in the distribution of the cobalt in the ingot phase was different in accordance with the kind of slag former. In the SF-S1 containing Fe_2O_3, the cobalt was not transported to the slag phase with an increase of the concentration of the slag former. On the other hand, the cobalt with the slag former (SF-S3) containing CaF_2 was moved to the slag phase with a slag addition. Because of its chemical similarity to iron, the cobalt was consistently partitioned to the ingot while the cesium was captured in the slag and the fume [6].

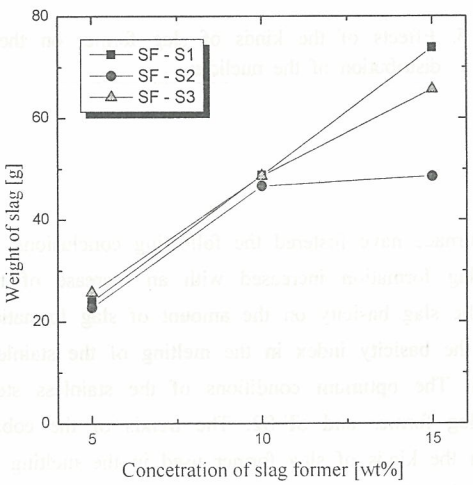


Fig. 2. Effects of the concentration of the slag former on the slag formation.

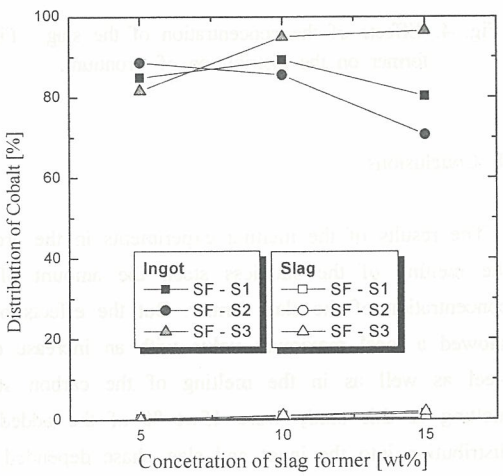


Fig. 3. Effects of the concentration of the slag former on the distribution of cobalt.

Fig. 4 shows the distribution ratio of strontium into the ingot and the slag according to the flux concentration. Strontium barely existed in the ingot in all the cases of the tests because the vapor pressure of the strontium was lower than that of the melt. In the slag phase, however, the residual strontium increased with an increase of the flux concentration but the increasing rate is very slow. Most of the strontium was eliminated from the stainless steel melt and distributed to the slag phase and to the dust phase. As shown in Fig. 5, the distribution results of the strontium showed that 20% of the strontium remained in the slag phase, 0 ~ 1% of the strontium remained in the ingot, and 80% of the strontium remained in the dust. The distribution of the strontium in each phase was similar regardless of the slag former type.

Fig. 5 shows the effects of the kinds of slag former on the distribution of the surrogate nuclides during the melting of the carbon steel. Results showed that the range of the cobalt distribution in the ingot was between 82% and 96% in a lab-scale arc furnace testing. The slag former of SF-C9 was found to be more effective than the other slag formers for the decontamination of the strontium and cobalt in the melting of the carbon steel. The results of the cesium distribution into the ingot, slag and dust phase were the same as the results of the stainless steel melting.

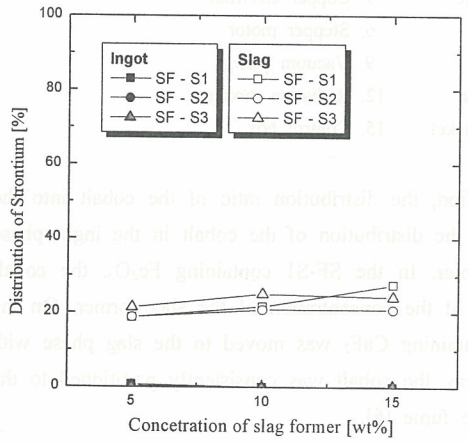


Fig. 4. Effects of the concentration of the slag former on the distribution of strontium.

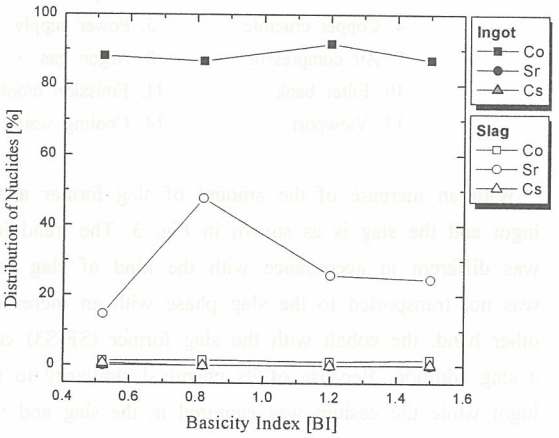


Fig. 5. Effects of the kinds of slag former on the distribution of the nuclides.

4. Conclusions

The results of the melting experiments in the arc furnace have fostered the following conclusions. In the melting of the stainless steel, the amount of slag formation increased with an increase of the concentration of the slag former. But the effects of the slag basicity on the amount of slag formation showed a local maximum value with an increase of the basicity index in the melting of the stainless steel as well as in the melting of the carbon steel. The optimum conditions of the stainless steel melting in this study were 15wt % of the added slag former and SF-S2. The trends of the cobalt distribution into the ingot and slag phase depended on the kinds of slag former used in the melting of the stainless. In the melting of the stainless steel, only 20% of the strontium remained in the slag phase and it was barely present in the ingot. But, strontium was captured at up to 50% into the slag

phase in the melting of the carbon steel. Cesium was completely eliminated from the melt of the stainless steel as well as the carbon steel and distributed to the dust phase. The slag former of SF-C9 was verified to be a more effective slag former than the other slag formers for the decontamination of the surrogate nuclides in the melting of the carbon steel.

References

1. L.A. Nieves and R. W. Tilbrook, Radwaste magazine, "Potential Radioactive Scrap Metal Quantities from Nuclear Power Plants Worldwide", January, pp. 45-53 (1996).
2. W.K. Choi, P.S. Song, B.Y. Min, H.I. Kim, C. H. Jung, and W. Z. Oh, "A State of the Art on the Technology for Melting and Recycling of the Radioactive Metallic Wastes", KAERI/AR-716/2004, Korea Atomic Energy Research Institute (2004).
3. V. Adams, W. Murphie, and M. Gresalfi, "Recycle and Reuse of Radioactive Scrap Metals within the Department of Energy", Safewaste 2000, 1, 115-124 (2000).
4. K. L. Hopkinson, A. Bishop, M. T. Cross, J. Harrison, and Selgas, Nuclear safety and the environment, European Commission, "Decontamination of Metals by Melt Refining/Slagging", EUR 18041 EN (1998).
5. S. A. Worcester, L. G. Twidwell, D. J. Paolini, T. A. Meldon, and R. E.Mizia, WINCO-1198, Westinghouse Idaho Nuclear Company, Idaho Falls, Idaho (1994).
6. M. B. Joanna, K. D. Brian,and M. Eric Schlinenger, SAND 96-0902, Category UC-704 (1998).
7. M. Sappok, G. Lukacs, and A. Ettemeyer, "Melting of Radioactive Metal Scrap from Nuclear Installations", in Proc. Decommissioning of Nuclear Installations, K. Pflugarad, R. Bisci, B. Huber, and E. Skupinski Eds., pp. 482-493 Brussels, Belgium (1989).

U(VI) 폐액의 전기흡착처리

이유리, 정종헌, 오원진, 박진호, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

연속적 전기흡착 셀에서 ACF 전극을 사용하여 우라늄 함유 폐액을 처리하였다. 우라늄 이온의 전기흡착에 대한 전위와 pH의 영향을 조사한 결과 음의 전위가 증가할수록, pH가 높을수록 흡착제거율이 증가함을 나타내었다. 셀을 통과하는 공급액의 유속이 감소할수록 흡착효율이 증가하여 전기흡착공정이 표면반응에 의해 조절된다는 사실을 알 수 있었다. 흡착효율을 높이고자 ACF 전극을 염기성 용액으로 양극산화 처리한 결과, -0.3 V의 낮은 가용전위에서도 미처리 ACF 전극을 사용하여 -0.9 V이상의 높은 전위에서 얻어진 전기흡착 효율(제거율 99.5% 이상, 유출액 농도 1 ppm 이하)과 유사한 결과를 얻을 수 있었다. ACF에 흡착된 우라늄의 SEM 및 XRD 분석결과로부터, 우라늄의 흡착은 탄소전극의 전기이중층 충전에 의한 전기흡착 뿐 아니라 전기 화학적으로 유발된 침전 메커니즘으로 사료된다.

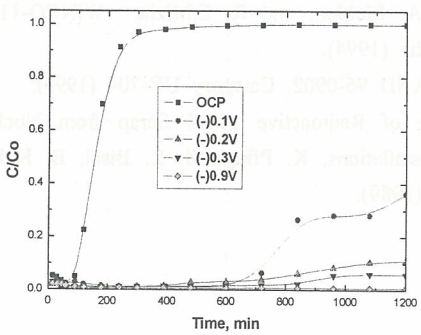


Fig. Electrosorption of U(VI) with variation of potential at pH 4.0.

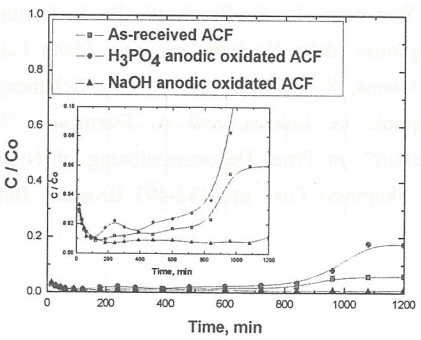
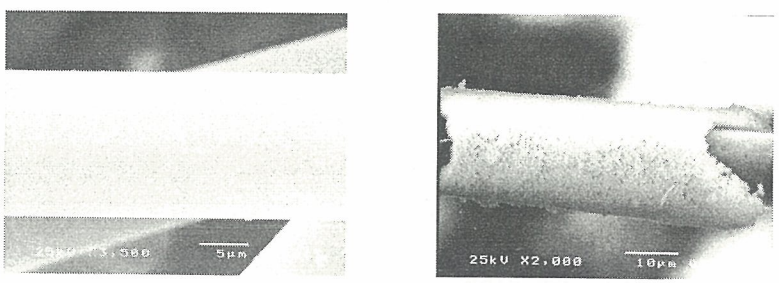


Fig. Electrosotpion of U(VI) on Various ACFs at -0.3 V.



(a) ACF before electrosorption (b) ACF after electrosorption

Fig. SEM of adsorbed uranium on ACFs.

제1분과
방사성폐기물 정책 및 제염해체
(Poster)

빈 면

PFC 제염폐액 내의 미립자 제거를 위한 여과막 선정 및 여과장치 개발

김계남, 정철진, 원휘준, 정종헌, 오원진, 박진호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

kimsum@kaeri.re.kr

국내의 원자력시설 내 핫셀(Hot Cell)에서는 사용 후 핵연료의 산화환원 및 분쇄공정, 사용 후 핵연료의 절단 및 분말화 공정, 군 분리 공정, 사용 후 핵연료의 금속전환 공정 등을 수행하고 있다. 그런데 핫셀 바닥과 벽면 그리고 핫셀 내부에 있는 여러 장치표면들은 이러한 공정들과 연구실험 과정에서 발생한 고방사능 분진(Hot Particulate)에 의해 오염되어 핫셀 내의 방사능 준위가 높아지고 있다. 그러므로 핫셀 내에서의 핵종실험을 원활히 수행하기 위해서는 주기적으로 핫셀 내부 표면과 장치표면에 오염된 고방사능분진을 제거하여 핫셀 내의 방사능 준위를 낮춰주어야 한다. PFC(Perfluorocarbon) 제염기술은 기존의 프레온제염과 유사한 방법으로 고체표면에서 작은 입자를 더욱 효과적으로 제거할 수 있는 건식제염공정의 하나이다. PFC 제염공정은 DuPont 사나 3M 사에서 개발한 PFC계 세정제(Vertel 2454, PF-5070)를 주된 세척제로 사용하고 여기에 PFC계 계면활성제를 소량 첨가하여 공정의 제염성능을 증진시킨다. 그러나 PFC 제염기술은 제염종료 후 막대한 양의 PFC 제염폐액이 발생한다. 따라서 제염 후 발생하는 이차폐기물의 양을 줄이고 고가의 PFC 제염 용액을 재활용하기 위한 제염폐액의 분리 작업이 필요하다. 본 논문에서는 이런 PFC 제염폐액 내의 오염입자를 제거하고 고가의 PFC 제염용액 자체를 회수하여 재사용하기 위한 PFC 여과장치를 개발하였다. 여과 장치에 사용할 필터는 알파방사선 환경에서 가장 안정한 세라믹 막으로 선정하고 1.4㎛와 0.2㎛ 필터 두개를 연속으로 통과 하게 설계하였다. 여과장치의 성능 실험결과, 모의폐액 농도 0.3g/L, 300 kPa에서 평균 flux는 1042 L/hr m^2. 평균제거 효율은 99.7%였으며 실제 회수되는 PFC는 분당 95.5mL로 본 여과장치의 실제적용이 가능함을 확인하였다.

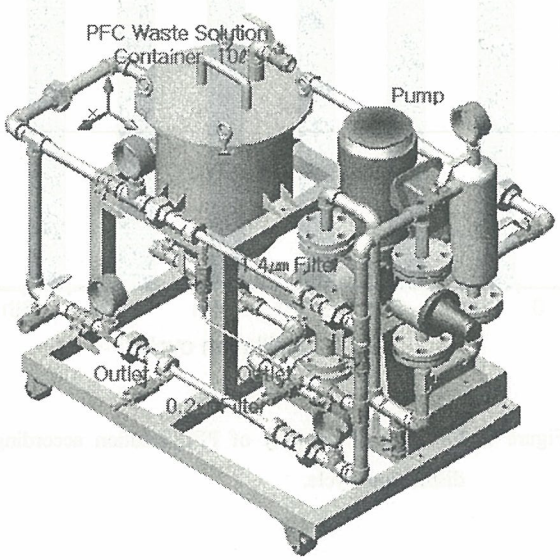


Fig. 1. Filtration equipment manufactured to purify PFC decontamination waste solution

Recycling of Perfluoroheptane by Distillation

Hui-Jun Won, Gye-Nam Kim, Chong-Hun Jung and Won-Zin Oh

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

A study on the recycling of perfluoroheptane(C_7F_{16}) by distillation was carried out under atmospheric pressure. Because of high decontamination efficiency, the ultrasonic method is applied to the loosely contaminated metal in a mixed solution of perfluoroheptane and anionic surfactant. To make a volume reduction of the secondary waste, recycling of the spent solution by distillation or filtration is necessary. Al_2O_3 powders as a surrogate contaminant were added into a mixed solution of 99.9 vol% perfluoroheptane and 0.1 vol% anionic surfactant. The particle diameters of Al_2O_3 powder were 0.05, 0.3, 1.0, 3.0 and 10.0 μm, respectively. The tests were performed in the Liebig condenser with a heating mantle. Turbidity of each solution was measured before and after distillation. Irrespective of the particle diameter, all the Al_2O_3 powders were fully separated from the perfluoroheptane by distillation. From the investigation of UV analysis, anionic surfactant was also separated. More than the 95 % of the PFC solution was recycled by distillation. As shown in Figure 1, the turbidity of PFC solution after 7 times of distillation is very low. This confirms that PFC can be reused many times without the loss of decontamination efficiency.

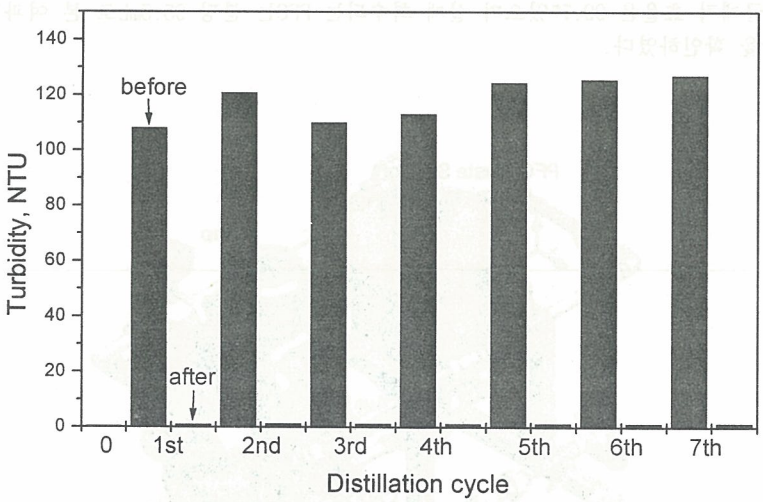


Figure 1. Variation of turbidity of PFC solution according to the distillation cycle.

초임계 이산화탄소내 금속이온 추출을 위한 추출제 혼합 연구

고문성, 김문수, 주보경, 김홍두, 김학원
경희대학교, 청정제염연구실, 경기도 용인시 기흥읍 서천 1

원자력 산업에서 발생하는 수용액내 방사성 오염 대상물을 제염하는 방법으로 착물형성을 통한 금속이온을 분리 및 추출하는 용매추출법을 널리 사용하고 있다. 그러나, 용매추출법은 다량의 이차폐기물 발생, 독성의 유기물사용, 사용된 용매의 재처리 및 환경적 문제 해결이라는 많은 어려움을 갖고 있다. 본 연구에서 사용하는 초임계 이산화탄소는 다른 용매에서 비해 낮은 임계조건(Tc=31.1℃, Pc=73.8bar)을 갖으며, 환경친화적이고, 방사성 환경에서도 안정적인 장점을 갖고 있다. 특히, 이산화탄소를 회수 및 재사용할 수 있으므로 유기용매의 이차폐기물 발생을 극소화 할 수 있다. 최근까지 초임계 이산화탄소를 이용한 금속추출에 대한 많은 연구들이 진행되고 있으나, 대부분의 오염대상물이 다양한 핵종과 형태가 혼합되어 있어 지금까지 개발된 추출제로는 대부분 선택적 추출만이 가능하다. 따라서, 본 연구에서는 혼합된 금속이온을 추출하기 위한 추출제 혼합을 연구하였다.

금속이온 추출을 위해 이미 개발된 이산화탄소용 추출제와 본 연구실에서 새롭게 합성한 친이산화탄소성 추출제를 적용하였다. 대상핵종으로는 Co, Sr, Cs, Cd, Pb, 그리고 Zn를 모의시편으로 사용하였다. 금속염이 함유된 필터용지를 준비하여 초임계 이산화탄소내에서 추출제를 이용해 60분간 정적추출을 수행하고, 실험 후 시편을 처리하여 ICP-AES를 이용하여 추출효율을 분석하였다.

먼저 본 연구실에서 개발한 추출제인 GNRL-74를 사용하여 추출한 결과를 표 1에 나타내었다. 보조계면활성제로 Net_4PFOSA를 첨가했을 때, Sr을 제외한 모든 금속에 대해 90% 이상의 높은 효율을 나타내었다. 그러나, GNRL-74는 가격이 비싸기 때문에 상업화에 제한이 있다. 그러므로, 우리는 경제적이며 상업적으로 적용 가능한 추출제를 선정하여 실험을 수행하였다.

각각의 금속이온에 대해, Co는 bis(2,4,4-trimethylpentyl)phosphinic acid (Cyanex 272)와 diethylamine(DEA), Sr은 GNRL-34와 Net_4PFOSA, 그리고 Cs은 GNRL-24와 물과의 마이크로에멀젼을 적용했을 때, 각각 최적의 추출효율을 나타내었다 (표 2). 이러한 결과를 바탕으로, 한번의 추출을 통해 다양한 금속이온을 모두 추출하기 위해 추출제를 혼합하여 실험을 수행하였다. 예상과는 달리, 추출제를 혼합했을 때, 추출제들 간의 상호 감쇠영향으로 인해 낮은 추출율을 나타내었다. 그래서, 표 3 에서 보는 바와 같이, 다단계의 공정을 통해 적용 가능한 추출효율을 달성하였다. 현재 다양한 종류의 새로운 추출제를 합성하여 한번의 공정으로 다양한 대상물이 추출가능한 추출제 조합을 연구하고 있다.

표 1. 신 추출제를 이용한 다양한 금속이온 추출. Chelating ligand; GNRL-74, Counter anion; Net_4PFOSA, H_2O; 20㎕, Pressure; 250bar, Temperature; 40℃

Metal ions	Co	Sr	Cd	Pb	Zn
Extraction Rate / %	96	67	96	83	100

표 2. 추출제 혼합을 이용한 혼합된 금속이온 추출.

Chelating ligand	Counter anion	Molar ratio $[M^+]:[L_1]:[L_2]:[L_3]:[L_4]$	H_2O	P	T	Extraction Rate / % (±5%)			Note
			μℓ	bar	℃	Co	Sr	Cs	
Cyanex272 DC18C6 DEA	Net_4PFOSA	1:1000:1000:1000:1000	10	200	60	98	78	80	
GNRL-34 DC18C6	Net_4PFOSA	1:100:100:100	20	200	60	6	96	65	
GNRL-24		1:100	8.1	80	26	56	79	93	Two times

표 3. 추출제 혼합을 이용한 혼합된 금속이온의 다단계 공정 추출.

Chelating ligand	Counter anion	Molar ratio $[M^+]:[L_1]:[L_2]:[L_3]:[L_4]$	H_2O	P	T	Extraction Rate / % (±5%)			Note
			μℓ	bar	℃	Co	Sr	Cs	
GNRL-24	Net_4PFOSA	1:100	8.1	200	60			71	
GNRL-34	Net_4PFOSA	1:100:100	20	200	60		82		Multi-step process
Cyanex272 DEA 3G	Net_4PFOSA	1:1000:1000:1000:1000	10	200	60	87			

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 국가지정연구실 사업(NRL) 및 산업자원부에서 시행한 전력산업 인프라 구축지원 사업으로 수행된 논문입니다.

Melt Decontamination of Aluminum Waste by Electric Arc Melting

Wang-Kyu Choi, Pyung-Seob Song, Byung-Youn Min*, Chong-Hun Jung, Won-Zin Oh

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon

*Chungnam National University, 220 Gung-dong, Yuseong-gu, Daejeon

nwkchoi@kaeri.re.kr

In Korea, the decontamination and decommissioning of the retired TRIGA MARK II and III research reactors and a uranium conversion plant at the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) has been under way. Hundreds of tons of metallic wastes are expected from the D&D of these facilities [1]. Therefore, prompt countermeasures should be taken to deal with the amount of wastes generated by dismantling the retired nuclear facilities. Most of the dismantled material is slightly contaminated. A recycle or volume reduction of the metallic wastes can be considered as one of the waste management options under the circumstances of the absence of a waste disposal site in Korea and the capacity limitation of the temporary waste storage facility at KAERI. A recycle or volume reduction of the metallic wastes through the application of appropriate treatment technologies has merits from the view point of the increase in resource recycling as well as a decrease in the amount of wastes to be disposed resulting in a reduction of the disposal cost and an enhancement of the disposal safety.

In this study, the characteristics of the aluminum waste melting and the distribution of the radioactive nuclides were investigated in the view point of the decontamination of the aluminum wastes generated from the decommissioning of the TRIGA MARK Ⅱ and Ⅲ research reactors at the Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI). The melting of aluminum was carried out with the use of surrogate nuclides such as cobalt, cesium, and strontium and fluxes such as NaCl-KCl-Na_3AlF_6 (type A), NaCl-NaF-KF (type B), CaF_2(type C), and LiF-KCl-$BaCl_2$ (type D) in the d. c. graphite arc melting system. The fluidity of aluminum melt was increased with the addition of the fluxes, which has slight difference according to the type of fluxes. The formation of the slag during the aluminum melting added the flux type B and C was larger than that with the flux A and D. The rate of the slag formation linearly increased with increasing the flux concentration. The results of the XRD analysis showed that the surrogate nuclides move into the slag, which can be easily separated from the melt, and then they combine with the aluminum oxide to form a more stable compound. The distribution ratio of cobalt in the ingot was more than 40% according to the types of fluxes. A removal efficiency of more than 98% for the cesium and strontium from the ingot could be achieved due to their transportation from the ingot to the slag and the dust phase. Therefore, it can be expected that a greater part of the aluminum wastes generated from the retired research reactors can be recycled or their volumes reduced for a disposal by a melting.

CO_2 pellet 분사제염 최적조업특성 연구

이중명·이승일·윤두병·정종헌·오원진
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

핫셀내 고방사성 물질로 오염된 방사성물질 취급장비나 시설의 유지보수 혹은 방사선 안전관리를 위해 주기적 제염이 필요하며 CO_2 pellet 건식분사 제염법은 장비 파손이나 장비 분해 없이 현장에서 적용할 수 있고 기존의 유해화학물질, 고압수 분사와 연마성 모래분사와는 달리 2차 폐기물 처리·처분의 추가적인 비용이 들지 않는 장점을 가지고 있다. 이러한 특성을 갖고 있는 CO_2 pellet 건식분사 제염 parameter 실험을 통해 CO_2 분사제염 공정변수를 파악하여 최적의 제염조건을 확립하기 위한 연구를 수행하였다.

CO_2 pellet 건식분사 제염공정의 driving force는 물리적 충격 에너지, 열에너지, 그리고 CO_2 pellet의 승화 에너지로서, 오염시편 모재로는 고방사성 핫셀의 제염대상 재질인 SUS 304를 선택하였으며, 모재의 표면 조도에 따른 영향을 조사하기 위해 처리하지 않은 모재와 grinding 후 polishing한 SUS 304 모재의 두 가지를 사용하였으며, 핫셀 내 오염을 모사할 수 있는 화합물형 오염, 분진형 오염 및 Oil형 오염시편을 제조하여 실험을 수행하였다. 화합물 오염시편으로는 $CsNO_3$ 용액을 48hr 동안 50℃의 oven에서 단순 건조시킨 비고착성 오염시편과 400℃의 고온에서 24hr 동안 산화시킨 고착성 오염시편을 제조하였고, 분진형 오염시편은 SUS 304 모재에 1㎛, 5-10㎛ 크기의 Al_2O_3 입자를 alcohol에 용해한 후 도포하여 제조하였으며, 오일오염 시편은 구리스 오일(Dow Corning corp.)을 SUS 304 모재에 일정 두께로 도포하여 제조하였고, 제염효과는 XPS 및 제염 전·후 정밀 무게측정에 의해 산정하였다.

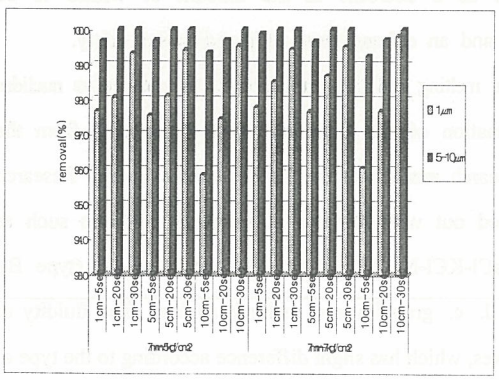


Fig. 1. CO_2 pellet decontamination results for Al_2O_3 contamination (polishing).

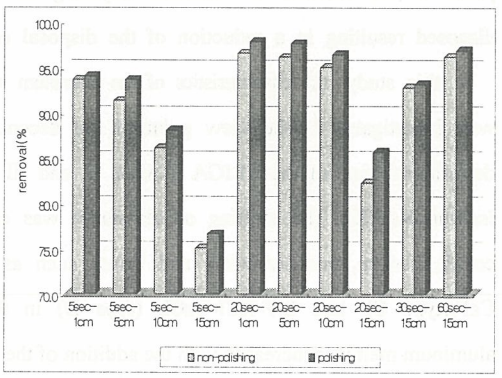


Fig. 2. CO_2 pellet decontamination results for $CsNO_3$ loose con-tamination(3mm-7Kgf/cm^2).

CO_2 pellet 분사제염에 영향을 미치는 물리량으로서 하중 측정은 Force transducer를 이용해 계속적으로 변화하는 동하중과 Load cell을 사용하여 일정하게 유지되는 정하중을 측정하였으며, 동하중과 정하중을 측정하여 CO_2 pellet 분사제염시 효과적인 제염 설계인자를 조사하여, 분사압력이 증가할수록 7mm의 pellet 크기와 60sec 이상의 제염시간 및 5cm이내의 분사거리에서 효과적인 제염이 이루어질 수 있었다.

연구로 가상 해체 시설 설계

Design of a virtual dismantling facility for research reactor

박희성, 김성균, 이근우, 오원진, 박진호
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

가상의 연구로 해체 시설 환경을 설계하는데 필요한 단위 프로그램들의 특성을 검토한 후 결과 자료를 바탕으로 해체 디지털 목업 시스템의 설계가 완료되었다. 단위 프로그램들은 해체 데이터베이스 시스템 모듈, 연구로 시설과 제염 및 해체 장비를 3차원으로 모델링하는 모듈, 3차원으로 방사능 오염 분포도를 묘사하는 모듈, 그리고 해체 일정 및 해체 비용을 평가하는 모듈 등으로 구분된다. 독립적으로 운영되는 이들 단위 모듈들을 통합된 시스템으로 만들기 위해 단위 모듈들의 아키텍쳐 설계 연구가 수행되었다.

연구 결과 다양한 모듈들로 구성된 해체 디지털 목업 시스템을 통합된 환경에서 시나리오를 시험 평가할 수 있도록 하기위해 연구로 시설의 제염 및 해체 활동을 시각적으로 보여줄 수 있는 가시화(visualization) 모듈과 해체 일정 및 해체 비용을 평가하고 분석하는 시뮬레이션(simulation) 모듈로 해체 디지털 목업 시스템의 아키텍쳐를 구현하였다.

Abstract

A design of a dismantling mock-up system have been established based on the result that analyzed a characteristic of modules which need to design a virtual dismantling facility. A unit program composed of a various module such as a decommissioning database system, 3D dosimetric mapping that represents a distribution of a radionuclide contamination, a evaluation module for a dismantling schedule and cost. A research of software architecture was carried out in order to integrate these components that have been independently operated.

The result was established an architecture that consist of a visualization module which could be visualized D&D activities and a simulation module which can be evaluated a dismantling schedule and decommissioning cost.

1. 서 론

서울 공릉에 위치한 연구용 원자로 2호기(TRIGA Mark III, 2MW in 1972년) 해체가 2000년 6월에 시작하여 현재까지 진행되고 있다[1]. 방사능에 오염된 지역에서의 해체활동으로부터 작업자

의 안전성 확보와 해체 폐기물의 감량 그리고 해체 비용을 평가하기 위해 해체 정보 통합관리 시스템 과제가 수립되어 연구가 진행되고 있다. 원자력 선진국의 경우 원자력 시설의 해체에 작업자의 안전성과 해체 폐기물과 같은 경제성 문제[2]를 최적화시키기 위한 수단으로 컴퓨터를 활용한 외부 피폭선량 평가 시스템[3, 4]이나 해체 비용 평가 시스템[5, 6] 개발에 노력을 기울이고 있는 추세다. 디지털 목업 시스템이란 물리적인 목업 시스템 대신에 3D CAD와 VRML 및 JAVA 3D API와 같은 소프트웨어를 이용하여 현실세계와 똑 같은 상황을 컴퓨터상에서 해체 활동을 가상으로 연출하여 해체가 수행되기 전에 해체 일정과 해체 폐기물량 그리고 해체 비용 등을 예측하는 시스템이다.

가상의 해체 현장을 구현시키기 위해서는 가장 먼저 3D CAD로 해체 시설물을 모델링 한 후 방사능에 오염된 위치와 분포를 확인 시킬 필요가 있다. 정확한 방사능 값을 얻기 위해서는 원자력 시설의 운전이력과 상세 도면 및 기타 자료들이 지원되어야 하는데, 수명이 오래된 원자력 시설들의 자료 부재는 제염 해체 계획을 수립하는데 장해 요인이 된다. 재래식 방식으로 제염 해체를 하게 되면 작업자들은 방사선 피폭과 다른 위험에 노출되게 된다. 이러한 문제를 해결하기 위해 여러 종류의 소프트웨어를 사용하여 해체 시설 내부를 3차원으로 모델링하는 기술과 3D CAD를 포함한 가상현실 기술이 개발되고 있다[7]. 또한 상업용 원자로 해체 경험이 있는 선진국에서는 가상현실 기술[8, 9]과 Dose assessment와 human motion simulation 을 결합한 3차원 Simulation tool을 개발하여 원자력 시설의 제염 해체에 ALARA 문제를 평가[10, 11]하고 있으며, 이 시스템은 원자력 시설 중 핫셀 해체에 적용되고 있다[12]. 해체 일정과 해체 비용을 정성적으로 평가하기 위해서는 작업자수와 해체 시간 및 해체 폐기물량을 평가할 수 있는 평가식과 가중치(weighting factor)에 대한 정의[13]가 선행되어야 한다. 국내의 경우 원자력 시설에 대한 해체 경험이 없는 관계로 상업용 발전소를 해체한 결과 자료를 확보하여 연구로 해체에 사용할 수 있는지에 대한 타당성 검토를 진행하고 있는 중이다. 물리적인 목업 시설을 컴퓨터 기술을 이용하여 가상으로 설계한 후 해체 일정과 해체 비용 등을 평가하기 위해독립적으로 운영되는 각 단위 모듈들의 특성을 검토하였으며, 해체 디지털 목업 시스템이 필요로 하는 구성 요소 및 요구 조건들을 분석함으로써 시스템의 아키텍쳐 설계를 완료하였다.

2. 해체 디지털 목업 구성요소 선정

고방사능에 오염된 원자력 시설물의 해체 활동에서 가장 중요한 사항은 작업자의 피폭으로부터의 보호와 해체 비용을 절감하는데 있다. 해체 준비 작업부터 해체 후 처리까지 가상의 해체 환경에서 해체 활동의 예측에 필요한 기능들을 요소별로 검토 분석하였다.

가. 해체 정보인자 도출

연구로 해체 활동 준비 작업부터 제염 및 절단 그리고 해체 후 처리 작업의 전 과정에서 해체 작업자, 해체 소요시간, 해체 폐기물량과 해체 비용 등에 영향을 미치는 변수들을 조사하기 위해 해체 작업자 정보와 방사선 및 방사능 정보 그리고 해체 폐기물 정보 등을 검토[14]하였으며, 방사선에 조사된 해체 시설물들 중 연구로 2호기의 콘크리트 차폐체와 노심 및 Thermal column에 대한 해체 결과자료를 분석하였다[15].

나. 해체 시설물 3차원 설계

디지털 목업 시스템은 컴퓨터상에서 해체 활동을 실험하기 때문에 가장 먼저 해체 시설물을 입체적으로 설계되어야 한다. 원자력 시설 및 부품들의 설계와 모델링 도구로는 여러 상업용 소프트웨어들이 있으나 해체 준비 작업부터 제염 및 해체 과정 그리고 해체 후 처리 과정 등 복잡한 단계를 효과적으로 가시화 시킬 수 있는 기능을 가진 제품이 선정되어야 한다. 이러한 조건을 만족시킬 수 있는 제품으로는 AutoCAD와 3D MAX 그리고 CATIA 및 VRML 제품 등이 있다.

다. 해체 시설물의 제원 및 방사능 정보

해체 디지털 목업 시스템은 방사능에 오염된 시설물을 해체 및 절단 하면서 발생되는 현상들을 평가하는 것이기 때문에 3차원으로 설계된 해체 시설물의 형상에 제원 및 방사선에 조사된 이력과 관련한 데이터들이 필요하다. 해체 시설물의 두께 및 크기와 재질 그리고 방사능 정보 등은 연구용 원자로 해체 활동으로부터 발생된 자료들을 저장 관리하고 있는 해체 데이터베이스 시스템으로부터 해당 데이터들을 인출하여 사용한다. 해체 디지털 목업 시스템에서 콘크리트 차폐체에 대하여 해체 공정을 가시화하고 시뮬레이션 하기 위해서는 먼저 해체 데이터베이스에 접속해서 시설 정보 내 콘크리트 차폐체와 관련된 테이블을 찾아 해당 제원 값을 가져올 수 있도록 프로그램을 해야 한다.

라. 방사선/능 분포-3차원 매핑

연구로 및 원자력발전소 해체에 필수적으로 요구되는 것이 방사화 및 표면오염 방사능 재고량 평가이다. 방사능 재고량 계산은 해체를 수행하면서 발생되는 방사능량을 예측하여 해체 작업환경의 안전성을 높이기 위한 수단으로서 그 목적이 중요하다고 볼 수 있다. 중성자에 조사된 해체 대상 시설물의 방사성 핵종농도와 방사능 및 이로 인한 감마 선량은 대상 구성물질에 대한 중성자 방사화 계산으로부터 추정할 수 있다. 방사능 재고량 산정은 원자로 운전기간에 걸친 방사성 핵종의 생성과 소멸을 포함하여 많은 종류의 방사성핵종을 계산할 수 있는 ORIGEN2 코드와 계산된 방사능 자료를 활용하여 수송 이론을 이용한 ANISN나 DOT/ DORT 혹은 TORT 코드 그리고 MicroShield와 같은 점 선원 코드를 이용하여 계산할 수 있다[16]. 그러나 이들 코드들은 기하학적 모델링의 한계와 핵단면적과 선원항의 군정수화 등에서 발생하는 코드 고유의 불확실성을 포함하고 있어 콘크리트 차폐체 심층부에 존재하는 선원항을 계산하기는 어려운 현실이다. 최근에는 감마 카메라를 이용하여 오염된 시설물에 존재하는 방사선을 측정하는 기술이 개발[17]되고 있지만 콘크리트 차폐체 내부의 농도를 판별하지는 못하고 있다. 본 연구에서는 콘크리트 차폐체 내부의 방사능 재고량을 코어 드릴링 머신으로 채취한 샘플링한 값으로 대신하여 3차원으로 입체화 하였다.

마. 해체 일정 평가 방법론

해체 일정과 직접 관련된 해체 작업자 수, 해체 장비 및 작업 시간 그리고 해체 폐기물량을 정확히 예측하기 위해서는 해체 단위 작업별 난이도와 복잡도가 포함된 수학적 함수식 및 가중치 등이 고려되어야 한다. 국내의 경우 아직 연구로 및 원자력 시설 해체와 관련한 단위 작업별 평가식과 가중치 값이 없기 때문에 원자력 시설 해체 시 일반적으로 통용되는 해체 절차를 적용한 후 해체 단위 작업별로 인공수(작업자 * 시간)를 구할 수 있도록 하였다. 해체 DMU 시스템에서는 향후 원자력 관련 시설 해체 시 해체 일정 방법을 적용시키기 위해 해체 단위 작업의 범위를 크게 전처리 작업과 해체 작업 그리고 후처리 작업으로 구분 하였다. 해체 일정 평가에 기초가 되는 가중치(weighting factor) 값은 작업의 위치와 방사능 정도 및 작업자의 작업조건에 해당하는 respiratory protection와 protecting clothing 그리고 작업 간 휴식 시간 등이 선정되었다.

3. 결과 및 고찰

해체 활동으로부터 생산된 여러 자료를 통하여 해체 정보 주요 인자들을 검토한 결과에 따라 해체 일정 및 해체 폐기물량과 해체 비용을 평가하는데 필요한 항목들을 다음과 같이 도출하였다.

o 연구로 시설에 존재하는 공간선량
o 방사능 재고량: 방사능량 및 비 방사능량
o 제염 공정;
  - 초기 제염 핵종 및 농도, 제염 장비, 제염 작업자 수, 제염 시간, 제염 후 농도
o 제염 결과 0.4 Bq/g을 기준하여 방사능량과 비 방사능량 재평가
o 해체 공정;
  - 해체장비, 장비 설치 시간
  - 대상물 절단 및 세단 시간
  - 절단 길이 및 부피

가. 시스템 설계 기준

① 해체 시설물들의 속성과 기능들을 2D 혹은 3D로 가시화하여 해체 현장과 동일하게 설계되어 물리적인 목업 시설을 대신할 수 있는 기능을 갖추어야 한다.
② 고방사능에 오염된 해체 공간을 3D CAD 및 가상현실(VRML)기법을 응용하여 모델링되어야 한다.
③ 오염된 해체 대상물에 대한 방사능 재고량 산출 및 농도별 분포를 그래픽으로 설계되어 해체 계획 수립 시 참고가 될 수 있도록 해야 한다.
④ 해체 작업자 수와 해체 소요 시간, 해체 폐기물량과 작업자의 피폭량을 시뮬레이션을 통하여 사전에 예측하기 위해서는 해체 단위 작업별 난이도와 복잡도 등이 포함된 산술식과 가중치 값이 먼저 정의되어야 한다.

나. 시스템 설계 요구조건

① 해체 활동에 관계하는 엔지니어와 작업자들이 시스템에 쉽게 접근할 수 있고, 사용하기 용이하도록 그래픽 사용자 인터페이스(GUI)가 설계되어야 한다.
② 시스템 개발과 운용이 편리하도록 소프트웨어 및 하드웨어가 구성되어야 한다.
③ 기본적인 데이터가 확보되어 있어야하며 독립적인 단위 프로그램들 간의 데이터 호환성 문제를 해결하기 위해 인터페이스가 설계되어야 한다.
④ 향후 컴퓨터 기술 발전에 충분히 대응할 수 있도록 자료 구조를 융통성 있게 설계되어야 한다.
⑤ 인터넷에서 사용할 수 있도록 웹(web) 기술이 고려되어야 한다.

다. 시스템 구성 및 기능

설계 기준안과 요구 조건에 따라 해체 디지털 목업 기술이 하나의 통합된 환경에서 운영될 수 있도록 단위 프로그램들간의 인터페이스를 정의하여 각 단위 모듈간의 입.출력 관계를 정립 하였다. 해체 디지털 목업 시스템 구현에 필요한 소프트웨어와 하드웨어의 구성 성분은 다음과 같다.

(1) 시스템 하드웨어

o 해체 데이터베이스 서버 시스템
  - DBMS: MS-SQL 2000 Server
  - Window: MS Windows 2000 Server
  - User Interface: MS Visual Basic
  - Network: Web-based and Client/Server
o 해체 디지털 목업 시스템
  - OS: Window 2000 or XP
  - Network: Web-based

(2) 시스템 소프트웨어

o 해체 데이터베이스 서버 시스템
  - DBMS: RDBMS(Relational DataBase Management System)
o 연구로 시설 가상 공간 모델링
  - EON, VRML(Virtual reality Markup Language)
o 제염 및 해체 장비 모델링
  - AutoCAD, 3D MAX
o 시뮬레이션 결과물 가시화 프로그램
  - Visual Basic script, JAVA 3D API

(3) 단위 시스템 특징 및 구성요소

해체 디지털 목업 시스템을 구성하는 단위 프로그램의 특징과 역할을 그림 1에 나타내었다. 그림 1의 내용을 살펴보면 다음과 같다.

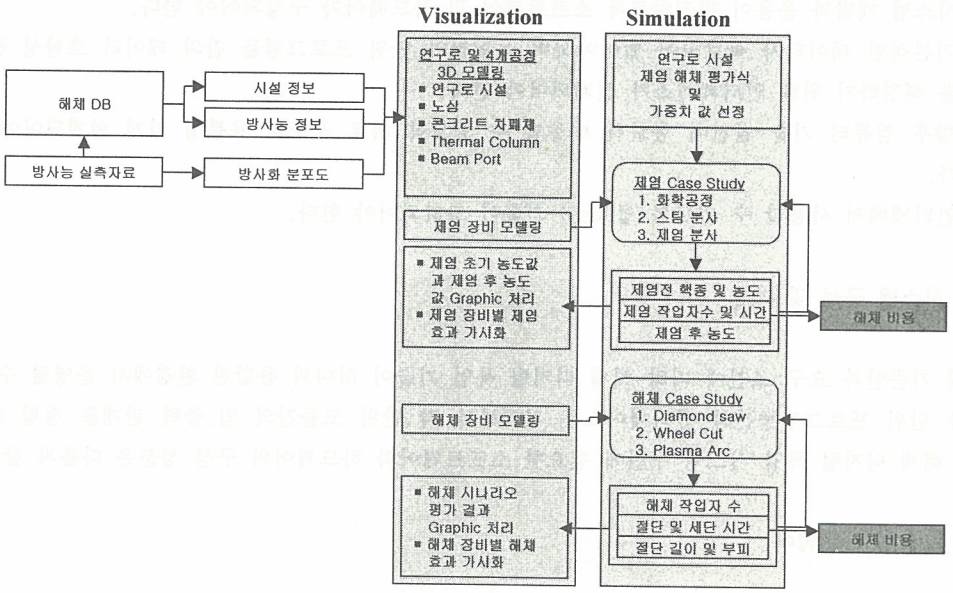


그림 1. 해체 디지털 목업 시스템 구조도

o 해체 데이터베이스 시스템

- 해체 디지털 목업 시스템에서 다루게 될 4개 주요 공정들에 대한 시설 정보 및 방사능 정보는 해체 데이터베이스로부터 추출하여 해체 전 시설들이 갖추고 있는 형상을 설계 도면이나 수치적으로 보여준다. 데이터베이스로부터 가져올 데이터는 시설의 제원 값과 방사능 핵종 및 농도 그리고 공간선량 등이다.
- 해체 디지털 목업 시스템을 통해 생성된 결과 데이터들은 다시 해체 데이터베이스에 저장 관리되도록 설계될 예정이다.

o 방사화 분포도

- 해체 데이터베이스에 저장된 방사능 정보와 연구로 해체 현장에서 측정된 데이터를 입력 받아 해체 대상물의 방사능 분포도를 3차원 그래픽으로 가시화 시킨다. 이 정보를 통하여 제염 방법과 제염 횟수를 결정하게 되고, 제염이 끝 난 후 해체를 하기 전 해체 대상물의 절단 위치와 절단 장비 선택 및 절단 개수 등을 결정하는 과정에서 다양한 해체 시나리오를 설정하게 된다.

o 연구로 및 4개 공정의 3D 모델링

- 연구로 2호기와 주변 부속시설의 형상 모델을 컴퓨터 가상공간 내에 실척(1:1)으로 설계되어야 한다.
- 연구로 2호기 내 4개 대상물(노심, 콘크리트 차폐체, Thermal Column, Beam Port)을 3차원으

로 볼 수 있도록 현실화 시켜야한다.

o 제염 및 해체 장비 모델링
- 방사능에 오염된 시설물을 3가지 종류의 제염 장비를 이용하여 제염하는 과정을 모사하기 위해 화학 제염, 초음파 제염, 그리고 스팀 분사 제염과 관련한 장비를 모델링 하였다.
- 제염을 마친 후 4개의 시설물을 해체하기 위해 각 시설물에 적용될 해체 장비를 선정하여 해체 장비를 모델링 하였다. 노심 해체에 사용될 장비로는 유압 절단기가 있고, 콘크리트 차폐체의 경우는 Diamond Wire, Rock Spliter 그리고 Abrasive Water Jet 장비가 사용될 예정이고, Thermal Column 해체 장비는 Diamond saw, Wheel cutting 그리고 Plasma arc 가 선택되었으며, Beam Port는 기계톱, Nibbler 장비를 이용하여 해체가 수행될 예정이다.

o 연구로 시설 제염 및 해체 평가식과 가중치 값
- 연구로 해체에 필요한 단위 작업별 평가식과 가중치 값은 현재 연구로 2호기를 해체하면서 발생되고 있는 데이터를 해체 데이터베이스 시스템에서 관리하기 위해 적용된 WBS(Work Breakdown System)개념의 단위 작업별 항목에 입각하여 수식을 구한다.

o 제염 공정
- 제염 작업자 투입 인원수에 따라 제염하는데 소요된 시간 등을 수치적으로 표시하여 제염 장비별로 제염 후 나타난 결과 값들을 비교 평가 할 수 있도록 그래픽으로 처리한다.
- 이 수치 데이터는 해체 활동과 연계하여 여러 유형 별로 해체 비용을 평가하는데 사용될 수 있도록 한다.

o 해체 공정
- 작업자가 이동 경로를 통해 해체하고자 하는 시설물에 접근하는 과정을 시각화 할 수 있도록 설계해야 한다.
- 기 개발된 해체 주요 공정 모사 결과 자료를 활용하여 해체 시나리오 별로 해체하는 과정을 3D 모델링 자료를 이용하여 애니메이션으로 보여 줌과 동시에 각 단계별 절단에 소요되는 시간과 해체 작업자 수 및 작업자가 받는 피폭량을 그래픽으로 보여 주어야 한다.
- 선정된 시설물에 대하여 해체 장비 별로 시나리오를 수행할 수 있도록 설계되어야 하며, 이때 발생되는 해체 시간 및 작업자 수 그리고 작업자 피폭선량 등을 평가할 수 있도록 입력 양식이 만들어져야 한다.
- 입력 되는 수치 데이터들은 프로토타입에서 임의의 데이터를 사용할 것이나 시스템 구현시 실제 데이터를 입력할 수 있도록 프로그램 해야 한다.
- 여러 경우의 해체 시나리오에 따라 계산된 결과들은 분석하기 쉽게 그래픽으로 가시화 시켜야 한다.

4. 결 론

해체 디지털 목업 시스템 설계에 필요한 인자들을 도출하였다. 해체 디지털 목업 시스템의 중

요 역할은 방사능에 오염된 환경에서 해체 작업을 가상으로 수행해야 하기 때문에 해체 시설물의 속성들을 3차원으로 설계하여 현실과 최대한 동일하도록 설계하였다. 해체 시설물의 제원 및 방사능 정보 정보들은 해체 데이터베이스 시스템으로부터 지원받을 수 있도록 구성하였으며, 작업자가 받는 피폭선량을 정확히 평가하기 위해서 방사능 농도값을 기초로 하여 방사능 분포도를 3차원으로 재구성하였다. 이와같이 연구로 2호기의 해체 현장을 도면과 기본 정보를 이용하여 3차원으로 모델링한 후 해체 절차에 따라 여러 시나리오별로 해체가 진행되는 과정을 애니메이션으로 볼 수 있도록 설계 하였다. 3D CAD와 가상현실 기술은 해체과정을 시각적으로 보여주는 기능만을 담당하기 때문에 애니메이션 환경에 시뮬레이션 기술을 추가하여 해체 일정을 평가할 수 있도록 아키텍쳐를 설계하였다. 본 논문에서 고려된 해체 일정 평가 방법은 기초적인 수준이기 때문에 앞으로 수학적이고 통계적인 내용으로 수정 보완 할 계획이다. 이와 같이 해체 공정 디지털 목업 시스템 설계에 필요한 주요 구성 인자들을 확보함으로써 물리적인 목업 시설 없이도 해체 기술 개발에 필요한 실험을 컴퓨터상에서 수행할 수 있는 디지털 목업 시스템의 개념 설계를 완료할 수 있었다.

해체 디지털 목업 시스템은 향 후 해체 통합관리 시스템의 한 모듈로써 중요한 역할을 수행할 수 있을 뿐 만 아니라 후행핵연료주기시설 중 핫셀 및 조사후 시험 시설에 대하여 제염 해체 연구에 활용될 것으로 예상된다.

참고 문헌

1. 정기정 외., "Dismantle Plan on Research Reactor 1&2", KAERI-TR-1654/2000.
2. Michel Klein et al., "The Management of Radioactive Concrete Arising from the Dismantling of a Pressurised Water Reactor: The R&D Project on the Recycling of Radioactive Concrete", Radioactive Waste Management and Environment Remidation-ASME 2001.
3. Yukihiro Iguchi et al., "Development of a Decommissioning Engineering Support System of the Fugen NPS", 11th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE11-36270, Tokyo, JAPAN, April 20-23, 2003.
4. Julia L. Tripp et al., "Tools for Optimal Waste and Exposure Reduction", WM '02 Conference, Feb. 24-28, 2002.
5.. S. Yanagihara, " COSMARD: Code System for Management of JPDR Decommissioning", J. Nucl. Sci. Technol., 30(9), 890(1993).
6. Roy Manning, Jeremy Gilmour, "Decommissioning Cost Estimating the Price Approach", Waste Management 2002, Tucson AZ, Feb 2002.
7. Charles E et a., "Computer Mapping and Visualization of Facilities for Planning of D&D Operations", Radioactive Waste Management and Environment Remidation-ASME 1995
8. D J Lee et al., "Virtual reality for Inspection, Maintenance, Operation and Repair of Nuclear Power Plant(VRIMOR).
9. Rindahl, G., et al., "International Conference on Safe Decommissioning for Nuclear Activities", IAEA, Berlin, 2002.

10. Vermeersch F , "The Combined Use of 3D Dose Assessment and Human Motion Simulation in ALARA D&D Problems", 7th ALARA Network Workshop in Decommissioning of Installations and Site Remediation.
11. F. Vermeersch, C. Van Bosstraeten, "Development of the VISIPLAN ALARA planning tool", Proceeding of the International Conference on Topical issues in Nuclear Radiation and Radioactive Waste Safety, Vienna Austria, 31-August to September 1999.
12. Philippe et al., "Dismantling of the Hot Cell Nr 41 at the SCK-CEN using the ALARA Planning Tool VISIPLAN".
13. Kunio Shiraishi et al., Data Analysis on Work Activities in Dismantling of Japan Power Demonstration reactor(JPDR), JAERI-data/Code-98-010.
14. 박희성 외., "연구로 해체 DB Structure 평가", Proceedings of the korea society of information technology applications, September, 2003.
15. 두산 중공업., 연구로 1, 2호기 제염 해체 인력 수급 부문 공사, 월간 진도 보고서, 제 42 ~ 43호, 2003. 7.
16. R.J. Morford, "Source Term and Shielding Calculations to Support Decommissioning of Shippingport Reactor," WHC-SA-0206, Westinghouse Hanford Company, 1988.
17. Le Goaller C., Costes JR., "On Site Nuclear Video Imaging", Waste Management 1998, Tucson AZ, Feb 1998.

방사성 금속폐기물 용융반응기의 모사

강석환*, 강 용*, 송평섭, 최왕규, 정종헌, 오원진
*충남대학교,대전광역시 유성구 궁동 220번지
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kangyong@cnu.ac.kr

방사성 금속폐기물 용융반응기는 고온에서 조작되며, 용융반응이 진행되는 동안 용융상 내부에서 방사성 물질의 기포가 발생하게 되는데, 이 발생된 기포는 분산상으로 용융상의 상부로 상승하게 되므로 용융상 내부에서 분산상의 흐름 거동을 유발하게 된다. 이와 같은 고온의 용융반응기 내부에서 생성되는 방사성 물질의 기포는 분산상의 형태로 상승하므로, 흐름 거동은 용융상인 액체 상태의 단상(one phase)인 균일 반응기(homogeneous reactor)와 비교하여 비균일상 반응기(heterogeneous reactor, multiphase reactor)가 되므로 그 특성이 매우 달라지게 된다. 또한, 방사성 물질이 기포로의 유출이 일어나므로 고온의 방사성 금속 폐기물 용융반응기 내부의 수력학적 특성의 규명은 반응 특성 해석 및 반응기 설계에 필수적인 요소가 된다고 할 수 있다.

하지만, 방사성 금속폐기물 용융반응기를 해석하기 위해서는 고온이며, 특수한 조건의 다상, 불균일 반응기의 해석을 위한 열역학적 해석과 반응 조건, 조작변수, 조작범위 등에 적합한 가정의 도입, 그리고 이와 같은 특성들을 적절히 반영할 수 있는 해석방법의 선정 및 도출이 필수적이며, 우선 되어야만 하는데, 이에 대한 연구는 매우 미흡한 실정이다.

따라서, 본 연구에서는 고온에서 형성되는 반응시스템의 해석에 분산상으로 존재하는 기포의 흐름거동을 고찰한 수력학적 특성을 접목하여 용융제염 반응 특성에 적합한 모사를 할 수 있는 모델 선정과 용융반응기 내부의 열수지(heat balance), 물질수지(mass balance) 및 운동량수지(momentum balance)의 특성을 도입하여 선정된 모델의 안정성과 신뢰성을 검토함으로써 선정된 모델의 검증을 하고자 하였다.

열수지

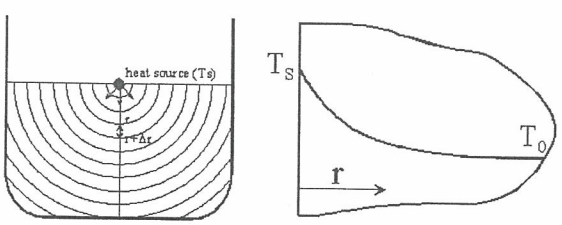


그림 1. 방사성 금속폐기물 용융반응기의 열 흐름

방사성 폐기물 용융반응기에 대한 열수지의 가정은 반구의 중앙에 T_S의 열원으로 인해 T_0의 반응 온도가 변하며, 전도에 의한 열전달 방향은 r로만 전달된다. 또한, t=0에서, 온도 T는 위치 r만의 함수이다.

위의 가정들을 적용한 용융반응기내에서의 열 흐름을 그림 1에 나타내었다.

구에서의 편미분방정식(partial differential equation)은 아래와 같이 나타낼 수 있으며,

$$\frac{\partial T}{\partial t}=\alpha\left(\frac{\partial^2 T}{\partial r^2}+\frac{2}{r}\frac{\partial T}{\partial r}\right) \tag{1}$$

초기조건과 경계조건은 다음과 같다.

$$\begin{aligned} &T=T_0 \quad at\ t=0, \quad forall\ r \\ &T=T_S \quad at\ r=0, \quad forall\ t \\ &T\rightarrow T_0 \quad at\ r\rightarrow\infty, \quad forall\ t \end{aligned} \tag{2}$$

식 (1)의 방정식을 다음과 같이 가정하여 정리하면, 초기조건과 경계조건도 다음과 같이 바뀌게 된다.

$$\begin{aligned} &Y=\frac{T-T_0}{T_S-T_0} \quad ;\ \text{dependent valuable} \\ &\eta=\alpha t/r^2 \quad ;\ \text{independent valuable} \end{aligned} \tag{3}$$

여기서, η는 Fourier 수이다.

$$\frac{d^2Y}{d\eta^2}-\left(\frac{1}{\eta}+\frac{2}{3}\right)\frac{dY}{d\eta}=0 \tag{4}$$

$$\begin{aligned} &Y=0 \quad at\ \eta=0, \quad ;r=\infty \\ &Y\rightarrow 0 \quad at\ \eta\rightarrow 0, \quad ;r\rightarrow\infty \\ &Y=1 \quad at\ \eta\rightarrow\infty \end{aligned} \tag{5}$$

식 (4)를 초기조건과 경계조건에 대입하여 적분하면 식 (6)의 결과를 얻을 수 있으며, 이로써 시간(t)과 위치(r)의 변화에 따른 온도분포를 얻을 수 있다.

$$\frac{T-T_0}{T_S-T_0}=\frac{\eta}{3\eta^3+2}\exp\left(-\frac{1}{2\eta^2}+\frac{2}{3}\eta\right) \tag{6}$$

물질수지

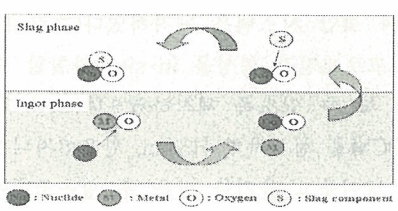


그림 2. 핵종의 슬래그 상으로의 전이

용융반응기에서 핵종의 일부는 그림 2에서와 같이 ingot상에서 slag상으로 전이된다. Ingot상에서의 핵종의 분율(ε)과 무한한 시간에서 핵종의 평형농도(C_L^*), 그리고 ingot상에서의 물질전달계수(k_{La}) 등을 이용한 기본 방정식과 초기조건은 식 (7)과 (8)으로 나타낼 수 있다.

$$(1-\epsilon)\frac{dC_L}{dt}=k_{La}(C_L^*-C_L) \tag{7}$$

$$\begin{aligned} &t=0; \quad C_L=C_{L0} \\ &t=\infty, \quad C_L=C_L^* \end{aligned} \tag{8}$$

위의 식을 적분하면 식 (9)를 얻을 수 있는데, 이 식으로부터 ingot상에서 시간의 변화에 따라 핵종의 농도 변화의 양상을 얻을 수 있다.

$$\frac{C_L}{C_L^*}=1-\exp\left(-\frac{k_{La}}{1-\epsilon}t\right) \tag{9}$$

QCM을 이용한 초임계이산화탄소-질산 마이크로에멀젼의 금속피막 제거 특성

주민수, 고문성, 박광헌, 김홍두, 김학원
경희대학교 원자력공학과 청정제염연구실(NRL)

jhlov2@hanmail.net

원자력 분야에서 표면 제염에 사용하는 용매가 방사능에 오염이 되어 2차 방사성 오염물질을 발생시킨다. 특히 화학제염방법은 방사성 오염물질 자체나 산화막, 침전물 등을 용해시키기 위해 제염용액에 기기들을 담가 놓거나 혹은 배관이나 부품의 내부표면에 화학용액을 순환시키는 방법을 사용하는데 이때 제염용액에 의해 제염 대상물의 부식이 발생한다. 따라서 용매를 재사용 할 수 있고, 산을 거의 사용하지 않는 새로운 표면제염법이 필요하다. 초임계 이산화탄소를 화학연마의 용매로 사용할 경우 연마공정 후 감압만으로 쉽게 용매와 가공품의 분리가 가능하고 이산화탄소는 회수하여 재사용할 수 있기 때문에 환경친화적인 공정이라 할 수 있다. 특히 초임계 이산화탄소는 액체와 같은 높은 밀도를 갖고 있고, 용해력이 큰 동시에 기체와 같은 낮은 점도와 높은 확산성을 가지고 있어 미세 기공에 대한 침투력이 매우 강하기 때문에 정밀부품의 표면처리에 적합한 장점을 가지고 있다.

본 연구에서는 초임계이산화탄소-질산 마이크로에멀젼을 화학연마에 적용하고, 실시간으로 피막제거 특성 관찰이 가능한 QCM(Quartz Crystal Microbalance)을 이용하였다. QCM 한쪽 표면에 각각 Ni과 Cu 피막을 도금을 하여 피막을 만든 후 마이크로에멀젼에 함유된 질산-계면활성제 양 및 종류를 다르게 하여 피막제거율을 구하였다. QCM을 이용하여 질산-초임계이산화탄소 마이크로에멀젼내의 금속피막 제거 특성을 알아보기 위하여 고압 시스템을 제작하였다(그림 1). 고압 반응용기는 양쪽에 사파이어 윈도우를 설치하여 마이크로에멀젼 형성을 in-situ 관찰할 수 있게 하였다. 또한 압력용기내에단자를 두어 QCM을 장착 할 수 있도록 제작하였으며(그림 2), Ch1 부분에 Bare QCM, Ch2 부분에 Ni 혹은 Cu 도금된 QCM을 설치하였다(33ml, 한울엔지니어링). 실험방법은 고압 반응용기 내에 계면활성제와 질산을 넣어주고 용기를 닫은 후 항온조내에 압력용기를 두어 실험 조건에 맞게 가온 하여준다. 온도는 일정하게 유지시키고 N_2 가스를 3bar로 흘려주어QCM의 안정된 진동수를 측정한 뒤 가압정량펌프(ISCO Model 260D, Lincoln, NB, USA)로 반응용기에 이산화탄소를 공급하여준다. 마이크로에멀젼을 형성하기 위하여 이산화탄소를 250bar로 가압하여주고, 교반기를 이용하여 연속적으로 교반을 해주며 일정시간 동안 도금된 QCM의 금속피막제거 특성을 관찰하였다.

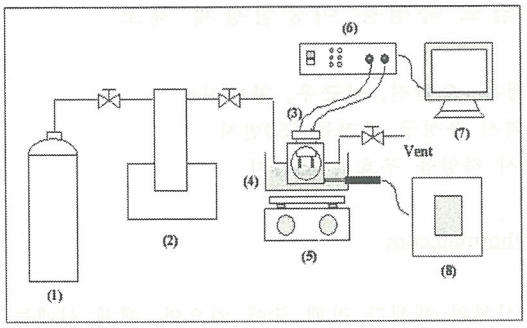


그림-1 실험에 사용된 장치도 ; (1) CO_2 용기 (2) Syringe Pump (3) 반응용기 (4) 항온조 (5) 교반기 (6) RQCM (7) 모니터 (8) 온도조절기

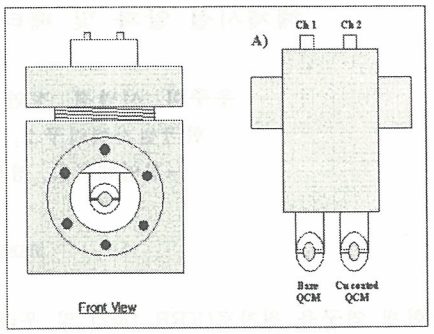


그림-2. 압력용기내에 설치된 QCM

Cu를 대상으로 F-AOT와 Proline surfactant-1을 사용했을 경우 피막제거율을 나타내는 기울기는 각각 259Hz/min 과 904Hz/min 으로 Proline surfactant-1 이 약 3.5배 빠른것을 알 수 있다. 이를 질량으로 환산하면 4.58㎍/min 과 16㎍/min이다. 하지만 NP-4를 사용했을 경우는 QCM 표면의 Cu 피막을 모두 제거하였으나, Cu 표면에서의 용해도 감소로 인하여 NP-4가 QCM 표면에 붙어 실제 피막제거율을 얻을 수 없었다. 또한 Ni을 대상으로는 F-AOT만을 사용하였으며, 조건에 따라 기울기는 최소 86Hz/min(1.5㎍/min)에서 최대 267Hz/min(4.7㎍/min)으로 평균기울기는 Cu와 비슷한 경향을 보이지만 초기의 피막제거율은 Cu 피막에 비해 약 1.5배 크게 나타난다. 그 이유는 초기에 Ni 피막에 함유되어 있는 광택성분이 먼저 제거 되기 때문이다.

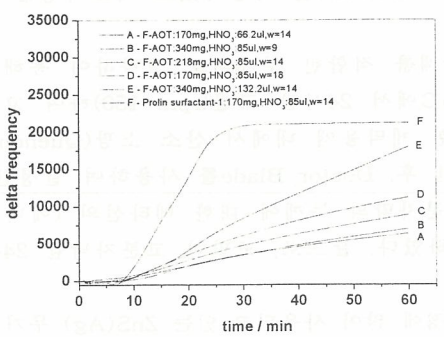


그림-3. Cu 피막제거 특성

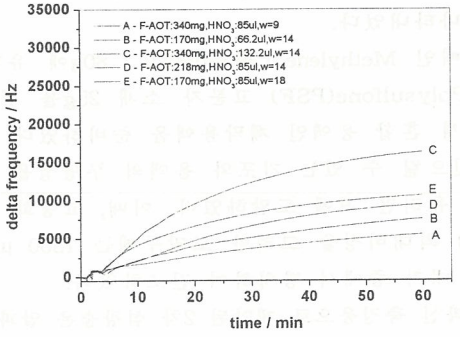


그림-4. Ni 피막제거 특성

감사의글

본 연구는 과학기술부의 국가지정연구실 사업(NRL) 및 산업자원부에서 시행한 전력산업 인프라 구축지원 사업으로 수행된 논문입니다.

해체시설 알파 및 베타선 오염도 측정용 이중섬광체 제조

우주희, 서범경, 정연희, 김계홍, 오원진, 이근우, 한명진*
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*경일대학교, 경북 경산시 하양읍 부호리 33번지

woozoo78@hotmail.com

현재 연구용 원자로(KRR 1&2) 및 우라늄변환시설의 해체가 진행 중에 있으며, 해체 시에는 해체 전후 및 과정에서 시설의 오염도 측정뿐만 아니라 폐기물을 안전하게 관리하기 위해서는 정확한 방사선학적인 특성 평가가 요구된다. 본 연구에서는 원자력시설 해체 시 오염도를 측정하기 위하여 방사선 계측용으로 다양하게 사용되는 유·무기섬광물질을 이용하여 고분자 복합소재를 개발하였다.

고분자 복합소재는 고분자 물질에 섬광체를 함침시켜 제조한 기능성의 섬광체 함침 고분자막으로, 방사선과 섬광체의 상호작용에 의하여 생성된 섬광을 측정함으로써 방사선 측정이 가능하다. 특히, 본 연구에서 고안한 알파선과 베타선을 동시에 측정할 수 있는 검출소재는 지지체 역할을 하는 베타선 측정용 유기섬광체 함침 고분자막 위에 알파선 측정이 가능한 무기섬광체를 함침시킨 고분자 용액을 특수한 기법으로 도포하여 이중구조로 제조하였다.

베타선 측정용으로 제안된 1차 고분자막은 플라스틱 섬광검출소재로써, 고분자 소재와 섬광체인 제1용질과 제2용질로 구성된다. 즉, 방사선이 고분자 물질에 입사하면 불안정해진 고분자는 에너지를 방출하며 안정한 상태가 되고, 이때 방출된 에너지를 제1용질이 전달받아 자외선 영역의 섬광을 방출한다. 이러한 자외선 영역의 파장은 검출기의 섬광 응답특성에 부합하지 않으므로 PMT에 적합한 파장으로 이동시키는 역할을 하는 wave shifter인 제2용질을 사용한다. 본 연구에서 유기섬광체로는 제1용질로 2,5-diphenyloxazole (PPO) 그리고 wave shifter인 제2용질은 1,4-bis[5-phenyl-2-oxazol]benzene(POPOP)를 사용하였고 제조과정은 그림 1에 나타내었다.

용매인 Methylene Chloride(MC) 80g에 유기섬광체를 적합한 무게비로 정량하여 용해시킨 후, Polysulfone(PSF) 고분자 소재 25g을 넣어 25℃에서 24시간 교반(rpm 150)하여 고분자 섬광체 혼합 용액인 제막용액을 준비하였다. 균일한 제막용액 내에서 산소 소광(Quenching)을 일으킬 수 있는 기포와 용액의 투명성을 확인한 후, Doctor Blade를 사용하여 일정한 두께로 유리판 위에 도말하였다. 이때, 고형화 후 고분자막의 두께에 대한 베타선의 (에너지에 따른) 최대비정을 고려한 도말두께는 1300 μm로 하였다. 끝으로, 도말한 고분자막을 24시간 동안 대기 중에서 방치하여 건조하였다.

알파선 측정용으로 제안된 2차 섬광층은 알파선 측정에 많이 사용되고 있는 ZnS(Ag) 무기섬광물질로 이루어진 섬광검출소재이다. 알파선이 무기섬광체에 입사하면 ZnS와 상호작용이 일어나고 입사 방사선 에너지가 상호작용으로 생성된 전자에 주어진다. 운동에너지를 얻은 전자는 ZnS를 여기, 전리시킨 다음, 미량으로 첨가된 Ag에 포착되는 과정에서 에너지를 빛으로 방출시킨다.

ZnS(Ag) 섬광층은 용매인 Dimethylformamide(DMF) 7.5g에 접착제인 cyano resin 3g을 넣어서

70 ℃에서 5시간 이상을 전기로에서 녹인 후, 평균 직경 3~4 μm인 분말 상태의 ZnS(Ag) 섬광체 18g을 첨가하여 균일하게 교반하였다. 앞에서 제조한 베타선 측정용 고분자막 위에 300 mesh의 screen printer를 올려놓고 섬광체 혼합용액을 부어서 squeeze로 압착한 후, 대기 중에 방치하여 용매를 완전히 증발·건조시켜 최종적으로 알파선과 베타선을 동시에 측정할 수 있는 이중구조 고분자 복합소재를 제조하였다. 제조과정은 그림 1에 나타내었다.

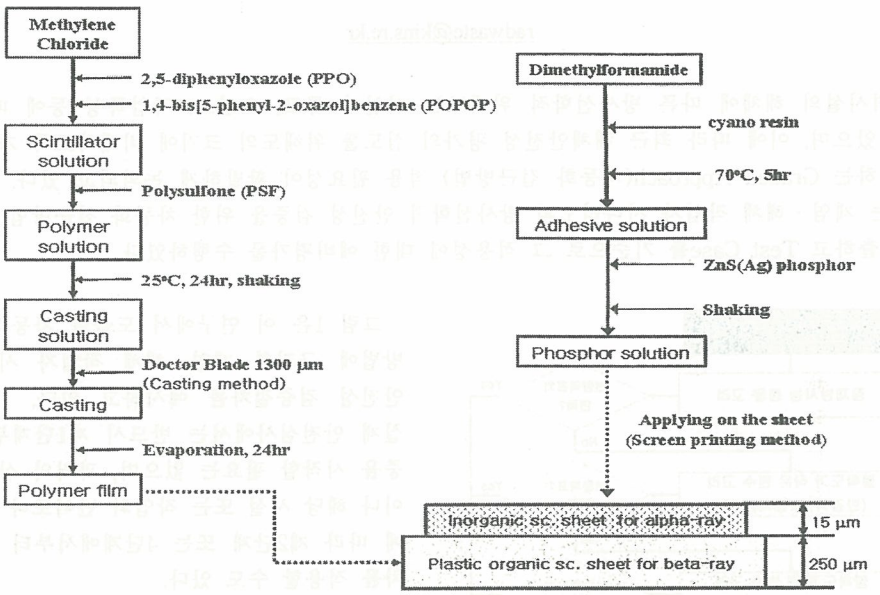


그림 1. 알파/베타선 동시 측정용 섬광체 함침 이중구조 고분자 복합소재 제조 과정

제조한 함침막의 방사선 검출 성능을 평가하기 위하여 알파선 방출핵종인 Am-241(반감기 : 432년, 알파선 에너지 : 5.44, 5.48 MeV)과 베타선 방출핵종인 Sr/Y-90(반감기 : 28.78년, 베타선 최대에너지 : 2.28 MeV) 방사선원을 2차 ZnS(Ag) 무기섬광 함침막 위에 직접 도포한 후, PMT를 이용하여 스펙트럼을 측정하였다.

본 연구에서는 유·무기섬광물질을 이용하여 서로 다른 종류의 방사선 계측이 가능한 고분자 복합소재의 제작 가능성을 확인하였고, 함침막의 방사선학적 특성을 평가한 결과, 알파선과 베타선 모두에 대한 반응특성을 확인하였다. 이를 통하여 향후 원자력시설의 해체 전후 및 과정에서 시설 및 폐기물의 오염도 측정용 검출기로 활용할 예정이다.

단위 해체공정의 방사선학적 안전성 검증을 위한 차등화 접근방법 - 제염·해체 작업자 시나리오를 중심으로

정재학, 박원재, 김홍태, 이윤근, 석태원, 박상훈
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

radwaste@kins.re.kr

원자력시설의 해체에 따른 방사선학적 위해도는 시설의 규모, 오염도, 작업특성 등에 따라 큰 차이가 있으며, 이에 따라 최근 해체안전성 평가의 심도를 위해도의 크기에 비례하도록 가변적으로 조정하는 Graded Approach(차등화 접근방법) 적용 필요성이 활발하게 논의되고 있다. 이 연구에서는 제염·해체 작업자 시나리오의 방사선학적 안전성 검증을 위한 차등화 접근방법 적용체계를 도출하고 Test Case를 기준으로 그 적용성에 대한 예비평가를 수행하였다.

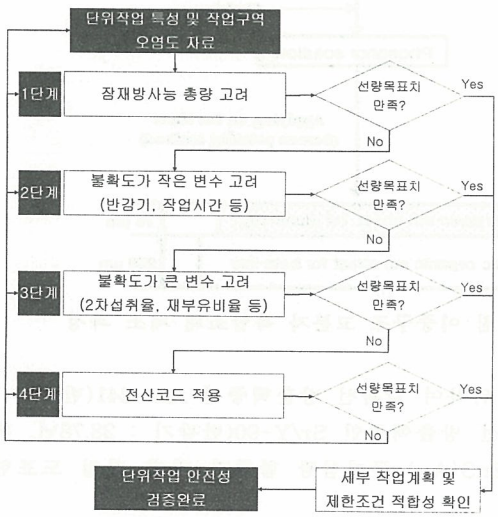


그림 1. 제염·해체 작업자 시나리오 검증을 위한 차등화 접근방법 적용절차

그림 1은 이 연구에서 도출한 차등화 접근방법에 근거한 제염·해체 작업자 시나리오 안전성 검증절차를 예시하고 있다. 그러나 실제 안전심사에서는 반드시 제1단계부터 검증을 시작할 필요는 없으며, 과거의 심사경험이나 해당 시설 또는 작업의 난이도나 오염도에 따라 제2단계 또는 4단계에서부터 검증절차를 적용할 수도 있다.

우선 안전성 검증을 위해서는 해체계획서 등에 제시된 정량적인 규제제한치 또는 운영목표치의 적합성을 확인하고, 단위 제염·해체 작업별 특성(시간, 투입 작업자 수 등) 및 작업구역의 오염도 자료의 적합성에 대한 사전 검토가 요구된다. 제1단계에서는 작업구역에 존재하는 방사성물질의 잠재적인 총량이 각 피폭경로를 통해 작업자에게 영향을 미친다는 가정에 따른 가장 보수적인 접근방법을 적용할 수 있다. 실제로 이러한 수준의 피폭이 유발될 가능성은 없으나, 오염도가 미미한 구역에서의 단순한 작업에 대해서는 제1단계의 단순계산을 통해 신속하게 안전성을 검증할 수 있다. 제1단계 검증을 통해 가상적인 최대 흡입선량, 섭취선량, 잠김에 의한 선량 및 바닥으로부터의 직접선량이 다음과 같이 모두 선량목표치 이하인 경우에는 일단 해당 작업계획이 적합하다고 판단할 수 있다:

$$D_{p,M} = A_T \cdot DCF_p \leq L_{DC}, \qquad (1)$$

여기서, p = 피폭경로(각 호흡, 섭취, 잠김, 바닥으로부터 직접피폭), $D_{p,M}$ = 피폭경로 p에 따른 가상적인 최대선량(mSv 또는 mSv/y), DCF_p = 피폭경로 p에 따른 선량환산인자(mSv/Bq, mSv/y per Bq/m³ 또는 mSv/y per Bq/m²), A_T = 작업구역내 총방사능 또는 방사능농도 (Bq, Bq/m³ 또는 Bq/m²), L_{DC} = 선량목표치 (mSv/y).

제1단계 예비검증을 통해 계산된 선량이 선량목표치를 초과할 경우에는 보다 사실적인 평가를 위해 제2단계 검증을 수행한다. 제2단계는 선량평가에 이용되는 각종 변수들 중에서 불확도가 작은 변수들의 값으로 보다 현실적인 값을 적용하는 방법이다. 불확도가 작은 변수들의 예로는 반감기, 작업시간, 작업자의 호흡률 등이다. 한편 제2단계 검증을 통한 계산값이 선량목표치를 초과할 경우에는 불확도가 다소 높은 변수들의 값으로 보다 현실적인 값을 적용하는 제3단계 검증을 수행하게 된다. 그러나 제3단계 검증에서도 기준을 만족하지 못할 경우에는 상세한 피폭경로와 변수들을 반영한 전산코드 (예: RESRAD-BUILD)를 이용해 보다 사실적인 검증계산을 수행한다.

검증과정을 통과한 작업계획에 대해서는 단위 작업당 투입인력, 예상 작업시간 등 세부작업계획과 선량목표치 등 제한조건을 만족하기 위한 운영상 조치계획의 적합성을 확인함으로써 검증이 완료된다. 한편 제4단계 검증과정까지 통과하지 못한 작업계획에 대해서는 단위작업에 대한 특성 및 오염도 자료를 보다 현실적으로 수정한 후 적절한 단계의 재검증을 수행할 수 있다.

표 1. 선정된 Test Case의 주요 특성값

조건	값
선량목표치	10 mSv/y
작업구역 크기	5m×5m×3m
방사성 핵종	Co-60
바닥면 오염도	$4.0\times10^{+4}$ Bq/m² or 4 Bq/g
작업중 분진농도	10 g/m³
연간 작업시간	2,000 h
호흡률	1.2 m³/h
2차 섭취율	1.0×10^{-4} m²/h

이 연구에서는 가상적인 제염·해체 단위작업을 Test Case로 선정하여 위에 제시된 차등화 접근방법의 적용성을 확인하였다 (표 1 참조). 선정된 Test Case는 바닥면만 오염된 작업장에서 바닥 제염·해체 단위작업을 수행하는 경우를 가정한 것이다. 주어진 Test Case에 대해 제1단계 내지 제4단계 차등화 접근방법을 각 각 적용할 경우 예상되는 작업자의 선량을 계산하였다.

그림 2에 도시한 바와 같이, Test Case의 경우 제1단계 및 제2단계 검증과정에서 호흡 및 잠김에 따른 예상선량이 10 mSv/y를 초과하는 것으로 평가되었다. 그러나 제3단계 검증단계에서는 피폭경로 별 예상선량 및 총 유효선량(약 1.76mSv/y)이 선량목표치 이내로 계산되었으며, RESRAD-BUILD를 이용한 제4단계 검증에서는 총 유효선량이 약 0.2mSv/y로 더 낮게 추정되었다.

즉, Test Case에 대한 안전성 검증에 차등화 접근방법을 적용할 경우, 제3단계에서 기본적인 적합성을 확인할 수 있으며, 전산코드를 이용한 제4단계 상세 평가를 반드시 수행할 필요는 없다.

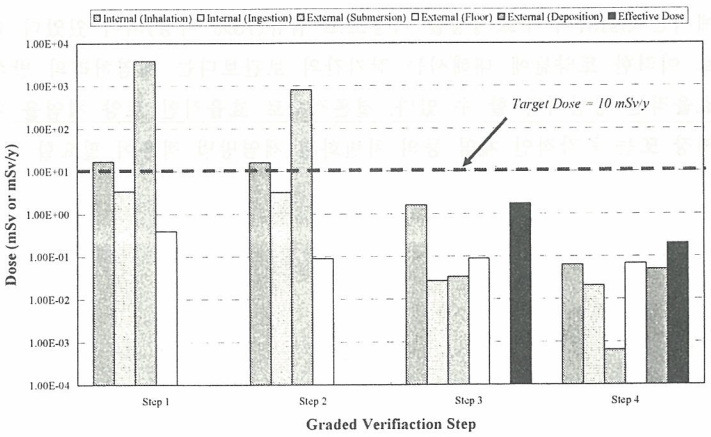


그림 2. Test Case에 대한 차등화 접근방법을 이용한 검증결과

이 연구에서 도출된 차등화 접근방법에 근거한 단계별 검증절차는 원자력시설 해체시 방사선학적 안전성에 대한 검증에 실제 활용될 수 있을 것이다. 이를 통해 기존의 전면적인(Full Scope) 검증관행에 따른 업무부담을 저감하고 잠재적인 위해도가 큰 안전사례의 검증에 집중함으로써 전체적인 안전성 검증의 효율성을 제고할 수 있을 것으로 기대된다.

연구소 내 저장 중인 방사성 오염토양의 처리방안 연구

홍대석, 조한석, 김태국, 손종식, 강일식
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dshong@kaeri.re.kr

현재 원자력연구소의 방사성폐기물 저장시설에는 1988년 서울사무소의 폐쇄 과정에서 발생한 토양 약 3,100여 드럼이 저장되어 있다. 이 토양은 시설 용량의 상당부분을 차지하고 있어, 저장 용량의 확보를 위한 처리 방안이 요구되고 있다. 본 연구에서는 토양의 처리를 위한 기초 자료로서 토양 내 방사성 핵종의 분포 및 방사능 농도 분포를 분석하며, 그에 따른 토양의 처리 방안에 대하여 논의하였다. 오염토양의 처리를 위하여 우선적으로 1988년도 포장당시의 표면선량률이 0.3 μSv/hr인 드럼 중 내용물이 토양으로 표기된 것들을 고려하였다. 해당 드럼을 크레인으로 이송하여 밀폐형 작업실에서 내용물 확인을 수행하고 시료를 채취하여 HPGe γ-spectrometer를 이용, γ 방출 핵종에 대한 방사능 농도 분석을 수행하였다. 현재까지 분석을 수행한 토양에 대한 방사능 농도 분포에 따르면 대부분이 0.1Bq/g미만의 방사능 농도를 가지고 있으며 (69.4%), 0.4Bq/g 이상의 방사능 농도를 가진 토양은 전체의 약 5.8%를 차지하였다. 또한 토양 내 존재하는 주요 γ방출 핵종은 Co60과 Cs137으로 분석되었다. IAEA에서 규제해제를 위한 방사능 농도로 두 핵종에 대하여 모두 0.1Bq/g을 권고하고 있으므로, 상당량의 토양이 별도의 처리 없이 적절한 절차를 따른 규제해제가 가능할 것으로 판단되었다. 제염처리가 필요한 토양은 방사능농도가 0.4Bq/g이상인 토양을 우선적으로 고려할 수 있다. 제염방식의 결정을 위하여 Co60과 Cs137의 토양 내 분율을 분석하였다. 분석결과 제염대상 토양의 약 53%에 해당하는 토양에서 Co60이 주요 γ방출 핵종으로 함유(70% 이상)되어 있는 것으로 평가되었다. 이러한 토양의 경우 Co60의 반감기가 5.3년 이므로 장기 저장으로 방사능 농도를 크게 낮출 수 있을 것으로 판단된다. 반면 약 42%에 해당하는 토양에서는 Cs137이 주요 γ방출 핵종으로 함유(70% 이상)되어 있었다. Cs137의 반감기는 약 30.2년으로 이러한 토양들에 대해서는 장기간의 보관보다는 제염처리의 방식이 방사능 농도 저감을 위한 효율적인 방법이라 할 수 있다. 결론적으로 효율적인 토양 제염을 위하여 핵종 분포에 따라 장기 저장 또는 즉각적인 제염 등의 차별화된 제염방법 적용이 필요할 것으로 판단된다.

규제해제를 위한 토양폐기물 분류의 간소화 방안

조한석, 홍대석, 김태국, 강일식, 이범철, 손종식
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hscho@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 토양폐기물의 규제해제를 통한 처리를 위하여 토양의 핵종 및 방사능 분석에 대한 절차를 개발하고 있다. 토양의 규제해제를 위한 기반작업으로 대표성 있는 시료를 추출하기 위하여 균질화, 평균화를 거쳐 임의추출(random sample)하는 시료추출의 방법론을 결정하였으며, 추출된 시료에 대하여 방사능농도를 분석하고 있다. 토양 내에 함유되어 있는 주요 핵종이 Co-60과 Cs-137이며 저장한 기간이 16년가량 경과하였으므로 발생초기보다 방사능 농도가 많이 낮추어졌을 것으로 평가되고 있다. 분석 결과 토양에 함유된 주요 γ 방출핵종은 Co-60과 Cs-137인 것으로 나타났으며, 전체 γ 방출핵종의 농도는 약 0.01 ~ 0.12 Bq/g 인 것으로 평가되었다. 현재 토양의 규제해제를 예상하고 있는 시점인 2009년이 되면 이러한 농도는 더욱 낮아져 0.1 Bq/g 미만이 되며, 현재 IAEA에서 제시하고 있는 규제해제 농도를 만족시키는 수준이 될 것이다. 따라서 상당량의 토양이 별도의 처리 없이 적절한 절차를 따른 규제해제가 가능할 것으로 판단되며, 제염처리가 필요한 토양은 방사능농도가 0.4 Bq/g이상인 토양을 우선적으로 고려할 수 있다. 그러나 이러한 방사능농도의 측정에 있어서 대부분이 방사능농도가 낮아 분석시간이 길어지고 비용이 많이 드는 문제점이 제기되었다.

본 연구에서는 토양의 규제해제를 위한 기반작업으로 토양의 핵종 및 방사능평가 작업을 수행하기 전에 간단한 측정을 통하여 규제해제 대상과 제염이 필요한 폐기물을 구분할 수 있는 방안에 대한 연구를 수행하였다. 이에 대한 대안으로 방사능농도 분석에 사용되는 시료에 대하여 방사능의 초당계수(count per second)를 측정하는 방안이 제시되었다. 방사능의 초당계수의 측정은 적절한 차폐를 실시한 후 비교적 짧은 시간에 측정이 가능하며, 반복 측정한 결과 통계적으로 유의한 차이는 없었다. 또한 방사능농도 측정 결과와 초당계수의 측정결과의 평균값을 로그 변환하여 상관관계를 분석한 결과 규제해제 기준에 만족하는 대상군에 대한 상관계수가 0.932이고, 상관관계는 통계적(α = 0.05)으로 유의하게 나타났다. 이러한 결과를 토대로 회귀분석을 통한 회귀식과 그 오차를 산출할 수 있으며, 산출된 회귀식의 설명력(R^2)는 0.865로 나타났다. 이러한 결과를 이용하여 시료를 추출하면서 비교적 빠른 시간 내에 토양폐기물을 분류할 수 있을 것으로 판단된다.

빈 면

제2-1분과
방사성폐기물 처리

빈 면

Numerical Analysis of Off-Gas Flow in Hot Area of the Vitrification Plant

유리화공정 고온영역에서의 방사성 배기체 유동해석

Seung-Chul Park, Byong-Ryol Kim, Sang-Woon Shin, Jin Wook Lee*, Won Gu Kang* and Seok Jin Hong*

Nuclear Environment Technology Institute, 150 Duck-jin Dong, Yuseong-gu, Daejeon

*ATES CFD Engineering Division, 14F, Woolim e-biz center Ⅱ, 184-1, Guro 3-dong, Guro-gu, Seoul, Korea

박승철, 김병렬, 신상운, 이진욱*, 강원구*, 홍석진*

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원

*ATES(주) 기업부설연구소

Abstract

Appropriate numerical models for the simulation of off-gas flow in hot area of the vitrification plant have been developed in this study. The models have been applied to analyze the effect of design parameters of real plant and numerical analyses have been performed for CCM(Cold Crucible Melter), pipe cooler and HTF(High Temperature Filter). At first, the effect of excess oxygen and the ratio of oxygen distribution on combustion characteristics in the CCM has been studied. Next, solidification behavior of radio nuclide in the pipe cooler has been numerically modeled and scrutinized. Finally, flow pattern in accordance with the location of off-gas entrance of the HTF has been compared.

Key Words : Vitrification Plant, Radio nuclide, CCM, Pipe Cooler, HTF, CFD

요약

유리화공정 고온영역에서의 방사성 배기체 유동해석을 통하여 해석에 적합한 모델을 개발하였다. 개발된 모델을 이용한 수치해석을 통하여 유리화공정 원형설비에 영향을 미치는 인자를 파악하였는데, 저온용융로, 배관냉각기 및 고온필터 등의 세 단계로 나누어 해석을 수행하였다. 저온용융로의 경우 폐기물 처리용량에 따른 해석과 저온용융로 내부 과잉산소 공급 비에 따른 연소지연 가능성에 대한 수치해석을 수행하였다. 배관냉각기의 경우에는 각종 수치 모델 및 외벽 열전달계수를 확보하였으며 또한 방사성 핵종의 거동을 모사할 수 있는 수치적 모델을 개발하였다. 이러한 방법론을 적용하여 핵종의 열교환기 내부에서의 응고 특성에 대하여 고찰하였다. 수평 유입형식의 인입관이 있는 일반적인 형상과 유입구가 필터 내부에 수직으로 있는 고온필터의 수치해석을 통하여 인입관의 위치에 따른 고온필터의 작동 특성을 비교하였다.

중심단어 : 유리화공정 설비, 핵종, 저온용융로, 배관냉각기, 고온필터, 전산유체역학

1. 서 론

방사성 폐기물 유리화 시에 저온용융로(CCM) 내부에서는 복잡한 물리화학적 현상이 발생한다. 하부에는 유리가 용융상태로 존재하고, 용탕의 하부 및 상부에서 공급된 산소(또는 공기)와 고체 폐기물이 연소 화학반응을 일으킨다. 연소과정에서 생성된 방사성 무기물질은 유리 용탕에서 유리화(vitrification)된다. 방사성 폐기물이 유리화되는 저온용융로 내부에서는 핵종인 미량의 세슘과 유리물질인 소듐과 보론 등의 일부 휘발물질들이 유동장을 따라서 진행하게 된다. 이러한 물질들은 배관냉각기를 지나면서 냉각되어 고체물질로 전환되어 고온필터 집진기에서 제거된다.

상기와 같이 복잡한 내부 현상을 나타나는 설비에 대한 설계 기술을 확보하기 위해서는 내부의 각종 현상에 대한 선행 이해가 필요하다. 이러한 내부 현상을 이해하기 위한 목적 및 경험의 축적을 위하여 방사성 폐기물 유리화 실증설비에서의 실험이 수행되었으며, 실증설비에서의 경험을 바탕으로 하여 방사성 폐기물 유리화 원형설비를 설계하고 제작할 예정으로 있다[Reference 1,2]. 그러나 유리화공정 설비는 고온 환경에서 운전되는 특성상 유동장, 온도장 또는 미세 입자 거동 등에 대한 현상을 관찰하고 측정하기에는 제약이 많이 따르며, 실험하는 시간과 비용이 필요하게 되는 어려움을 안고 있다. 제약 조건을 보완하여 줄 수 있는 방법으로서 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics, 이하 CFD)방법에 의한 수치해석을 들 수 있다.

본 연구에서는 우선 실증설비에 대한 수치해석을 통하여 저온용융로, 배관냉각기 및 고온 필터 내부의 현상을 해석할 수 있는 모델을 개발함과 동시에 내부의 제반 현상에 대한 이해를 높이고자 하였다. 이어서 실증설비 해석을 통하여 확보한 각종 자료 및 경험을 활용하여 원형설비에 대한 수치해석을 수행하고 최종적으로는 원형설비의 설계에 필요한 핵심적인 인자들을 도출하였다.

2. 수치이론

유체 및 에너지의 이동현상의 해석에 필요한 방정식은 질량, 운동량, 에너지보존법칙을 미소의 체적에 적용하여 얻어진 비선형 연립 편미분방정식이다. 운동량 해석에 있어서는 난류 유동해석을 위한 방정식을 포함하여야 하며, 또한 복사 열전달 및 화학반응을 위한 방정식을 포함하여야 하므로 이에 대하여 요약하면 다음과 같다[3, 4].

- 질량 보존방정식

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i) = S_m$$

- 운동량 보존방정식

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho u_i) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i u_j) = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j} + \rho g_i + F_i$$

- 에너지 보존방정식

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho h) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i h) = \frac{\partial}{\partial x_i}(K\frac{\partial T}{\partial x_i}) - \frac{\partial}{\partial x_i}\sum_j h_j J_j + \frac{\partial p}{\partial t} + u_i\frac{\partial p}{\partial x_i} + \tau_{ij}\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + S_h$$

- 난류 모델 (Standard k-ε 모델)

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i k) = \frac{\partial}{\partial x_i}(\frac{\mu_t}{\sigma_k}\frac{\partial k}{\partial x_i}) + G_k + G_b - \rho\varepsilon$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho\varepsilon) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho u_i \varepsilon) = \frac{\partial}{\partial x_i}\left(\frac{m_t}{\sigma_\varepsilon}\frac{\partial \varepsilon}{\partial x_i}\right) + C_{1\varepsilon}\frac{\varepsilon}{k}(G_k + (1 - C_{3\varepsilon})G_b) - C_{2\varepsilon}\rho\frac{\varepsilon^2}{k}$$

- 복사열전달 모델 (P1 모델)

$$\nabla(\Gamma \nabla G) - aG + 4a\sigma T^4 = 0$$

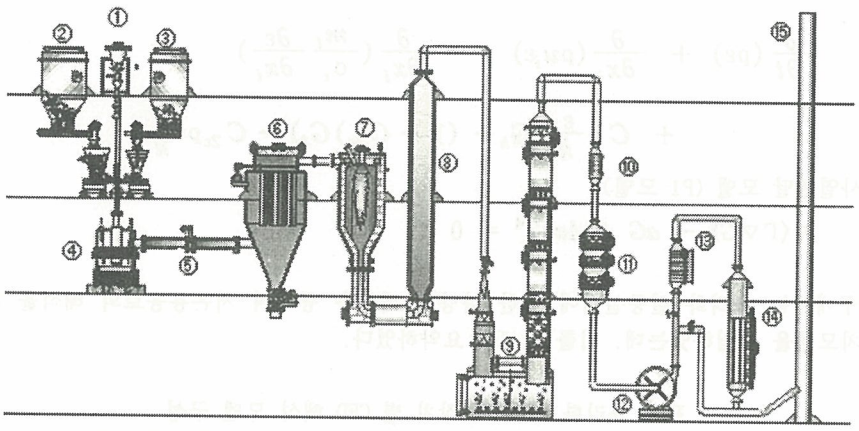
본 연구에서는 유리화 실증설비에 대한 다양한 해석을 통하여 저온용융로의 해석을 가능하게 하는 수치모델을 정립하였는데, 이를 표 1에 요약하였다.

표 1 유리화 설비 각 장치 별 CFD 해석 모델 구성

구 분	MODEL
저온용융로	segregated 3D steady
	energy equation
	standard k-epsilon model
	radiation model(P1 + WSGGM cell based)
	species transport model
	gaseous combustion modeling for solid waste
	finite rate/eddy dissipation combustion model
	mass source term for waste gas
배관냉각기	segregated 2D/3D steady
	energy equation
	standard k-epsilon model
	radiation model(P1 + WSGGM cell based)
	species transport model
	heat transfer coefficient boundary condition
고온필터	segregated 3D steady
	standard k-epsilon model
	porous zone - inertial resistance

3. 유리화공정 원형설비

그림 1은 유리화공정 원형설비 개략도이다. 폐기물은 폐기물 공급 장치를 통하여 유도가열식 저온용융로에 공급되며, 유리용탕에 의해 연소된 폐기물의 배기체는 배관냉각기로 유입된다. 배관냉각기로 유입된 배기체중 휘발성분들은 배기체가 냉각되면서 분진형태의 입자로 변화되며, 분진형태의 입자는 고온필터에서 걸러지게 된다.



① Glass feeder ④ Melter ⑦ PCC ⑩ Reheater # 1 ⑬ Reheater # 2
② DAW feeder ⑤ Cooling Pipe ⑧ Off-gas cooler ⑪ AC/HEPA filter ⑭ SCR
③ Resin feeder ⑥ High temp. filter ⑨ Scrubber ⑫ Extraction fan ⑮ Stack

그림 1 방사성폐기물 유리화 원형설비 개략도

공급되는 폐기물은 저온용융로의 하부에 위치한 유리용탕에 의해 연소되며, 각각 6개의 인젝터(Injector)와 스파저(Sparger) 그리고 9개의 버블러(Round bubbler)를 통하여 과잉 공급된 산소를 이용하여 완전연소를 가능하게 만든다. 저온용융로에서 연소된 폐기물 배기체는 배관냉각기를 거치며 방사성 물질은 고온 기체 상태에서 저온 고체 상태로 급속하게 전환되어 고온필터에서 포집될 수 있는 상태로 된다. 배관냉각기를 통과한 배기체는 고온집진기 상부까지 유입되어 금속필터에 손상을 주는 문제점을 해결함과 동시에 고온에서 휘발되는 일부 방사성 핵종이나 유리 성분들이 배관냉각기에서 고체상태의 분진으로 변화되었기 때문에 고온집진기에서 회수가 가능하다.

4. 수치 해석 결과

4.1 저온용융로 수치해석 결과

본 연구에서는 표 1에 나타낸 해석 모델을 이용하여 본 연구의 핵심 주제인 원형설비에 대한 수치해석을 수행하고 이를 통하여 원형설비의 설계에 도움이 될 설계인자들의 영향을 고찰하고자 하였다. 각각 60도의 각을 이루면서 여섯 개가 설치되어 있는 인젝터는 유리용탕 중심으로 5도 기울어져 유리용탕 상부에서 산소를 공급되게 된다. 또한 유리용탕 하부에서는 아홉 개의 버블러와 여섯 개의 스파저에서 산소가 공급된다. 유리용탕 하부는 본 연구의 해석 대상이 아니므로 생략하였다.

그림 2는 저온용융로의 격자구성을 나타내었다. 저온용융로 해석을 위하여 대부분의 영역에서 육면체 격자를 사용하였으며, 용융로 외벽 및 출구부분과 같이 곡면이 심하거나 다소 형상이 복잡한 영역에서는 사면체 격자를 사용함으로써 약 14만개 정도의 격자를 사용하였다. 폐기물이 연소되는 유리용탕과 스파저에서 산소가 분사되는 영역에서는 연소 반응 및 복잡한 유동현상이 일어나므로 계산의 정확성을 높이기 위하여 많은 수의 격자를 사용하였으며, 유리용탕 영역에서 격자를 밀집시켰다.

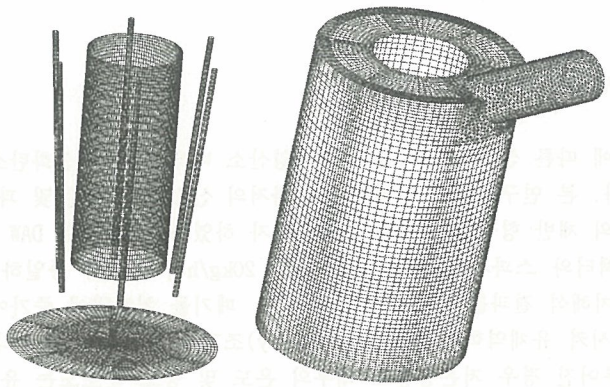


그림 2 저온용융로 해석 격자 구성

본 연구에서는 폐기물 처리 용량에 따라 두 가지 조건(W1: 20kg/h, DAW: 25kg/h)을 기준으로 하였으며, 저온용융로 내부의 유동 및 온도 분포를 해석하고 두 결과를 비교하였다.

저온용융로 수치해석 방법으로서는 유리용탕 윗부분의 약 50%(면적 기준)에 해당하는 영역을 폐기물 영역으로 설정하고, 폐기물 처리 용량에 따라 가연성 기체가 폐기물 영역에서 생성될 수 있도록 수치적으로 처리(mass source)하여 해석을 수행하였다.

폐기물 처리 용량에 따른 해석 결과로서 출구 중심 단면에서의 온도 분포도, 이산화탄소 농도 분포도 및 배기체의 진행 경로를 각각 그림 3 ~ 그림 5에 나타내었다. 그림 3은 출구 중심을 지나는 단면에서의 온도 분포를 나타내고 있는데, 이 단면은 인젝터와 인젝터의 사이의 단면으로서 인젝터에서 분사되는 산소의 영향을 받지 않기 때문에 고온 영역이 저온용융로의 외벽 쪽으로 치우치는 경향을 보여주고 있다. 폐기물 입구 아래 영역에서는 DAW 25kg/h인 경우 저온 영역이 축소되어 W1 20kg/h인 경우보다 상대적으로 높은 온도분포를 보여주고 있다. 그리고 스파저에서 분사된 산소가 가연성 기체와 급격히 반응하여 아주 높은 온도 영역이 발생하고 있다. 특히 2800K 가량의 고온 영역이 관찰되고 있는데, 이것은 폐기물과 산소와의 반응을 비가역(two step irreversible reaction)으로 모델링 하여 고온 영역에서의 중간 생성물질의 존재 및 열해리(dissociation)등의 영향을 고려하기에 힘이 드는 수치모델의 한계 때문인 것으로 판단된다. 연소된 배기체는 저온용융로 상부로 올라감에 따라 배기체의 온도가 급격히 감소되는 경향을 보여주고 있는데, 이는 산소를 반응 기체로 활용하는 특성상 배기체에서 복사에 관여하는 매질인 이산화탄소와 수증기의 체적 분율이 높고 또한 상부 쪽으로 가면서 커지게 되어 저온용융로 벽면으로 향하는 복사량이 아주 크기 때문인 것으로 보인다. 그림 4는 W1 20kg/h와 DAW 25kg/h인 경우 저온용융로 내부의 이산화탄소 농도 분포를 비교하여 나타내고 있다. DAW 25kg/h인 경우 저온용융로 상부로 올라감에 따라 이산화탄소의 발생이 지연되는 경향을 보여주고 있다. 이와 같은 경향은 실제 시스템에서는 완전연소가 되지 않을 가능성이 상대적으로 높아질 수 있다는 점을 의미하므로 바람직하지 않은 경향이라고 말할 수 있다. 이와 같이 상이한 결과를 나타내는 원인에 대하여 과잉산소의 비율을 들 수 있다. W1 20kg/h인 경우에 과잉산소의 비율은 78%인데 반하여 DAW 25kg/h인 경우에는 68%의 산소를 과잉으로 공급하고 있으며, 또한 폐기물 처리량의 증가에 따라 증가하는 산소를 모두 인젝터를 통하여 공급하고 있다. 즉, 폐기물량에 따른 과잉 산소비의 변화 및 인젝터와 스파저의 공급 산소량의 비율 변화가 원인이라고 판단된다.

그림 5는 저온용융로 내부의 배기체의 진행경로(pathline)를 나타낸 것이다. 인젝터가 중심으로 기울어져 있는 특성으로 인하여, 인젝터에서 분사되는 산소는 중심으로 분사된다. 일부는 저온용융로 내부에서 상부로 진행하게 되며, 일부는 외벽 방향으로 향하여 상 방향으로 방향을 전환하는 유동이 발생하게 된다. 저온용융로의 진행경로는 폐기물 량에 상관없이 거의 유사한 것을

볼 수 있다.

4.2 산소공급 비율 변경에 따른 해석 결과

폐기물 처리 용량에 따른 산소 분배비율이나 과잉산소 비에 따를 이산화탄소의 농도 분포에 존재함을 알 수 있었다. 본 연구에서는 인젝터와 스파저의 산소 공급비율 및 과잉산소의 변화에 따른 저온용융로 내부의 제반 형상의 변화를 고찰하고자 하였다. 그림 6은 DAW 25kg/h 조건에서 과잉산소 비율 및 인젝터와 스파저의 분배 비율을 W1 20kg/h의 조건과 동일하게 설정하여 수행한 경우(model-1)의 수치해석 결과를 나타내고 있다. 즉, 폐기물 처리량에 증가에 따라 운전 변수도 동일한 비율로 증가시켜 유체역학적 상사(Similarity)조건이 갖추어진 경우라고 할 수 있다. 이와 같이 상사가 이루어진 경우 저온용융로 내부의 온도 및 농도 분포도는 유사한 결과를 나타내었다. 즉, 특정 폐기물 처리 용량에서 최적 운전 조건을 확보하였다면 이후에 처리 용량이 변경될 경우에는 최적의 운전 조건을 유지하기 위해서는 위와 같은 상사 조건을 만족시키는 것이 필요함을 나타내고 있다.

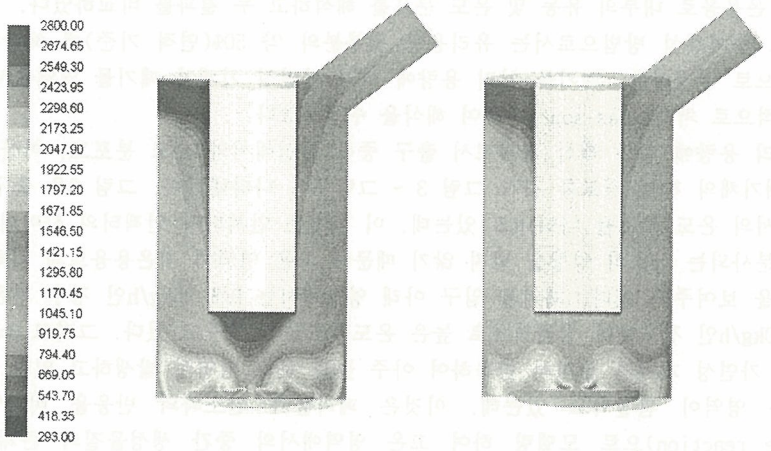


그림 3 출구 중심 단면에서 온도 분포 비교, (a) W1 20kg/h, (b) DAW 25kg/h)

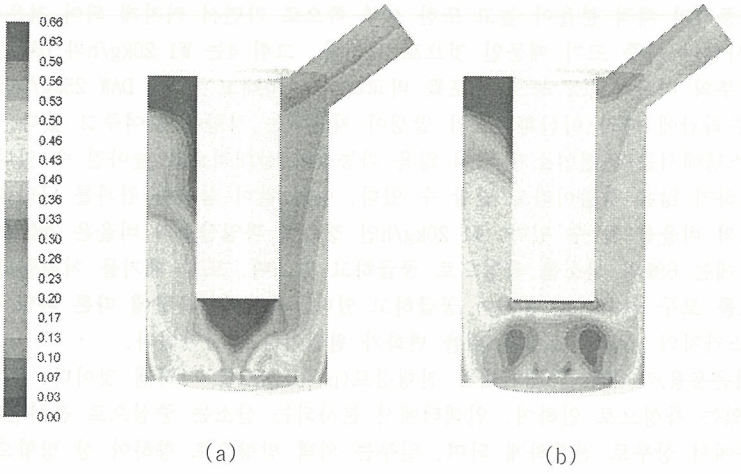
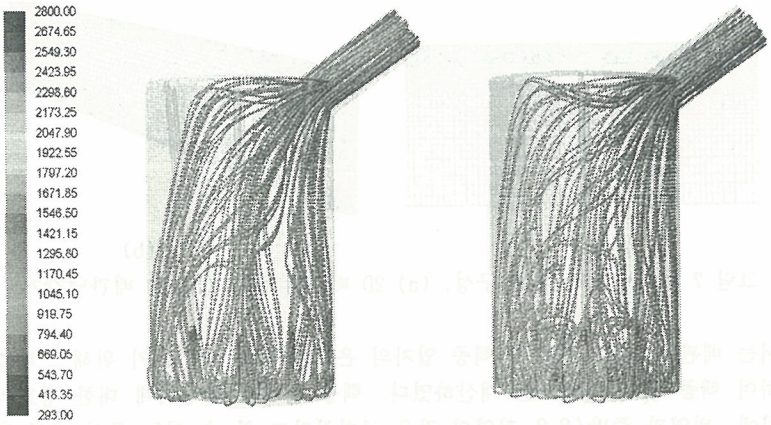
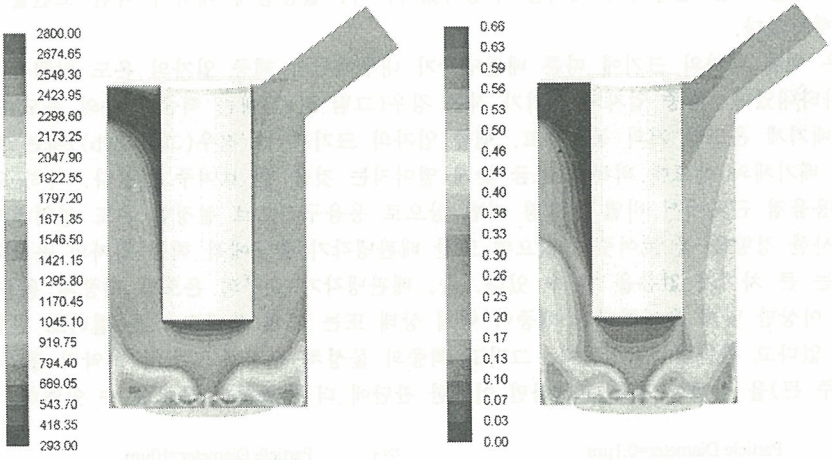


그림 4 출구 중심 단면에서 CO_2 분포 비교, (a) W1 20kg/h, (b) DAW 25kg/h)



(a) (b)

그림 5 저온 용융로 내부의 배기체 진행 경로, (a) W1 20kg/h, (b) DAW 25kg/h)



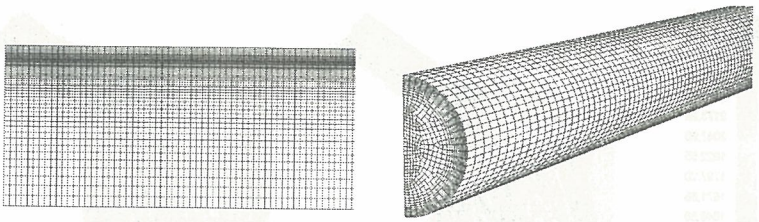
(a) (b)

그림 6 Model-1(DAW 25kg/h)의 (a) 온도 분포도 및 (b) 이산화탄소 분포도)

4.3 배관냉각기 해석 결과

저온용융로에서 연소된 고온의 가스가 고온필터로 유입되기 전 배관냉각기를 거치며 이때 방사성 물질은 고온 기체 상태에서 저온 고체 상태로 급속하게 전환하여 고온필터에서 포집된다. 따라서 유리화공정 설비에서 방사능 물질의 배출을 막기 위해서는 배기체를 적절한 온도 이하까지 충분히 냉각시켜주어야 한다. 본 연구에서는 배관냉각기 내부에서 배기체의 온도 강하 특성에 대한 수치해석을 수행하였으며 또한 이때 방사성 핵종도 배기체의 온도 강하에 따라 충분히 냉각되는 지의 여부를 확인하고자 하였다.

배관냉각기의 2차원 해석에 사용한 격자계 및 3차원 해석에 사용한 격자계를 그림 7에 나타내었다. 열전달에서 가장 중요하고 열경계층이 형성되는 배관냉각기의 벽면 근처에서는 격자를 밀집시켰다. 배관냉각기의 수치해석에서는 3차원 해석과 2차원 해석을 각각 수행하고 온도와 속도를 비교하였는데, 3차원 및 2차원 해석결과는 거의 동일한 온도 및 속도 분포도를 보여주었기에 본 연구에서는 대부분의 경우 2차원 해석을 수행하였다.

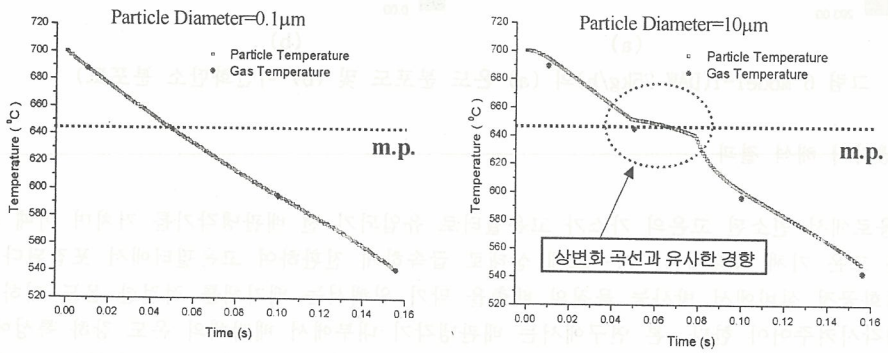


(a) (b)

그림 7 배관냉각기 격자 구성, (a) 2D 배관냉각기, (b) 3D 배관냉각기

본 연구에서는 배관냉각기의 내부에 핵종 입자의 온도 이력을 알아보기 위해 '비열 모델링 기법' 을 적용하여 핵종 입자의 온도를 계산하였다. 핵종 입자의 물성치에 대한 정보의 확보에 어려움이 있었기에, 비열과 증발/용융 잠열의 값은 극한치라고 볼 수 있는 물의 비열 및 잠열을 적용하였다. 또한 입자의 밀도에 대해서도 CsCl의 밀도(3990kg/m^3)보다 훨씬 큰 밀도인 강철(steel)의 밀도(8030kg/m^3)를 설정하여 해석을 수행하였다. 즉, 열용량에 대하여 극한 조건을 산정하여 해석을 수행하였다.

그림 8은 핵종 입자의 크기에 따른 배관냉각기 내부에서의 핵종 입자의 온도 이력을 체류시간에 따라 나타내었다. 핵종 입자의 크기가 작은 경우(그림 8(a))에는 핵종 입자의 온도와 동일 위치에서의 배기체 온도가 거의 동일하고, 핵종 입자의 크기가 큰 경우(그림 8(b))에는 핵종 입자의 온도가 배기체의 온도에 비하여 조금 늦게 떨어지는 것을 잘 보여주고 있다. 특히 입자가 큰 경우에는 용융점 근처에서 비열 모델링 기법 상으로 용융구간으로 설정한 온도 영역에서 상변화 특성과 유사한 경향을 잘 보여주고 있으며 또한 배관냉각기 출구에서 핵종 입자의 온도와 배기체의 온도와는 큰 차이가 없음을 알 수 있다. 즉, 배관냉각기 출구의 온도를 핵종의 용융온도보다 어느 정도 이상만 낮게 유지한다면 핵종이 액체 상태 또는 기체 상태로 고온 필터로 진입할 가능성은 전혀 없다고 판단할 수 있었다. 그리고 핵종의 물성치 선정에 있어서 최악의 조건(비열 및 잠열이 아주 큰)을 선택한 점을 고려하면 이러한 판단에 더욱 확신을 부여할 수 있었다.



(a) (b)

그림 8 배관 냉각기 내부에서의 핵종 입자의 온도 특성,
(a) Particle Diameter = 0.1μm, (b) Particle Diameter = 10μm

4.4 고온필터 해석 결과

본 연구에서는 그림 9와 같이 필터 외벽에 수평 유입형식의 인입관이 있는 일반적인 형상

(Filter A)과 고온필터의 내부의 상부 영역에서 수직 유입 형식의 인입관이 있는 형상(Filter B)인 경우에 대한 수치해석을 수행하였다.

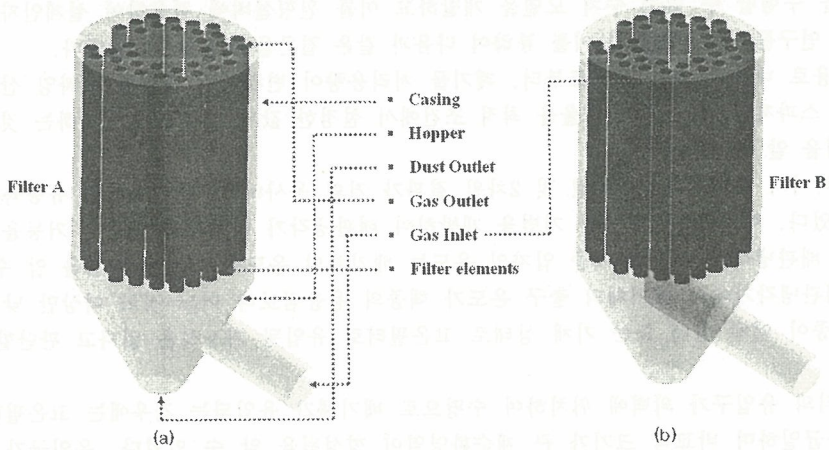


그림 9 고온필터 형상 및 각부 명칭

방사성 폐기물 유리화공정 시스템에서의 고온필터의 경우 일반적인 폐기물 처리 시스템의 집진기에 비하여 비교적 높은 압력차를 유지하는 특성이 있다. 본 연구에서 높은 압력차를 가지고 운전하는 고온필터 내부의 속도 분포 및 재순환영역의 존재 여부 등의 유동 특성을 파악하였다.

그림 10은 인입구의 위치에 따른 고온필터 내부 배기체의 진행경로를 나타내고 있다. 일반적인 형상인 Filter A의 경우에는 인입구가 고온필터 외벽의 한쪽 면에서 다른 방향으로 유입되는 비대칭성으로 인하여 유동 분포가 균일할 수가 없다. 또한 배기체가 외부에서 유입되는 특성상 호퍼 부근에서의 재순환영역이 상당히 크게 형성되며, 이로 인하여 각 필터의 집진 부하의 차이를 가져올 수 있으므로 바람직하지 않다고 할 수 있다. 반면에 Filter B에서는 배기체가 고온필터 내부에서 상부로 유입되는 특성으로 인하여 기학적 및 유동 특성상 대칭에 가까운 특성을 지니게 된다. 결과로서 Filter B의 경우에는 Filter A에 비하여 내부의 유동 분포가 훨씬 균일함을 알 수 있으며, 따라서 각 필터에 고른 집진 부하가 걸릴 것으로 예상된다. 또한 유동 해석 결과를 이용하여 정량적으로 표시할 수는 없지만, 진동 및 소음의 측면에서도 우수하다고 판단된다.

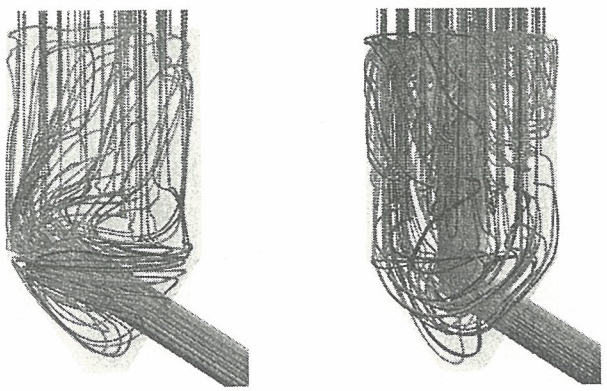


그림 10 인입구의 위치에 따른 고온필터 내부 배기체 진행경로

5. 결 론

유리화공정 실증설비에서의 자료 및 경험을 바탕으로 하여 유리화공정 고온영역에서의 배기체의 거동을 수행할 수 있는 수치 모델을 개발하고 이를 원형설비에 적용하여 설계인자의 영향을 고찰하는 연구를 수행하였으며 이를 통하여 다음과 같은 결론을 도출할 수 있었다.

저온용융로 내부의 해석 결과로부터, 폐기물 처리용량이 변경되는 경우에는 과잉 산소 비율과 인젝터와 스파저의 산소 분배 비율을 최적 조건에서 설정한 값과 동일하게 유지하는 것이 바람직하다는 것을 알 수 있었다.

배관냉각기의 수치해석은 3차원 및 2차원 결과가 거의 유사하였으며, 동일한 유동특성을 관찰할 수 있었다. 핵종 거동 모델링 기법을 개발하여 배관냉각기 내부에서 핵종의 거동을 관찰하여 본 결과, 배관냉각기 출구의 핵종 입자의 온도는 배기체의 온도와 거의 동일함을 알 수 있었다. 따라서 배관냉각기에서 배기체의 출구 온도가 핵종의 용융점보다 어느 정도 이상만 낮게 유지된다면 핵종이 액체 상태 또는 기체 상태로 고온필터로 유입될 가능성은 없다고 판단할 수 있었다.

고온필터의 유입구가 외벽에 위치하여 수평으로 배기체가 유입되는 경우에는 고온필터 내부의 유동이 불균일하며 비교적 크기가 큰 재순환영역이 형성됨을 알 수 있었다. 유입구가 고온필터 내부에 위치하여 상 방향으로 배기체가 유입되는 경우에는 고온필터 내부의 유동 특성이 우수함을 알 수 있었다.

참 고 문 헌

[1] 한수원(주) 원자력환경기술원, "중·저준위 방사성폐기물 유리화 기술개발(Ⅱ)," 최종보고서, (2002).

[2] 한수원(주) 원자력환경기술원, "중·저준위 방사성폐기물 유리화 원형플랜트 개발(Ⅰ)," 최종보고서, (2004).

[3] S. V. Patankar, Numerical Heat Transfer and Fluid Flow, McGRAW-HILL, (1980)

[4] "Modeling Species Transport and Finite-Rate Chemistry", Fluent manual(vol.2)

Evaluation on SGBD demineralizers and Optimized Cation/Anion Resin ratio in PWR NPPs

Sung Ki-Bang, Nam Yong-Jae, Lee Jae-Sung
KHNP / NETEC, Daejeon Yuseong POX 149
kbsung@khnp.co.kr

Abstract

In PSR on the Kori 3&4 NPP, The low level radioactive waste resin from SGBD demineralizer is more than 65% of total waste resin in NPP. So, it needs to be improved. The secondary cooling water pH control methods are used ammonia-AVT from the first. According to changing ETA which is better than ammonia, SGBD cation load is increased about 2-3 times. Waste resin product is also increased in proportion to the SGBD cation load. To reduce the waste volume, new cation resin exchange criteria is confirmed that demineralizer is almost saturated.

Key word : Reducing LLW, SGBD Demineralizer, Cation/Anion Resin, Exchange Capacity, AVT, Amine

1. Introduction

The secondary cooling water pH control in Korean PWR NPP used ammonia-AVT from the beginning. According to changing ETA which is better than ammonia, SGBD cation load is increased about 2-3 times. Waste resin product is also increased in proportion to the SGBD cation load. Waste resin produced at blowdown demineralizer in NPP purifies the secondary water quality. If the water is not polluted, that is the disposed object itself. But the secondary radiated material by a neutron spreaded at an atomic reactor or resin of blowdown demineralizer by radiated material polluted by unconfirmed leakage at SG from the prime to the secondary is known to a little higher than natural level. After treated SG blowdown flow, exchanged resin is almost disposal object itself as a radiowaste production. But radioactive material is condensed and it is not ease to treat the ash, when waste resin is incinerated in accordance with the Environmental Act. Though blowdown demineralizer waste resin quantity treated by ammonia is 65% of total radioactive waste resin, about 15ton a year, when pH agent at the secondary system is changed into ETA-AVT, the radwaste volume which has to be managed is increased. In thesis, to solve that problem, the possibility of saturated operation is checked, after analyze the operating situation of blowdown demineralizer at SG of PWP NPP and evaluating experiment of saturated operation possibility of ETA, pH agent worked by demineralizer load and the model of removal impurities. It is tried to detect the fittest ratio and the resin exchange criteria.

2. Experimental result of resin capacity

The resin volume is decreased at a mock experiment for the evaluation of resin capacity. To shorten experimental time, the cation volume at SG blowdown demineralizer is 1/80000 of $2.5m^3$

which is equal to 30ml of resin capacity and experiment is achieved for resin which is 30times of addicted chemical material at the secondary system. The result is that ion selectivity for resin is $CS^+ > Na^+ > ETA^+ \geq NH_4^+ > H^+$. The graphs maintain Figure 1,2.

Selectivity and breakthrough curve for 4 ions shows the appropriateness of ETA's operation level at the secondary system in NPP through experiment.

Table 1. ionic concentration at experimental high concentration

ion	molecular weight	ionic concentration		system concentration (ppm)	raio with system ion concentration
		(ppm)	(meq/l)		
ETA^+	61.08	122.16	2	3.5	35
NH_3^+	17	34	2	0.2	170
Na^+	23	46	2	0.001	46000
Cs^+	133	266	2	0	∞
total	101.08	202.16	8	3.701	

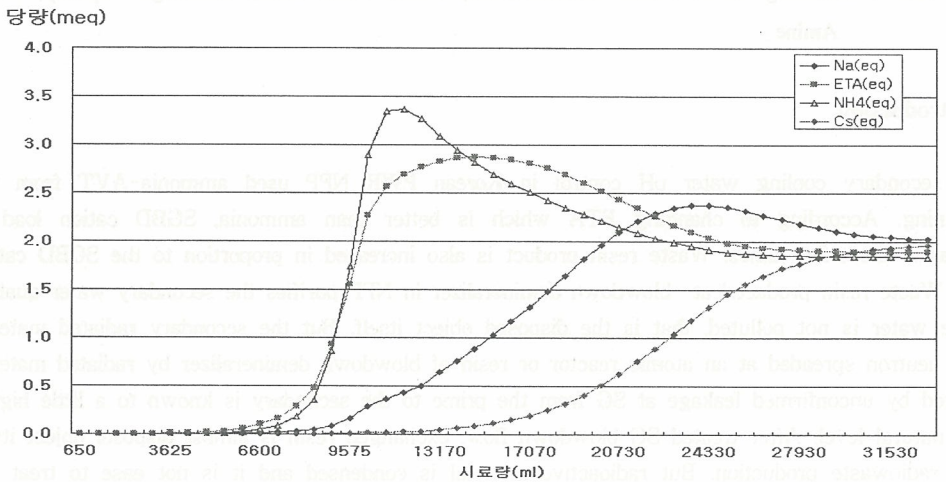


Figure 1. character of classified ion of H-type resin

3. ETA saturated operation system water quality and demineralization capacity

FSAR and EPR related to the SG water quality are the secondary water chemistry guiding principle. It should be achieved the system water quality by the change of blowdown demineralizer's exchange criteria and mixture ratio satisfies authorization and ALARA of water management.

The first, normal and expected excessive operation should follow the SG secondary water quality level. The second, when SG is leaked, DF capacity is ensured to remove radioactive material.

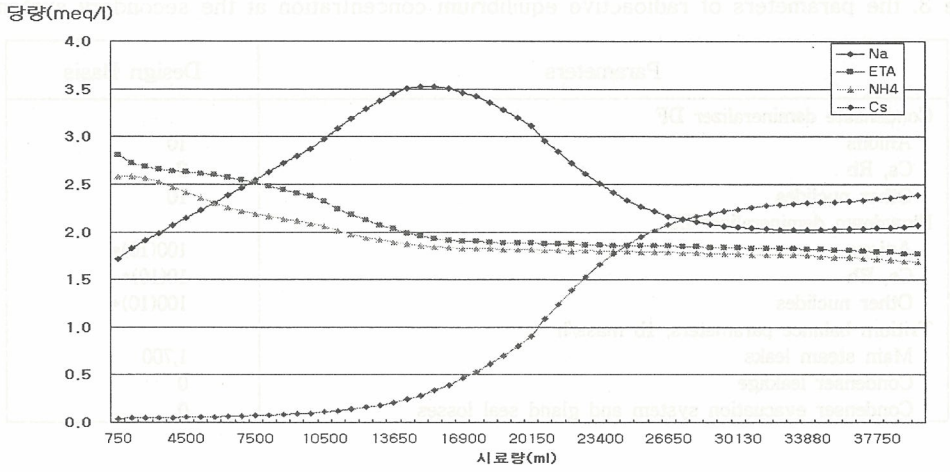


Figure 2. Cs exchange response of saturated resin of ETA, NH_4^+, Na

Table 2. SG Steam side and Feedwater AVT Chemistry Guidelines (FSAR)

Chemistry Parameters	Cold/Hydro/ Cold wet Layup	Hot Functional Shutdown/ Standby	Startup From Hot Standby		Normal Power Operation	
	Blowdown	Blowdown	Feedwater	Blowdown	Feedwater	Blowdown
pH at 25℃	> 9.8	>9.0	9.0-10.0	9.0-10.0	9.0-9.6	9.2-9.8
cation conductivity, μmhos/cm	NA	<2.0	NA	< 7	NA	< 2.0
Na, ppb	< 100	< 100	NA	< 100	< 100	< 20
Cl, ,ppb	< 100	< 100	NA	< 100	< 100	< 20
SO_4, ppb	< 100	< 100	NA	< 100	< 100	< 20
ETA, NH_3, ppm	As pH requires	NA	1-5	> 1.5	NA	> 1.5
Hydrazine, ppm	75~500	NA	> 8 [O_2]	NA	> 8 [O_2]	NA
Dissolved Oxygen , ppb	< 5	NA	< 5	NA	< 5	NA

The the secondary system water management is changed from ammonia-AVT to ETA-AVT in 2002. The water management result is showed at Table 4. pH is increased from 9.2 to 9.6, and ETA is maintained about 3,500ppb instead of ammonia concentration decreased to about 1/3. The other impurities concentration is similar to before and after water management change.

Table 3. the parameters of radioactive equilibrium concentration at the secondary system

Parameters	Design Basis
Condensate demineralizer DF	
Anions	10
Cs, Rb	2
Other nuclides	10
Blowdown demineralizer DF	
Anions	100(10)*
Cs, Rb	10(10)*
Other nuclides	100(10)*
Tritium balance parameters, lb mass/h	
Main steam leaks	1,700
Condenser leakage	0
Condenser evacuation system and gland seal losses	0

Table 4. the secondary water quality level and water quality exchange before and after ETA treatment

Chemistry Parameters	normal operation level of water quality		B unit operation (NH_3 Cycle) average		B unit operation(ETA+NH_3 Cycle) average	
	FW	BD	FW	BD	FW	BD
pH at 25℃	9.0-9.6	9.2-9.8	9.4	9.2	9.4	9.6
cation conductivity, μmhos/cm	NA	< 2.0	0.1	0.1	0.09	0.1
Na, ppb	< 100	< 20	0.2	0.3	0.1	0.2
Cl, ,ppb	< 100	< 20	0.8	0.7	-	0.3
SO_4, ppb	< 100	< 20	-	0.3	-	0.2
NH_3, ppm	NA	NA	0.420	0.665	0.221	0.250
ETA, ppm	NA	> 1.5	-	-	1.800	3.485
Hydrazine, ppm	> 8 [O_2]	NA	60	36	67	38
Dissolved Oxygen, ppb	< 5	NA	0.4	0.0	0.4	0.0

To do blowdown demineralizer's ETA saturation operation, it is necessary to evaluate the principal parameters of water quality. The result should follow the chemistry Guidelines and the ALARA water quality should be achieved.

Na is concentrated at the SG inside crevice and the concentration is strong base(more than pH 10). Na minimum concentration is 2,300ppb by NaOH and pH of Table 5. The SG water quality level is less than 20ppb and Na concentration is 0.2ppb which is about 1/100 of the limited value at B unit SG blowdown operation. If Na is not condensed to 110,000 times(2300ppb÷0.2ppb) at SG crevice, Na will be less than pH 10. So, alkali corrosion isn't. Therefore, Na^+ exits with Cl^-, SO_4^{-2} and organic acid, Na^+ is neutralized. In case of saturated operation of ETA, the Na^+ concentration at SG blowdown demineralizer outlet is a little increased by resin polluted by Na^+. Leaked Na is mixed with condensator and is diluted. When the Na passed CPP demineralizer, Na is removed.

Table 5. relationship between NaOH concentration and pH

NaOH concentration (ppb as Na)	pH @ 25	note
0.1	7.01	demineralizer blowdown flow concentration level
1.0	7.09	SG blowdown flow concentraion level at operation
5	7.40	EPRI the secondary water quality guideline (R 5) the 2nd step level
20	7.94	correct action the first step level
50	8.33	EPRI the secondary water quality guideline (R 5) the 2nd step level
100	8.63	correct action the first step level
250	9.03	EPRI the secondary water quality guideline (R 5) the 2nd step level
500	9.33	correct action the first step level
2300	10.00	alkali range

4. The resin exchange criteria of SG blowdown demineralizer

The establishment of the capacity deterioration or exchange criteria of SG demineralizer is when SG water quality is not improved. Leaked Na showed the symptom of ion exchange resin's loss of removal. Na leakage of early using demineralizer is occurred by Na which is impurities in resin. Therefore, that is quite different form Na saturated by the demineralizer water quality.

A. the resin exchange criteria of cation resin

It is very difficult to remove Na impurities of the secondary system at cation resin. So, exchange criteria of Na comprises that of capacity deterioration of cation resin. When the Na concentration is increased at system, specially, Na increase of SG water quality is leak of seawater, chemicals impurities, leakage from resin polluted by high content Na and the leakage from tube crevice(Hideout & Return). So, Na increase caused resin DF to deteriorate. Therefore, the DF selection of SG blowdown demineralizer is various.

Because Na leakage of SG blowdown is polluted Na, demineralizer resin has removal capacity. When exchange criteria is decided wrong, new exchanged resin used ETA and chemical volume is increased. So, chemical impurities flows to SG.

When ETA is saturated, even the Na concentration is increased at outlet, leaked Na is removed at CPP. There is no the effect capacity deterioration of SG demineralizer resin and CCP established at feed water system is the second defense function. The resin exchange criteria is similar to ALARA of the water management, so, the result will be various from the existing state of things. Cation resin absorbs Na more than ETA.

When ETA is leaked, Na at outlet is not an Na influx to demineralizer but from polluted Na. A cation impurities pushes out ETA or polluted Na. The demineralizer exchange criteria is selected as follow rules.

- ETA of the secondary feed water system is not removed at demineralizer and circulated.
- The Na leakage at new resin does not need to control, therefore that is excluded at

demineralizer exchange criteria

- Even impurities by outside influx is suddenly increased, the impurities concentration should be decreased in proportion to circulating volume as time passes. Impurities concentration should be decreased.

The removal impurities at operation, prevention of SG influx at seawater leakage, and removal radioactive material at SGTR, impurities removal capacity by Hide-out Return are necessary at stop operation. 30% of generation power has an effect on Na leakage by impurities. So, DF 10 is not accurate. DF Na of SG blowdown demineralizer should be less than 10 at all operation except 30% of generating mode.

Table 6. SG blowdown flow water quality

operation	operation mode	Na criteria (ppb)	Cl criteria (ppb)
Reactor shutdown	reactor power operation→hot standby(mode 1-3)	≤ 100	≤ 100
	hot shutdown→reload(mode 3-6)	≤ 1000	≤ 500
startup operation	reload→cold standby(mode 6-5)	≤ 100	≤ 100
	hot shutdown(mode 4)	≤ 100	≤ 100
	hot standby(mode 3)	≤ 100	≤ 100
	startup operation(mode 2)	≤ 100	≤ 100
reactor power operation	reactor power (5~30%)	≤ 100	≤ 100
	reactor power (more than 30%)	≤ 20	≤ 20

The improvement of cation resin SG blowdown demineralizer exchange criteria is as follows.

○ Na concentration should be less than 100ppb at maximum or stop operation. If the limited concentration at the second step is less than Na 100ppb, the concentration at Na DF 10 should be 10ppb.

○ DF 10 of Na limited value(20ppb) is 2ppb and maximum concentration of Na is 3ppb at operation more than 30% generation. Therefore sum of them is less than 5ppb.

The water quality level is less than Na concentration(5ppb), therefore improvement of cation resin change criteria is that the Na concentration outlet is resonable to select less than 5ppb.

B. The anion resin Exchange criteria

Anion resin includes Cl, NO_3, SO_4^{2} like cation resin. The anion resin exchange criteria is also reasonable to monitor management anion item of the secondary which is small selectivity at outlet.

Cl^- which is the smallest selectivity at the secondary management item is reasonable to be select.ed. demineralizer vessels concentration of Cl^- is reasonable to be more than 5ppb so that exchange criteria may be proportion to Na cation, because pH exchange of flow water is very small.

Though SO_4^{-2} detected at SG is removed, SO_4^{-2} selectivity is stronger than that of other

anions. Cation resin is detected at SG blowdown demineralizer after flux at SG. Anion resin will be polluted by sulfuric acid ion as cation resin polluted by Na. Therefore, demineralizer exchange criteria is not reasonable by sulfuric acid ion rather than Cl.

To prevent SG water quality deteriorated by resin influx at NPP, SO_4 concentration is controlled. Therefore demineralization criteria is selected mainly. The SO_4^{-2} concentration of blowdown demineralizer outlet is resonable to be 5ppb.

The water quality factor which monitors the concentration at anion is cation conductivity (C.C). Therefore C.C shows concentration exchange of Cl^-, F^-, $HSiO_3^-$, SO_4^{-2}, organic acid. C.C value is a good indicator to check water impurities formerly. But evaluate of anion resin capacity is reasonable to measure the demineralizer inlet and outlet concentration directly. If the resin exchange criteria of SG blowdown water is decided, the limited water quality of condensate system is resonable to be more than 0.3uS/cm.

5. SG blowdown demineralizer's cation/anion resin mixing ratio

The ion exchange resin of demineralizer is mixture of resin removing impurities. A using term is the inverse proportion of ion concentration of flow water. Ion exchange capacity is the saturating resin volume which is decided by ion concentration included at flow rate.

The mixed ratio is decided by the pH agent (ETA) and ammonia regarding as cation load. According to not regarding as cation load, new ratio cation and anion should be decided.

If it considers ETA load, total cation load will be 115 x 10^{-9} eq/ℓ, if not that will be 3.78 x 10^{-9} eq/ℓ. Anion load not related to ETA is 3.67 x 10^{-9} eq/ℓ. The concentration of organic acid is 7.80x 10^{-9} eq/ℓ.

The ratio of cation resin and anion resin is 30:1, if ETA load is considered. If not, that is 1:2. The mixed ratio of cation and anion resin is 1:2 by ionic strength ignorant ETA. The ionic strength and resin choice of ETA and ammonia is stringer than H^+ of water. If the elution of ETA is considered, when the factor of elution is 2-6 times, cation resin will need more 1-3 times than anion resin. The mixed ratio of resin of SG blowdown demineralizer is 1~3:1.

Table 7. ion load for water quality of flow water

item / ion	maximum concentration (ppb)	molecular weight (g./mol)	ion load (x 10^{-9} eq/ℓ)	
			ETA considering	ETA not considering
cation				
ETA	5000	61.08	81.86	NA
NH_4^+	500	17.00	29.41	NA
N_2H_4	50	32.00	1.56	1.56
Na^+	20	23.00	0.87	0.87
Fe^{2+}	20	55.85	0.72	0.72
Cu^{2+}	20	63.55	0.63	0.63
		total	115.05	3.78
anion			maximum organic acid x 1	maximum organic acid x 5
Cl^-	20	35.50	0.56	0.56

SO_4^{-2}	20	96.06	0.42	0.42
SiO_2^{-}	100	60.08	1.66	1.66
Acetic acid	20	60.05	0.333	1.67
Glycolic acid	20	76.05	0.263	1.31
Formic acid	20	46.02	0.435	2.17
total			3.67	7.80

6. Conclusions

O SG blowdown demineralizer's resin phenomena

Exhausted symptom of cation resin is increasing Na ion which is impurities. Former exchange criteria, Na DF≤1 was inappropriateness and had a problem unnecessarily producing a large amount of waste resin. To reduce the waste volume, exchange criteria is Na concentration appeared at demineralizer outlet by Na existed at waste resin itself, but new cation resin exchange criteria is reasonable to select Na≥5ppb as a criteria enable to determine that demineralizer is almost saturated. In anion case, it is reasonable to select Cl which is less selectivity at the secondary water quality control in NPP. It is resonable to select Cl≥5ppb like Na case to be proportion ion content ratio. Cation conductivity and SO_4 ion enable to be selected, as anion resin exchange criteria, Therefore cation conductivity is sum conductivity of other anions, it is unreasonable to be exact good performance or not of anion resin. C.C had better be used to check exchange capacity of anion resin.

If SO_4 concentration is selected by second exchange criteria, SG water quality is SO_4 ≥ 5 ppb like Cl exchange criteria.

The new exchange criteria of blowdown demineralizer inlet and outlet in NPP is as follows.

· exchange criteria of mixed bed : Na, Cl ≥ 5 ppb

· reference exchange criteria : SO_4^{-2} ≥ 5 ppb, C.C ≥ 0.3㎲/㎝

O SG blowdown demineralizer resin ratio of cation and anion

The ratio of cation and anion resin is 10:1 considered ETA load, that is 1:3 excluded ETA load.

Manufacturing Process of Self-Luminous Glass Tube (SLGT) Utilizing Tritium Gas (I)

삼중수소 활용을 위한 자발광유리관 (SLGT) 제조기술

KwangSin Kim, Kyeongsook Kim, Eun-Su Chung,
Soon Hwan Son and Gi-Jung Nam*
Korea Electric Power Research Institute (KEPRI), 103-16 Munji-Dong, Yusung-Gu, Daejeon
*Institute for Advanced Engineering (IAE), Yongin P.O. Box 25, Kyonggi-do

김광신, 김경숙, 정은수, 손순환, 남기중*
한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 106-16번지
*고등기술연구원, 경기도 용인시 사서함 25

kimk@kepri.re.kr

Abstract

Laser sealing/cutting technique, one of the 4 core technologies to manufacture self-luminous glass tubes (SLGTs) has been developed. Through the analysis of commercial products, it is found that pyrex is used for SLGTs. A CO2 laser, which is commonly used for glass work was used for the study. The factors affecting the sealing/cutting were laser intensity, duration, irradiation method, and pressure inside the tube. The whole process is composed of 2 stages. In the first stage, both ends of the tubes are sealed while tritium is injected in the tubes. And the tritium sealed tubes are cut in the desired size in the second stage. Defocused beam was used for sealing and focused beam was used for cutting. After the sealing/cutting, the tubes were heat treated to prevent fracture due to the residual heat stress.

Key word : tritium, self-luminous glass tube, laser, sealing/cutting

요약

삼중수소를 사용하는 자발광유리관의 제조에 필요한 4가지 핵심 기술 중 레이저를 이용한 밀봉/절단기술을 개발하였다. 상용 제품을 분석한 결과 유리관의 재질은 pyrex 이었고 레이저는 유리 가공에 적절한 펄스형 이산화탄소 레이저를 사용하였다. 유리관의 밀봉/절단에 영향을 미치는 인자들로는 레이저 빔의 강도, 지속시간, 조사 방법, 유리관 내부의 압력 등이었다. 전 공정은 2단계로 이루어져 1단계에서는 삼중수소를 주입하고 유리관의 양단을 밀봉하였으며 2단계에서는 삼중수소가 봉입된 유리관을 원하는 길이로 밀봉/절단하였다. 각 공정에서 유리관의 밀봉은 defocusing된 레이저 빔을 사용하였으며 절단은 focusing된 빔을 사용하였다. 밀봉/절단 후에는 잔여 열응력에 의한 파열을 방지하기 위하여 열처리를 하였다.

중심단어 : 삼중수소, 자발광유리관, 레이저, 밀봉/절단

1. 서 론

월성의 WTRF (Wolsung Tritium Removal Facility)에서 내년부터 매년 2.6×10^{16} Bq (7 MCi) 이상의 삼중수소가 생산될 예정이므로 이제 우리나라에서도 삼중수소를 활용하는 연구를 본격적으로 할 수 있게 되었다[1]. 현재 우리나라는 삼중수소를 전량, 수입하여 37 MBq (1 mCi) 혹은 3.7×10^{10} Bq (1 Ci) 미만의 매우 적은 양으로 생물, 생화학, 농학 및 의약품 합성연구 등의 연구에 이용하고 있는 정도이고, 삼중수소의 활용에 관한 국내의 연구는 거의 전무한 상태이다[2-3]. 한편, 국외에서는 삼중수소를 생산하는 캐나다에서 이 분야에 대한 연구가 가장 활발히 진행 중이다. 캐나다의 Shield Source, SRB Technology, 미국의 Safety Light 그리고 유럽의 MTB Technologies, rc Tritec 및 남아프리카 공화국의 AEC 등에서 민수용과 군사용으로 삼중수소를 이용한 여러 가지 제품을 생산하는 등 이 분야에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다[4-7]. 한전 전력연구원에서는 2003년 9월부터 산자부 기반기금과제로 전원공급 및 유지보수가 필요없이 10년 이상 사용할 수 있는 삼중수소를 이용한 자체발광유리관 (Self-luminous Glass Tube, SLGT)을 개발하는 과제를 진행 중에 있다. 삼중수소를 이용한 SLGT는 크게 민수용과 군수용으로 그 활용방안을 나눌 수가 있으며, 소총 조준경, 독도경 등 군수분야에서 활용되고 있는 장비 및 화기는 총 40여종에 이르고 있으며 민수분야 또한 비상구 표시판 등의 여러 분야에 활용될 수 있다.

방사성물질인 삼중수소[8-9]는 붕괴하면서 베타입자를 방출하게 되는데 이러한 베타입자는 에너지 분포를 가진 전자군이어서 이 전자들이 코팅된 형광체와 충돌할 때 형광체에서 빛을 발하게 되므로 별도의 전원의 공급이 필요없는 SLGT를 제조할 수 있다. 이러한 SLGT 제조를 위해 유리관 내부에 코팅물질을 선정 및 코팅, 소성하는 조건을 찾는 유리관 코팅기술, 유리관에 삼중수소를 주입하는 제반사항에 대한 연구를 주로 하는 주입기술, 삼중수소를 주입한 후 밀봉 및 원하는 크기로 유리관을 절단하는 분야에 대한 연구를 하는 유리관 밀봉/절단 기술 및 이러한 삼중수소 주입 및 유리관의 절단시 삼중수소의 감시 및 회수에 관한 연구를 하는 삼중수소 취급기술의 4가지 핵심기술로 나눠서 연구를 진행했다. 이미 본 학회에 유리관 코팅기술[10], 삼중수소 주입기술 및 취급기술[11-12]에 대해서는 이미 발표한 바 있고 이번에는 나머지 한 분야인 유리관 밀봉/절단 기술에 대해서 논의하고자 한다. 유리재질의 밀봉은 용융 및 응고과정에서 열응력에 의해서 파괴되거나 밀봉부위가 취약해지는 문제점이 발생할 수 있기 때문에 세심한 공정이 요구되는 기술로 현재 이 분야에서 신기술로 부각되고 있는 레이저를 이용하는 기술을 개발 중에 있다.

2. 본 론

유리관의 밀봉/절단 기술을 개발하기 앞서 유리관의 재질, 구입방법 및 향후 품질관리 등을 고려해야 한다고 판단하여, 우선 목표로 하는 제품을 구입하여 전처리를 실시한 다음 ICP-AES (Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectroscopy)로 유리관의 성분분석을 통해 사용되고 있는 유리 종류를 파악하였다. 또한 성분분석을 통해 확인된 유리관을 구입한 다음, 여러 가지 물성실험을 실시하여 향후 구입할 유리관의 품질을 관리하고자 시도하였으며, 레이저를 이용한 밀봉 조건을 찾는데 있어 유리관 내부압력이 큰 영향을 미칠 것으로 예상되어 제조하고자 하는 제품에 대한 내부압력을 측정하였다. 이런 일련의 작업으로 결정된 유리관 사양을 바탕으로 적절한 레이저를 선택하였으며, 현재 거의 레이저 출력, 조사시간, 회전수 및 Defocusing Point 등을 변화시키면서 최적의 공정조건을 찾고자 시도하였다.

가. 유리관 성분분석

외국에서 시판 중인 자발광유리관을 사용한 제품을 구입하여 유리관 성분을 분석하였다. 이때 사용한 분석방법은 우선 boron 성분을 제외한 무기성분과 boron 성분을 각각 분석하였다. 우선 전처리 방법은 다음과 같으며, 각각 전처리 후의 시료 농도를 ICP-AES로 측정하였고, 결과를 표 1에 나타내었다.

1) 시료를 (1:1) 염산용액으로 유리관 내부 형광체 코팅물질을 용해한다.
2) 빈 유리관을 세척 후 건조한다.
3) 유리관 일부를 깨어서 막자사발에 넣고 분쇄한 다음, 105 ℃로 조절된 오븐에서 40분간 건조한다 ⇒ 시료의 일부분을 혼산으로 녹인 다음, ICP로 boron 성분을 분석하였다.
4) 시료를 충분히 식힌 후, 미리 건조한 도가니에 약 0.3 g의 무게를 가한다.
5) 융제인 $Li_2B_4O_7$을 시료 무게의 약 3배를 가한 다음, 잘 섞는다.
6) 전기로의 온도를 1,050 ℃로 조절한 다음, 약 40분간 용해한다.
7) 증류수 175 mL와 질산 10 mL을 가한 다음, 실온까지 식힌 도가니를 넣고 교반한다.
8) 모든 성분을 용해할 수 있도록 1~2시간 교반한 후 도가니는 꺼낸다.
9) 용액을 여과한다 ⇒ 여과한 용액으로 boron 성분을 제외한 무기성분을 ICP로 분석하였다.

실험결과, 향후 본 과제에서 만들고자 하는 SLGT의 유리성분은 borosilicate 유리인 pyrex 유리인 것으로 판단되었다. 레이저를 이용한 유리관 밀봉 및 절단 작업에는 가공이 쉽고 softening point가 높은 quarts 유리가 보다 유리하나 가격면에서 비싸고, 현재 시판 중인 제품이 모두 borosilicate 유리를 사용하였으므로 우리도 우선 borosilicate 유리를 사용하는 것으로 결정하였다.

나. 유리관 물성실험

소성공정에서 이상이 없다고 하는 것은 실제 소성공정에 투입하여 실험 (열적변형 등의 확인)을 해야 알 수 있다. 유리의 조성에 의해 광학적 특성, 열적특성이 다르게 되는데 만일 조성이 SLGT와 유사한 개념인 CCFL (냉음극용 형광램프)용 유리로 가장 널리 사용되고 있는 일본 NEG 유리와 유사한 것으로 보증한다면 특별히 문제가 없을 것이나 실제 소성공정에서 실험을 하지 않고 입증하기가 어렵다. 소성설비가 없는 상태에서는 실험실 전기로에서 온도를 약 600~650 ℃까지 승온시켜 30분 정도 유지한 상태에서 냉각 후 변형유무를 체크하여 원형을 유지하고 있거나 혹은 변형이 되지 않았다면 실제 소성공정에서도 문제가 없을 것으로 생각된다.

유리관에 대해서는 우선 외경과 내경, 두께, 길이 등의 치수를 측정하여야 한다. 유리관을 부위별로 절단하여 측정해야 알 수 있으며, 절단시 다이아몬드 cutter 또는 줄을 사용하면 된다. 한편 일정한 길이로 절단하여 오는 경우 절단면의 단면상태가 중요하다. 절단면에 요철이나 크랙이 없으면 된다. 유리관은 직진성을 갖고 있어야 하는데 만곡도를 측정하기가 어려운데, 그 이유는 CCFL의 유리관은 가늘고 두께가 얇기 때문에 수평면에 놓았을 때 형상을 유지하지 못하고 직진성이 변하기 때문에 수평면에 그대로 놓았을 때 수평면에서 유리관까지의 거리를 측정하기 어렵기 때문이다. 따라서 확인하는 방법으로는 경사진 평면에 유리관을 위에서부터 아래로 굴려보면 많이 구부려져 있는 유리관의 경우는 회전하면서 굴러가기가 어렵거나 미끌리게 되나, 직진성이 좋은 유리관은 경사진 면을 내려갈 때 또르륵 회전하면서 굴러가게 되는데 이 실험방법에 의해 직진성의 양품, 불량품을 판정하게 된다. 열적 변형실험 조건은 다음과 같다.

1) 전기로 : 박스형 전기로
2) 열처리 방법 : 4가지 유리관을 한 조로 하여 가로와 세로 방향으로 각 3개씩 열처리한다.
3) 육안 관찰 후 경사진 면에서 유리관을 굴려본다.

실험결과, 첫째 전반적으로 세로로 세워서 열처리한 유리관이 가로로 열처리한 유리관에 비해 변형이 더 심하게 나타났으며, 둘째 변형된 모양은 유리관경의 모양은 변형이 거의 일어나지 않

고, 중력 방향으로 변형이 일어났다. 따라서 소성시간이 길수록 가로로 공정을 진행하는 것이 바람직한 것으로 판단되었으며, 셋째 열처리 온도가 가능한 것은 630 ℃이지만 안정적인 공정을 위해서는 630 ℃ 이하에서 가로로 공정을 진행하는 것이 바람직한 것으로 결론을 지었다.

다. 유리관 내부압력의 고려

목표로 하고 있는 2종류의 유리관의 내부압력은 0.24 atm과 0.53 atm으로 측정되었다. 유리관의 내부압력이 대기압보다 훨씬 낮아 압력을 고려한 실험을 실시하고 있다. 내부압력이 0.3 기압인 경우는 1.0 기압에 비하여 용융면이 안쪽으로 많이 들어가는 등의 문제가 발생할 수 있어 유리관 내부와 외부 사이의 압력 차이에 의한 유리 가공상태에 대해서 연구하였다.

라. 레이저 선택

유리관 재질을 borosilicate glass로 결정한 후, 가공 유리관의 물리적 특성을 조사하였다 (표 2 참조). 표 2의 유리관의 물리적 특성을 고려하면, 본 절단 및 밀봉공정에 적합한 레이저 파워는 표 3에 나타낸 바와 같이 CO_2 레이저, 100~300 W로 fracturing과 evaporation 파워의 중간 크기로 예상된다.

CO_2 레이저 사양 검토 시 우선 가장 중요한 것은 레이저 출력 및 안정성이고, 다음이 가공 시 필요한 재료의 예열, 용융/절단, 밀봉, 후처리 공정에 적절한 레이저 출력의 프로그램 기능성이며, 그 외 지속적 A/S 및 레이저 장치기술 지원능력을 중점적으로 검토하였다. 그 결과 펄스형 레이저인 200 W의 출력을 낼 수 있는 Coherent사의 model K-200을 선택하였다.

펄스형 레이저를 이용한 본 기술개발은 광에너지가 물질 구성분자에 내부에너지 형태로 흡수되므로 경제적일 뿐만 아니라 주위로 열방사가 극히 미약하므로 공정이 단순해질 수 있고 원하는 작업부위를 선택적으로 처리할 수 있다. 또한 매우 짧은 시간의 펄스폭을 가지는 레이저를 사용하므로 주위로의 열전달이 제한적이며 원하는 부분만을 순간적으로 용융하여 접합이 형성되므로 열에 영향을 받는 부분(heat affected zone, HAZ)이 줄어들고 공정속도도 빨라서 작업효율을 극대화할 수 있다. 또한 충전된 기체가 수소와 같이 폭발의 위험이 있거나 열에 의해서 후속반응이 우려되는 경우 세심한 공정이 요구되는 데 펄스형 레이저를 사용하면 내부 가스로의 열전달을 무시할 수 있기 때문에 그러한 문제점을 극복할 수 있다. 그 밖에도 레이저광을 이용한 공정의 장점은 렌즈나 거울 등 각종 광학기구를 이용해서 작업의 공간에 대한 유연성이 높으며, 요구되는 작업조건에 따라서 원격조정이 가능하므로 작업의 안전성을 기할 수 있다.

마. 밀봉/절단 공정

깨끗한 밀봉/절단면을 얻기 위해서는 유리관을 회전시켜야 한다. 하지만 유리관에 삼중수소를 주입하고 있는 상태에서는 유리관을 회전시키면 회전하는 부분과 고정된 부분의 경계에서 삼중수소의 누출이 일어날 수 있다. 따라서 본 연구에서는 2단계의 밀봉/절단공정을 개발하였다. 1단계에서는 삼중수소 공급계통의 manifold에 한쪽 끝은 삽입되어 있고 다른 쪽 끝은 밀봉된 유리관을 설치하고 유리관의 회전 없이 삼중수소를 유리관 내에 주입하면서 밀봉/절단하여 양쪽 끝이 막힌 삼중수소가 봉입된 자발광유리관을 제작하게 된다. 2단계에서는 이 유리관을 2단계장치에 넣어 유리관을 회전시키면서 원하는 길이로 절단하게 된다. 2단계 장치에는 sensor 및 programmable motor가 있어 지정한 길이만큼 유리관을 이동시킬 수 있게 되어 있다. 또한 동기화된 회전 척(chuck)으로 유리관을 잡아 밀봉/절단되는 유리관의 양쪽이 완전히 분리될 때까지 동일한 속도로 회전하게 하여 밀봉/절단 시 용융된 유리관이 비틀리는 일이 없도록 되어 있다. 초점이 맞추어진 레이저를 사용하여 유리관을 조사하게 되면 용융된 유리가 바로 기화하여 날아가 버리게 되므로 용융된 유리를 사용하여 절단면을 밀봉하는 것이 불가능하다. 따라서 밀봉/절단 작업을 위해서는 적당히 레이저의

초점을 벗어나게 하여(defocusing) 유리관에 조사되는 레이저 빔의 크기를 키워 가열부위를 넓히고 가열속도를 늦추어야 한다.

1단계에서는 유리관을 회전시키지 않기 때문에 균일한 가열 및 용융이 되지 않아 조건을 찾기가 쉽지 않았다. 특히 관 내부와 외부의 압력차가 크면 용융된 유리관이 안쪽으로 빨려 들어가 밀봉이 되지 않고 구멍이 나는 현상이 발생하였다. 그림 1은 defocusing position을 45㎜와 50㎜로 하여 실험한 결과이다. 45㎜인 경우 10초 이내에 밀봉되었으나 빔크기가 작아 가공 품질이 좋지 않았고 20초가 지나면 절단되었다. 50㎜일 때는 15초에서 밀봉이 되는 것을 알 수 있었으나 가공단면은 안정적으로 밀봉되지 않았다. 그림 2는 레이저 출력에 따른 변화를 본 것으로 큰 차이는 나지 않았으나 가공 정도에서 출력이 높은 쪽이 좀 더 가공되어 있음을 알 수 있다. 또한 조사시간이 길수록 녹은 부분이 비대칭적으로 나타나는데 이는 유리관이 녹으면서 유리관 무게로 인하여 유리관이 아래로 처지게 되어 녹은 부분이 불규칙하게 되기 때문이다. 압력과 defocusing position(DP)을 변화시킬 때의 가공특성을 그림 3에 나타내었다. DP가 증가함에 따라 hole의 크기와 hole이 생성되는 시간이 조금씩 증가하는 것을 볼 수 있다. 또한 압력이 낮을 수록 가공 시 유리관 내에 hole이 생기면서 충격파가 발생하는데 이로 인해 유리관내에 균열이 발생하여 가공 시 큰 영향을 미치는 것으로 보인다.

그림 4에 2단계 공정에서의 가공 특성을 표시했다. 그림에서 보듯이 내부 압력이 낮을수록 유리관의 밀봉은 빠르게 일어났다. 그리고 DP가 클수록 용융범위는 넓어지는 대신 용융깊이는 얕아지는 것으로 나타났다. 모든 실험조건에서 조사회수가 많을수록 용융면이 안으로 들어가는 깊이는 다소 얕게 나타났다. 이러한 현상은 계속적으로 조사하는 것보다 중간에 냉각기를 두는 것이 압력차에 의해 용융된 유리관이 내부로 밀려들어가는 현상을 방지할 수 있는 것을 보여준다.

그런데 비정질체인 pyrex는 결정체인 수정(quartz)와는 달리 일정한 용융점이 없다. 따라서 수정에 비해 비교적 낮은 온도에서 녹기 시작하나 유리관이 용융되어 절단부위가 밀봉이 된 후에도 완전히 절단하기 위해서는 상당히 높은 온도와 시간이 걸리게 되는 것을 발견하였다. 이에 따라 밀봉조건과는 다른 조건으로 유리관을 절단해야만 하였다. 즉, 유리가 융착되어 밀봉된 후 융착부위를 초점을 맞춘 레이저 빔으로 강하게 scan을 하게 되면 열충격에 의한 fracturing으로 유리관을 절단하게 된다.

절단이 끝난 유리관을 후처리가 필요한데 이는 밀봉/절단 시 HAZ의 열응력을 제거하고 날카로운 절단면을 매끄럽게 다듬는 역할을 하게 된다. 후처리가 되지 않은 유리관의 밀봉/절단 부위는 약한 충격에도 쉽게 깨어져 나갔으나 후처리가 된 유리관은 1m 이상의 높이에서 떨어뜨려도 깨어지지 않았다.

3. 결론

삼중수소를 사용하는 자발광유리관을 제조하는데 필요한 4가지 핵심기술 중 하나인 유리관 밀봉/절단 기술을 개발하였다. 기존의 torch를 사용하는 밀봉/절단 방법에 비하여 레이저를 사용하는 방법은 보다 깨끗하고 정밀한 절단면을 얻을 수 있고 대량생산을 위한 자동화가 가능하나 정확한 공정조건을 찾아내야 하는 어려움이 있다. 유리가공에 적절한 이산화탄소 레이저를 사용하여 자발광유리관의 밀봉/절단에 필요한 공정을 개발하였고 각 공정에 필요한 장치를 개발하였으며 각 공정에서의 운전절차(밀봉, 절단, 후처리 등)에 따른 적절한 운전 조건(레이저 조사 방법, 레이저 조사 강도, 조사 시간 등)을 찾아내었다.

참 고 문 헌

1. 손순환, 송규민 외, "삼중수소 제거기술 개발 (I) 제 1단계", TR96NJ18.J1998.45, KEPRI(1998).
2. 김위수, 손순환 외, "삼중수소 제거기술 개발 (I) 제 2단계 (최종보고서)", 96NJ18, KHNP(2002).

3. Caffarella, Thomas E., Radda, George J. and Dooly, Harry H, Jr., "Miniature Radioactive Light Source and Method of its Manufacture", US Patent, 4,213,052(1980).
4. 정홍석, 안도희 외, "삼중수소 자발광체 제조기술, KAERI/AR-411/94(1994).
5. Lasser, R., "Tritium and Helium-3 in Metals", Springer-Verlag, New York(1989).
6. McNair, Rhett C, "Self-luminous Light Source", US Patent, 4,990,804(1991).
7. Kim, W. S., Jung, Y. G., Kim, K., Lee, S. K. and Song, K. M., KEPRI Report, TM.00NP34. T2001.175(2001).
8. Sinclair. K. Warren, "Tritium in the Environment", NCRP Report, 62(1979).
9. W.T. Shmayda, A.G. Hejes and N.P. Kherani, "Comparison of uranium and zirconium cobalt for tritium storage", Journal of the Less-Common Metals, 162, 117-127(1990).
10. 김경숙, 김광신, 정은수, 손순환, "삼중수소 활용: 자발광유리관(SLGT) 제조기술", 한국방사성폐기물학회, 춘계학술발표회, 6. 23, 2004.
11. 김광신, 김경숙, 정은수, 손순환, 김위수, "삼중수소취급계통의 설계(II): 주입계통, 재생계통", 한국방사성폐기물학회, 추계학술발표회, 11. 27, 2003.
12. 김광신, 김경숙, 김위수, 손순환, 정은수, "삼중수소 취급계통의 설계", 한국방사성폐기물학회, 춘계학술발표회, 6. 20, 2003.

표 1. 유리 성분분석 결과

Sample	항목	단위	EXIT 제품	조준경 제품
1	Si as SiO_2	Wt%	90.47	78.41
2	Al as Al_2O_3	"	4.23	6.67
3	Na as Na_2O	"	3.11	1.33
4	Ca as CaO	"	0.00	0.19
5	B as B_2O_3		2.06	2.73
6	K as K_2O	"	0.02	10.33
7	Mg as MgO	"	0.00	0.34
8	Zn as ZnO	"	0.00	0.00
9	Pb as PbO	"	0.10	0.00
10	Ti as TiO_2	"	0.00	0.00
합 계			99.99	100

표 2. 가공 유리관의 물리적 특성

Glass Type	Density (25℃)	Young's Modulus	Specific Heat (25℃)	Coefficient of Linear Expansion	Softening Point	Melting Point
borosilicate glass	2.23 g/cm^3	5.98×10^9 dynes/mm^2	0.17 cal/g℃	3.25×10^{-6}/℃ (0~300 ℃)	820 ℃	1,250 ℃

표 3. 레이저 유리절단 가공공정 특징

Process	Laser	Laser Power	장점/단점	비고
Cutting by Evaporation	CO_2	10^3~10^4 W (1.86×10^5 J/cm^3)	-roundness and softness of edges -higher laser power	
Cutting by Melting	〃	100~300 W (3×10^3 J/cm^3)	-roundness and softness of edges -lower laser power	본 연구 공정 예상
Cutting by Fracturing	〃	100 CW	-lower power -need subsequent technological operation	

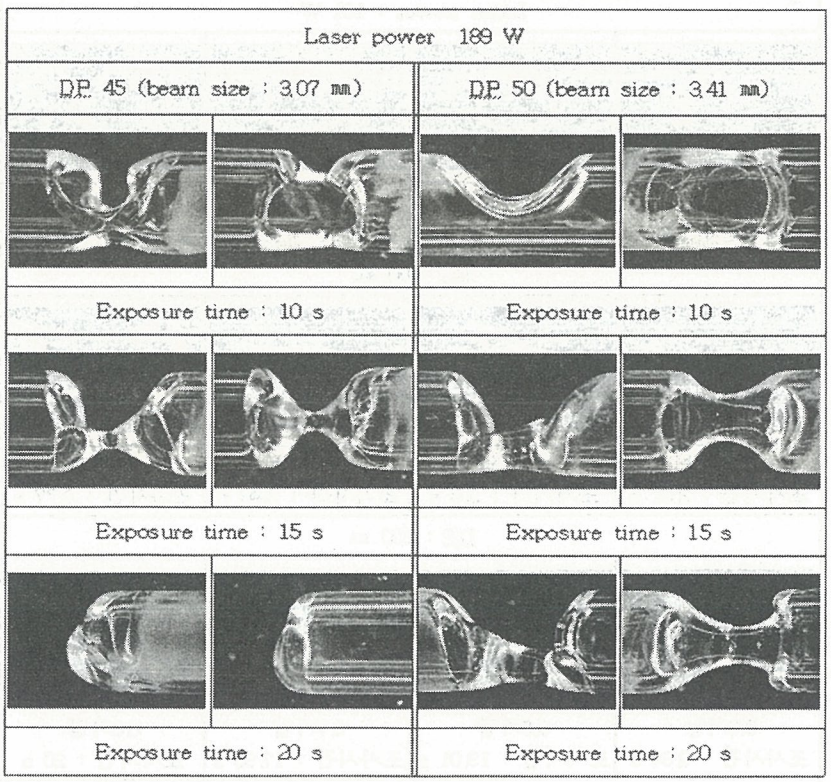


그림 1. Defocusing position에 대한 가공특성(1단계)

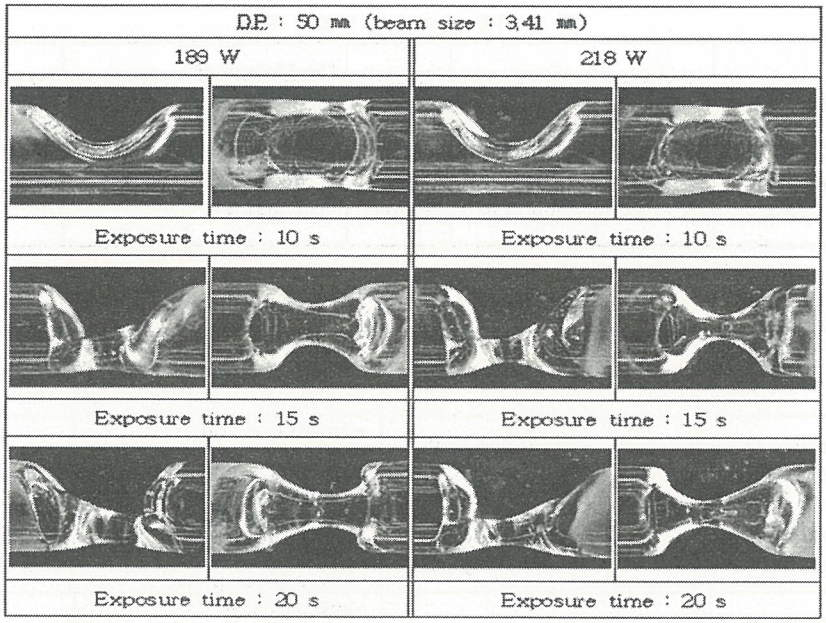


그림 2. Laser 출력에 대한 가공 특성(1단계)

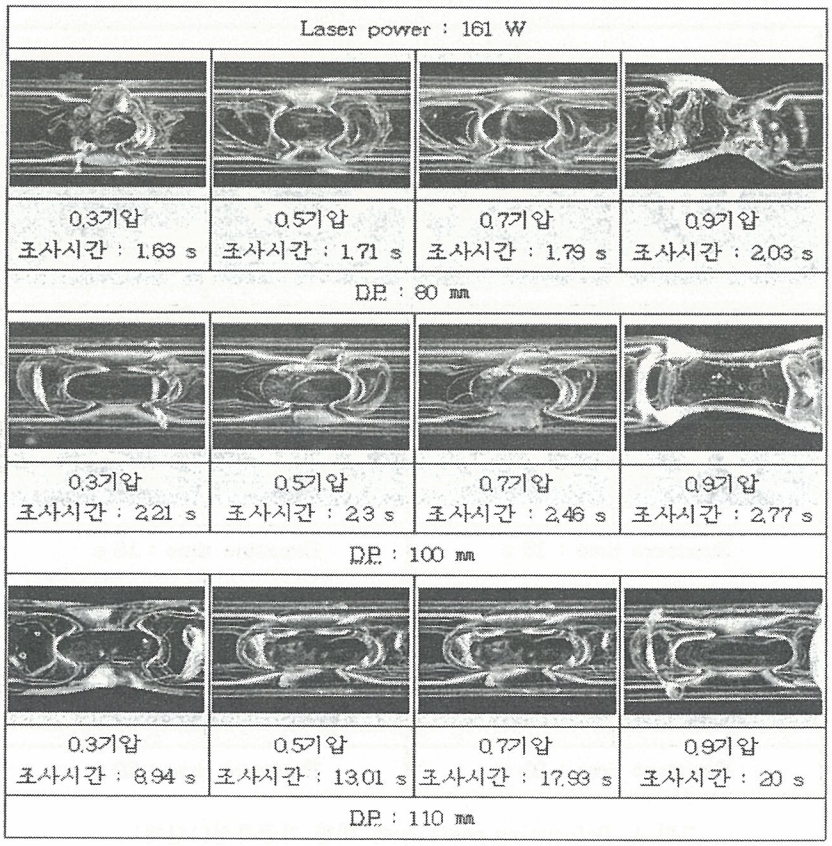


그림 3. 외부와 내부 기압차에 대한 가공 특성(1단계)

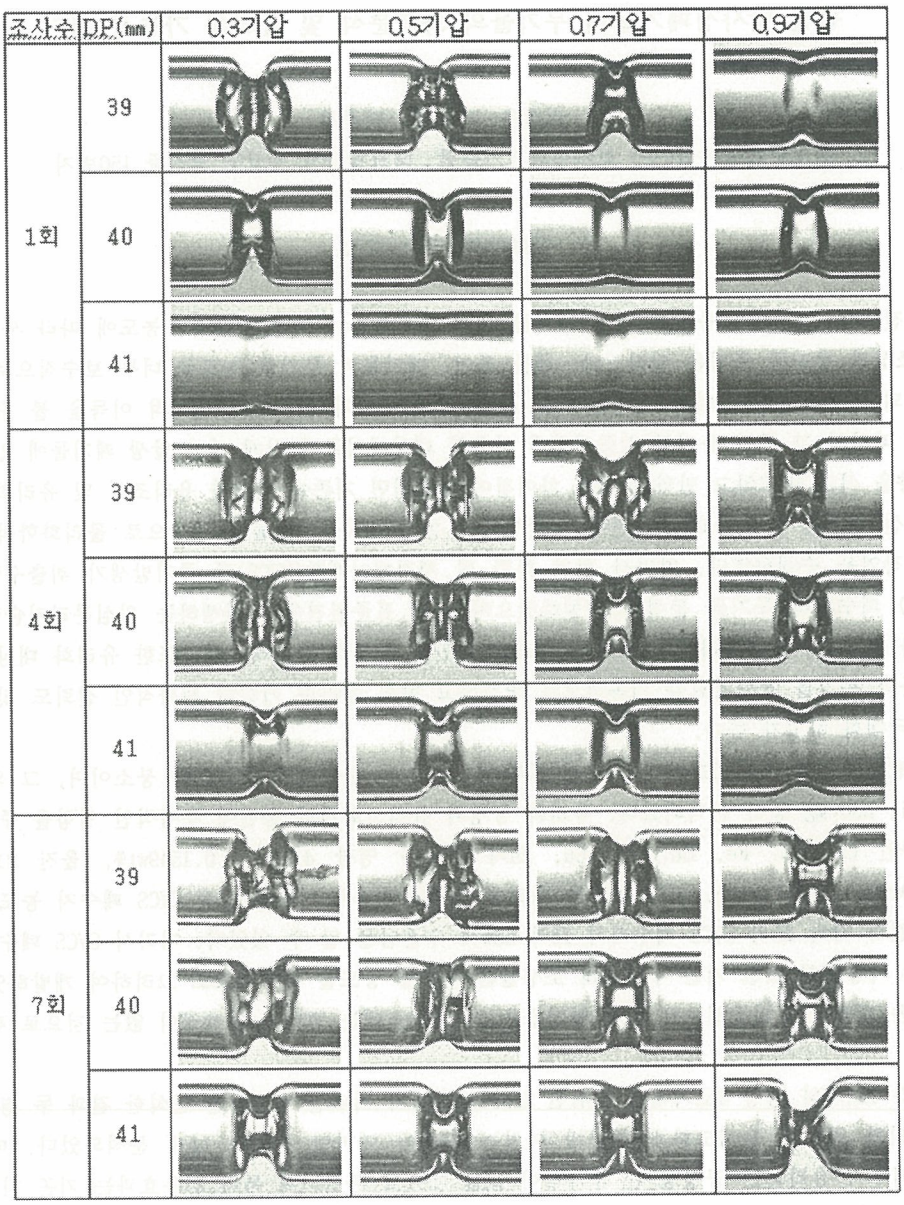


그림 4 2단계 공정에서의 가공특성

원전 방사성폐기물내 무기물의 화학분석 및 유리화 가능성 평가

김천우, 김지연, 박종길
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

cheonkim@khnp.co.kr

원전에서 발생하는 유리화 대상 폐기물 내에 존재하는 무기물의 종류, 농도에 따라 사용하는 유리조성과 유리화 공정은 달라진다. 예를 들어, 폐기물의 무기물 농도를 너무 보수적으로 고려하게 되면 base유리에 대한 미네랄 loading량 및 감용비가 감소되어 경제적 이득을 볼 수 없게 된다. 따라서 그 동안 유리화 실증시험에 사용한 대상폐기물과 실제 원전 발생 폐기물에 있는 무기물량을 서로 비교하고 만약 특별한 차이점이 발견되면 기존에 개발한 유리조성 및 유리화 공정의 개선 방향을 도출하고자 원전에서 발생되는 실제 방사성폐기물을 대상으로 물리화학적 특성 평가 작업을 수행하였다. 따라서 원전 화학 및 체적제어계통(CVCS)과 증기발생기 취출수탈염기(SGBD) 폐수지내 무기물 분석을 수행하였으며 신규 표준원전에서 발생하는 원심분리기슬러지내 무기물 농도 역시 분석하여 슬러지의 유리화 방안을 도출하고자 하였다. 또한 유리화 대상 원전 폐기물의 무기물 농도자료를 지속적으로 축적하고 향후 유리화 기술의 객관적인 신뢰도 및 완성도를 극대화 하고자 한다.

영광 4호기와 울진 2호기 CVCS에서 채취한 폐수지의 분석결과 주성분은 붕소이며, 그 외 Al, Ca, Li, Na, Mg 등이 분석되었다. 유리화 공정과 유리고화체의 품질에 부정적인 영향을 주는 전이금속인 Cr, Mn, Fe, Ce, Ni, Cu, Zn의 함량은 영광 4호기는 0.1549wt%, 울진 2호기는 0.6200wt%로 분석되었다. 이들 농도를 유리화 실증시험에서 사용한 모의 CVCS 폐수지 농도와 비교한 결과 각각 모의 CVCS 폐수지의 16과 65wt% 수준임을 알 수 있었다. 따라서 CVCS 폐수지 유리화에 사용하기 위한 기존 후보유리 조성들은 무기물 농도를 보수적으로 고려하여 개발하였으므로 기존 개발된 유리조성으로 실제 폐기물을 처리하는 데는 별다른 문제점이 없는 것으로 판단된다.

고리 1호기와 영광 4호기에서 채취한 SGBD 폐수지의 미네랄 함유량을 분석한 결과 두 경우 모두 유리화 공정과 유리고화체 품질에 미치는 수준이 미미할 정도로 낮게 분석되었다. 따라서 SGBD 폐수지 유리화는 공정상 큰 문제점이 없을 것으로 판단되며 특히 감용효과는 기존 타 폐수지들의 감용비 보다 매우 높은 것으로 평가되었다.

영광 5호기와 영광 6호기의 원심분리기로부터 발생한 슬러지를 분석한 결과 무기물의 39~43wt%는 철(Fe)로 구성되어 있음을 알 수 있었다. 또한 기타 전이금속으로 Co, Cr, Cu, Mn, Ni, Zn 등이 함유되어 있어서 이를 유리화 하는 데는 다소 어려움이 따를 것으로 판단진다. 본 분석을 통하여 운영을 2년 정도한 영광 5호기 발생 슬러지 성분이나 1년 정도 운영한 후 발생한 5호기 슬러지의 경우 큰 차이점이 없는 것으로 나타났다. 그러나 향후 지속적인 분석을 통해 슬러지 특성자료 축적을 계속할 예정이며 수차례의 분석결과를 바탕으로 무기물 농도를 결정하는 것이 바람직 할 것으로 판단된다. 원심분리기슬러지 유리화를 위해서는 다양하고 지속적인 유리조성 연구 수행이 이루어질 예상이다. CVCS 폐수지, SGBD 폐수지와 원심분리기슬러지내 주요 무기물

분석 결과를 표 1에 요약하였으며 앞의 두 폐수지의 경우 그 동안 유리화 실증시험에서 모의로 흡착하여 사용한 무기물 농도 결과와 비교하여 나타냈다.

표 1. 실제 원전 방사성폐기물 무기물 농도 분석결과 요약 및 실증시험 농도와 비교

원전폐기물	채취장소	주요결과	실증시험 농도
CVCS 폐수지	영광4호기	- 무기물 : 0.8702wt% - 전이금속의 함량은 실증시험의 16%수준	- 모의 CVCS 폐수지내 무기물 : 1.8000wt% ·전이금속(Fe: 0.3700, Co: 0.0900, Ni: 0.5000wt%)
	울진2호기	- 무기물 : 2.3985wt% - 전이금속의 함량은 실증시험의 65%수준	
증기발생기 취출수 폐수지	고리1호기	- 무기물 : 0.0238wt% - 무기물 전체 함량은 실증시험의 0.72%수준	- 모의 저방사성 폐수지내 무기물 : 3.2950wt%
	영광4호기	- 무기물 : 0.3645wt% - 무기물 전체 함량은 실증시험의 11%수준	
원심분리기 슬러지	영광5호기	- 무기물 : 25.2540wt% - 무기물의 대부분 Fe/Si	자료 없음
	영광6호기	- 무기물 : 21.2301wt% - 무기물의 대부분 Fe/Si	

초임계이산화탄소 내에서의 분리막을 이용한 방사성폐유 정제

유재룡, 성진현, 박광헌, 이승수*, 이승호*, 최기영*

경희대학교, 경기도 용인시 기흥읍

* 월성원자력발전소, 경북 경주시 용남면

naiad_79@hanmail.net

현재 국내 상용원전에서 발생하는 방사성 폐유의 정제를 위해 초임계 이산화탄소 내에서 분리막을 이용한 분리효율을 확인하였다. 분리막을 통과시켜 폐유정제를 하기위해서 오염기름의 점도를 낮추어야 하는데, 기름의 점도를 낮추기 위한방법은 온도를 높이거나 압력을 낮추는 방법을 이용한다. 이러한 방법은 온도를 350℃까지 상승시켜야 하므로 에너지 경제적인 측면에서 낮은 효율을 가지게 된다. 이러한 점을 보완하기 위해 초임계 이산화탄소를 이용하여 기름의 밀도를 낮출 수 있는 방법을 고안하게 되었다. 막분리를 이용한 폐유정제에 이용된 분리막은 세라믹을 기본으로 하고 있는 복합막이다. 세라믹 분리막은 막간압력($\Delta P=P_{CO2}-P_{Filtered}$)을 최대 10bar 까지 견딜 수 있기 때문에 기존의 분리막 보다 높은 압력에 견딜 수 있으며, 분리막 재활용을 위한 고압역세척이 가능하다. 본 실험을 수행하기 위한 장치는 그림. 1 에 나타내었으며 온도조건을 맞추기 위해 초임계 이산화탄소와 폐유를 섞을 수 있으며, 예열을 시킬 수 있도록 2m의 1/16 관을 설치하였다.

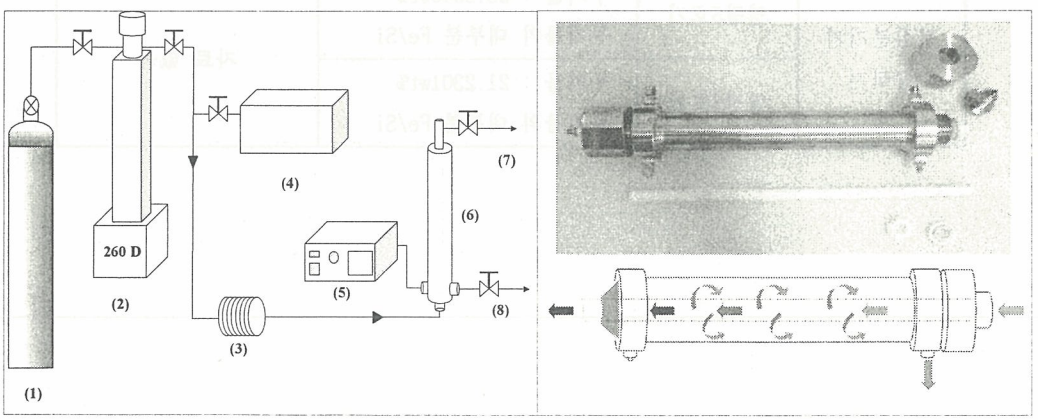


그림. 1 막분리 장치 (1) 이산화탄소 탱크 (2) 가압펌프 (3) 예열/교반 장치
(4) 액체펌프 (5) 온도조절기r (6) 분리막 (7) 잔여물 (8) 여과물

본 실험의 온도조건은 40℃ ~ 120℃이며, 압력조건은 150bar 까지 상승시켰다. 분리막의 기공크기는 0.02㎛, 0.1㎛, 0.5㎛로 변경을 하여 실험을 수행하였다. 실험결과 동일한 온도·압력 조건 내에서(80℃, 120bar) 분리막의 기공크기가 가장 작은 0.02㎛에서 약60%정도의 분리효율을 나타냈다. 또한 동일한 0.02㎛의 기공크기에서 온도가 높을수록, 압력이 높을수록 높은 분리효율이 관찰되었다. (그림. 2, 3, 4)

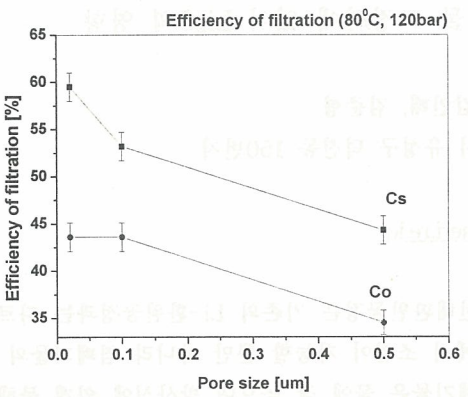


그림. 2 온도, 압력 고정시 여과효율

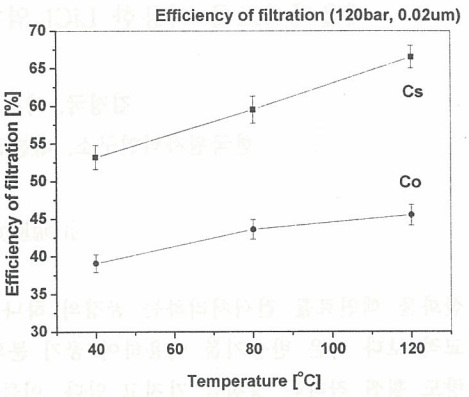


그림. 3 압력, 기공크기 고정시 여과효율

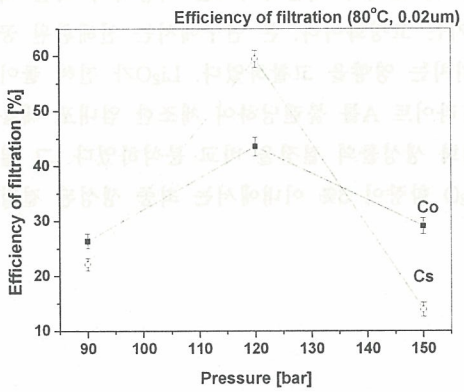


그림. 4 온도, 기공크기 고정시 여과효율

제올라이트를 이용한 LiCl 염폐기물 고정화에 있어 Li_2O의 영향

김정국, 이재희, 김인태, 김준형
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jungkim@kaeri.re.kr

산화물 핵연료를 건식처리하는 공정의 하나인 전해환원공정은 기존의 Li-환원공정과는 다르게 비교적 보다 작은 반응기를 이용하여 공기 분위기에서 조업이 가능할 뿐만 아니라 염폐기물의 발생량도 훨씬 작다는 장점을 가지고 있다. 이들 염폐기물은 물에 잘 녹으며 방사선에 쉽게 분해되고, Cs, Sr 및 Ba과 같은 고방열성 핵분열 생성물을 다량 함유하고 있어 처분장 수용기준에 적합하도록 고건전성 고화체로 제조되어야 하는데, 이의 첫 단계가 제올라이트를 이용하여 이들 핵종을 이온교환 및 흡착시킨 후 결정구조 내에 내포시키는 고정화이다. 본 연구에서는 전해환원 공정에서 약 3%까지 유지되는 Li_2O가 고정화 특성에 미치는 영향을 고찰하였다. Li_2O가 전혀 들어있지 않고 Cs, Sr, Ba가 포함된 LiCl 염폐기물과 제올라이트 A를 블랜딩하여 제조한 염내포 제올라이트와 Li_2O를 포함한 LiCl 염폐기물로 제조된 고정화 생성물의 결정을 비교 분석하였다. 그 결과 LiCl 염폐기물을 제올라이트 A로 고정화할 경우 Li_2O 함량이 3% 이내에서는 최종 생성된 결정구조가 거의 변하지 않음을 확인할 수 있었다.

제 3상 방지 DHOA 첨가 DMDBTDMA/NDD에 의한 Am/RE의 공분리

이일희, 임재관, 양한범, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

본 연구는 자연친화적 고산도 취급 추출제인 DMDBTDMA의 장점을 유지하면서, 희석제로는 통상 사용되고 있는 NDD에, 제 3상 생성을 방지하기 위한 상보조제인 CHON 형의 DHOA가 첨가된 새로운 (DMDBTDMA-DHOA)/NDD계를 개발하여 Am/RE의 공추출 거동을 규명하였다. 이때 DMDBTDMA 및 DHOA는 각각 자체 합성하여 사용하였다.

1. 제 3상 형성

System	Temp. (℃)	DHOA [M]	HNO_3				
			1~3M	3.5M	4M	4.5M	5M
(DMDBTDMA-xM DHOA)/NDD DMDBTDMA : [0.4M~0.6M]	40	0	x	x	x	x	o
		0.1~1	x	x	x	x	x
	30	0	x	x	x	o	o
		0.1~1	x	x	x	x	x
	25	0	x	x	o	o	o
		<0.3	x	x	x	x	o
		0.5~1	x	x	x	x	x
	20	0	x	o	o	o	o
		<0.3	x	x	x	x	o
		0.5~1	x	x	x	x	x

2. Am/RE 공추출

2.1. DHOA 농도 영향

Fig. 1은 0.5M DMDBTDMA/NDD-5M HNO_3에서 DHOA의 변화에 따른 각 원소의 분배계수이다. 우선 DHOA 농도 0.3M 이하에서는 유기상 내 제 3상이 형성되었으나, 0.5M 이상에서는 발생하지 않았다. 0.5M DMDBTDMA/NDD의 경우 질산농도 3.5M (25℃)에서부터 온도 1~2℃ 감소에 따라 제 3상이 생성되었다가 다시없어지는 등 추출 반응이 매우 불안정함을 고려하여 볼 때 질산농도 5M의 취급은 매우 고무적인 결과이다. DHOA 농도 증가에 따라 각 원소의 추출율이 모두 감소하고 있다. 이는 DMDBTDMA에 의한 질산추출에 DHOA에 의한 질산추출이 더해져 Am/RE의 공추출에 이용되어야 할 자유 DMDBTDMA 농도가 감소된 데 기인한다. 기타 Cs 및 Sr은 DMDBTDMA에 대한 이들의 분배계수가 본질적으로 매우 작아 거의 추출되지 않고 있다. Fig. 2는 추출 계 변화에 따른 Am과 Eu의 분배계수로서 DHOA에 의한 Am과 Eu 추출은 질산 농도에 무관하게 거의 3% 이내에서 추출되어, DHOA가 DMDBTDMA의 상보조제로만 작용하지 Am/RE의 추출제로서의 기능은 거의 없는 것 같다. 또한 동일 질산농도에서 DHOA가 첨가되는 경우 추출율이 감소하고 있는데 이는 DMDBTDMA와 DHOA에 의한 질산추출이 더해져 자유 DMDBTDMA 농도가 감소된 데 기인하는 것 같다.

2.2. 질산 농도 영향

Fig. 3은 (0.5M DMDBTDMA+0.5M DHOA)/NDD 추출 계에서 질산농도 변화에 따른 각 원소의 분배계수이다. 질산농도가 증가할수록 Am 및 RE의 추출율이 증가하고 있으며, 추출력은 Am > Ce > Nd > Eu ≫ Y으로 DMDBTDMA에 대한 Ans(+3) 및 Lns(+3)의 친화도와 유사하며, 특히 Lns(+3)의 경우 원자번호가 증가할수록 DMDBTDMA에 대한 분배계수가 감소하는 경향과 일치하고 있다. 그리고 질산

농도를 3.5M에서 5M 까지 증가시켰는데도 불구하고 DHOA가 첨가되지 않은 경우보다 추출율이 감소하였다.

2.3. 추출 시간 및 추출 온도 영향

Fig. 4와 Fig. 5는 각각 0.5M DMDBTDMA/NDD-3.5M HNO_3 및 (0.5M DMDBTDMA+ 0.5M DHOA)/NDD-4.5M HNO_3 추출 계에서 반응 시간 및 반응 온도에 따른 Am과 Eu의 추출율이다. 반응 시간은 추출 계에 따라 다소 차이가 있으나, 거의 5분 이내 반응이 종결되는 것 같다. 반면에 반응 온도 영향은 온도가 증가함에 따라 모두 추출율이 감소하는 경향을 보이며, DHOA가 첨가된 경우 Am은 20℃에서 약 76%가 추출되는데 반하여 40℃에서는 56%로 약 20% 정도가 감소하고 있어 온도만을 증가시켜 제 3상의 생성을 억제하려고 하면 분리효율 측면에서 매우 비효율적임을 알 수 있다.

2.4. 옥살산과 과산화수소 영향

Fig. 6은 (0.5M DMDBTDMA+0.5M DHOA)/NDD-4.5M HNO_3 계에서 옥살산 및 H_2O_2 농도 변화에 따른 Mo, Ru, Fe 및 Am의 추출율이다. Mo와 Ru의 경우 옥살산 및 H_2O_2 농도 증가에 따라 추출율이 감소하고 있으나, 친수성 착물 형성은 옥살산이 H_2O_2 보다 더 효과적임을 알 수 있다. 이는 옥살산과 이들 원소 간에 착물 안정화 상수가 상대적으로 높은데 기인한다. 그리고 옥살산 0.3M에서 Mo와 Ru이 각각 5%, 6% 정도가 추출되어 Am/RE와의 공추출을 효과적으로 방지할 수 있을 것으로 보인다. 한편 Fe 또한 옥살산과 비추출성의 착물을 형성하여 옥살산 농도 증가에 따라 추출율이 대폭 감소하고는 있으나, 0.5M에서도 약 38%의 Fe가 추출되고 있다. 그러나 H_2O_2의 경우는 농도 변화에 무관하게 약 90±%의 Fe가 추출되고 있다. 이는 H_2O_2와 Fe 간에는 비추출성 착물이 형성되지 않음을 보여 주는 것이다. Am 경우는 옥살산이나 H_2O_2 유무에 관계없이 약 66±2% 정도의 일정한 추출율을 보이고 있어 상기 착화제와는 어떤 착물도 형성하지 않음을 알 수 있다.

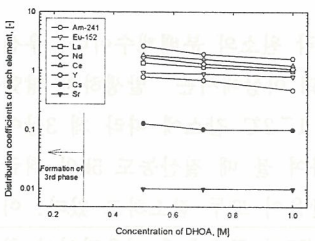


Fig. 1. Distribution coefficients of each element with concentration of DHOA in (0.5M DMDBTDMA-xM DHOA)/NDD-5M HNO_3 system.

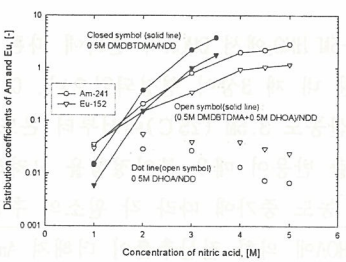


Fig. 2. Distribution coefficients of Am and Eu with concentration of nitric acid in various extractant systems.

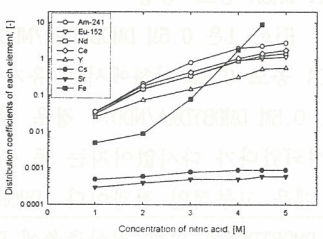


Fig. 3. Distribution coefficients of each element with concentration of nitric acid in (0.5M DMDBTDMA+0.5M DHOA)/NDD-xM HNO_3 system

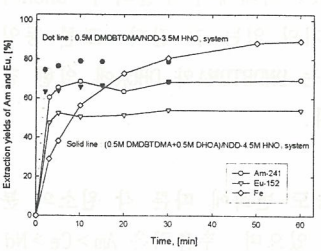


Fig. 4. Extraction yields of Am and Eu with contacting time in different extractant systems

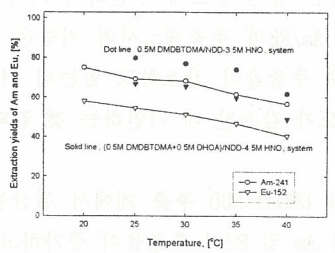


Fig. 5. Extraction yields of Am and Eu with reaction temperature in different extractant systems.

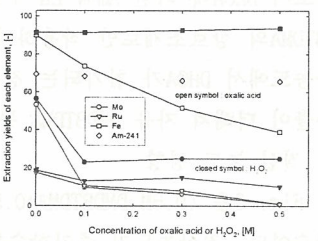


Fig. 6. Extraction yields of each element with concentration of oxalic acid or H_2O_2 at (0.5M DMDBTDMA+0.5M DHOA)/NDD-4.5M HNO_3 system

제2-1분과
방사성폐기물 처리
(Poster)

빈 면

방사성고체폐기물 저장관리와 저장시설 관리

강일식, 이범철, 조한석, 홍대석, 김길정, 손종식
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

niskang@kaeri.re.kr

방사성고체폐기물은 주로 하나로의 운전, 핵연료주기시설의 운영과 방사성동위원소 생산과정에서 발생되어 방사능의 준위와 성분에 따라 분류 수집하고 압축, 절단, 소각 등의 처리를 하기 전에 임시저장한다. 3개동의 방사성고체폐기물저장고는 200ℓ 드럼기준으로 저장용량은 16,000개로 현재 가연성 3,127개를 포함하여 총 11,700개를 저장하고 있으며 그동안 가연성 162개를 재포장, 파쇄 또는 소각하였고 비가연성 130개를 재포장 및 압축하고 페드럼 1,311개를 60톤 압축기로 감용처리하였으며 천연우라늄분말을 담았던 공드럼 566개를 방사성폐기물 수집용기로 재활용하기 위하여 모래분사연마기에서 제염하였다. TRIGA MARK 부지 주변의 환경정비과정에서 발생된 토양폐기물 4,500여개 중에서 금년에 3,100개에 대한 오염핵종과 방사능 재평가 및 분류처리를 수행한 결과 오염핵종은 Co-60과 Cs-137로 방사능은 대부분 0.1Bq/g미만으로서 규제해제를 신청하여 자체처분할 예정이다. 또한 저장중인 7,706드럼을 이동하여 재포장 또는 도장하여 부식 문제를 조치함으로써 폐기물드럼의 장기간 보관 및 안정성을 향상하였다. 저장폐기물의 처리를 통한 저장용량 확보와 향후 처분에 따른 처분장 인수조건을 만족시키기 위하여 방사성폐기물 관리대책의 일환으로서 연구소에서 발생되는 고체폐기물의 특성을 분석한 결과 방사성핵종과 폐기물 형태가 다양하며 핵종별, 형태별 폐기물의 발생량이 소량이고 또한 불규칙하다는 것이고 고체폐기물의 방사성핵종과 방사능 농도는 발생시설의 액체폐기물의 방사성 핵종 범위 안에 있을 것으로 사료되었다. 한편 저장시설에 대해서는 부식이 진행되고 있는 외벽면에서의 누수현상을 미연에 방지하기 위해 오염도가 심한 부위를 방청도료 처리를 하였고, 마감재인 조합 페인트와 수성페인트를 전체적으로 분체 도장하였다. 저장고 바닥은 폐기물 유출시 바닥제염이 용이하고 오염의 확산 및 내부 침투를 방지할 수 있도록 내방사선 에폭시 도장으로 제염도장 하여 방사성폐기물드럼의 안정한 저장 관리를 유지할 수 있도록 하였다.

동남아시아 국가의 폐기라듐선원 안전처리지원

강일식, 김길정, 손종식, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

niskang@kaeri.re.kr

밀봉 방사성동위원소는 비파괴검사, 계측제어, 조사치료 등 다양하게 사용되고 있다. 장반감기의 라듐 선원은 의료용 및 산업용으로 사용되어 왔으나 다른 선원으로 대체하고 있으며 사용된 라듐 선원은 폐기되어 임시 저장중에 있으나 자연 붕괴에 따른 누출 위험성이 상존하고 있다. 이에 IAEA는 폐기 방사선원 처리지원 프로그램을 1991년에 착수하여 여러 라틴아메리카와 동유럽국가에서 폐기라듐 선원의 처리를 수행하였으며 우리나라는 IAEA와의 협력사업으로 전문가팀을 구성하여 동남아시아국가를 상대로 현지에서 보관중인 폐기라듐 선원을 안전하게 처리하였다. 폐기라듐선원의 처리 방법은 스테인레스 강 캡슐에 최대 50mg의 선원을 밀봉하고 용접한 후 납 차폐용기에 넣어 콘크리트로 차폐한 200ℓ 철제 드럼에 포장하는 방법으로 지층처분이 가능한 형태로 안전하게 처리할 수 있는 기술이다. 튜브형태의 라듐선원은 직경 5~10mm, 길이 25~40mm의 구조로 크기는 작지만 방사능량이 1.5~40mCi로 높으며, 침상선원은 직경 1.1~1.95mm, 길이 11~58mm로 가늘고 긴 형태로 방사능량은 1~3mCi로 비교적 강도가 낮다. 현지에서의 처리전 작업과정으로는 저장소로부터 차폐체에 들어있는 라듐선원을 접수하는 접수구역과 선원 용기내의 내용물을 캡슐에 분배하기 위한 분배구역, 선원 캡슐을 용접하고 냉각시키기 위한 용접구역과 용접된 캡슐에서의 누설을 시험하는 누설시험구역으로 세분하고 선원분배구역에 공기정화시스템을 설치하였다. 폐기라듐 선원을 처리하기 전에 분배계획을 수립하여 가능한 한 캡슐당 비슷한 수준으로 방사능량을 분배하고 접수구역에서는 적당한 양의 선원을 접수함으로써 피폭을 최소화하였다. 누설시험의 절차는 ISO 9978 기준에 의거하여 수행하였다. 고화재의 혼합은 드럼당 시멘트 90lb, 모래 102lb 그리고 자갈 164lb로 압축강도는 35~40MPa를 유지하였다. 이와 같은 절차에 따라 미얀마, 태국, 싱가포르와 쿠웨이트에서 발생된 총 2,298개의 튜브 및 침상형태 뿐 만 아니라 여러 형태의 폐기라듐 선원을 밀봉 처리하여 24개의 시멘트 고화드럼에 차폐 저장하였다. 처리된 전체 방사능량은 10,594.88mg이었으며 폐기라듐 선원의 고정화처리를 통하여 선원의 분실과 방사능 피폭을 방지할 수 있었다.

저온 플라즈마를 이용한 방사성 오염 금속 표면 제염 연구

전상환, 이승훈, 고성남, 차대현

주식회사 지스콥, 서울특별시 강남구 신사동 654-15 중앙빌딩 4층

75shjeon@korea.com

원자력발전소에서 사용되는 1차 계통의 주요 기기 및 부품들은 Co, Fe, Ni, Cr 등의 부식물질이 방사화한 부식 생성물 (CP; Corrosion Product)이나 핵분열에 의해 생성되는 Mo, Tc, Ru, Rh 등과 같은 핵분열 생성물(FP; Fission Product)의 부착 또는 침착에 의해 오염될 수 있다. 이와 같이 오염 기기 및 부품은 그 자체가 방사성 오염 물질이라기보다는 오염 핵종을 표면에 부착하고 있는 경우가 많아 제염 공정을 거쳐 폐기한다면 그 처분 양을 획기적으로 줄일 수 있을 것이다. 한편 이러한 오염 물질에 대한 종래의 습식처리는 제염설비, 제염공정, 2차 폐기물 발생 이라는 점 등을 고려해볼 때 그 적용에 한계가 있다. 따라서 습식 처리 방식의 문제를 해소하고 보다 효율적인 제염 공정 개발을 위하여 플라즈마 기술을 적용한 건식 제염 연구가 관심을 모으고 있다. 이 연구에서는 대표적인 오염 핵종인 코발트와 몰리브데늄에 대하여 플라즈마 제염 연구를 수행하였다. 시험 여건 상 오염 핵종이 부착되어 있는 시편 사용이 불가하여 순도 99.8%의 금속 Co와 Mo을 디스크 형태 시편으로 가공하여 식각 반응을 수행하였다. 식각 반응은 CF_4/O_2와 SF_6/O_2의 플라즈마 기체를 사용하였으며 각 기체에 대하여 최적의 혼합비를 찾아내고 온도에 따른 식각율을 도출하였다. 식각 공정은 OES(Optical Emission Spectroscopy) 분석하여 진단하였고 식각율은 10^{-5}g 까지 측정 가능한 micro-balance로 반응 전후의 질량감소를 측정하여 ㎛/min.으로 환산하였다. 또한 이 두 금속 시편에 대한 식각율 향상을 도모하고자 위 반응에 DC 바이어스 전압을 인가하여 이온 보조 식각 반응을 유도하였다. 이 실험은 각 기체 조성 비율을 최적의 비인 4:1로 고정시킨 후 -300 V, 60 mA의 DC 바이어스 전압을 시편에 인가하여 실험을 수행하였다. 반응 후 시편은 SEM(Scanning Electron Microscopy)으로 표면 미세구조 분석을 하였으며 AES(Auger Electron Spectroscopy)로 반응 후 표면 잔류 원소를 분석하였다. 이 실험에서 최적화된 조건에서 식각율은 코발트의 경우 2.2 ㎛/min., Mo의 경우 10.21 ㎛/min.의 결과가 얻어졌다.

수소동위원소로 치환된 유기상 산화반응

김광락, 이민수, 백승우, 안도희, 임성팔, 정홍석, 심명화*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 어은동 52번지

krkim1@kaeri.re.kr

유기적으로 결합된 삼중수소의 경우 삼중수소가 결합된 물의 형태보다 방사성물질의 연간섭취한도, 유도공기중농도 및 배기/배수중의 배출관리기준이 더 엄격한 것으로 알려져 있다. 국내 방사선방호등에 관한 기준에 트리튬폐기물의 종류에 유기상 트리튬 폐기물이 포함되어 있으나 이에 대한 처리방법에 대한 연구가 절실한 실정이다. 삼중수소화 유기상 폐기물은 처리가 용이한 트리튬 산화물 형태로 전환하는 공정이 선행되며, 후속 공정으로 흡착 또는 수소-물 교환 촉매반응 등으로 처리된다. 산화물 전환공정은 고온 열 및 촉매산화 처리로 트리튬 산화물로의 전환효율을 극대화 하는 공정조건 도출이 요구된다. 본 연구에서는 고순도 메탄올 또는 에탄올을 중수함량이 50wt..%인 물과 동일한 중량비로 혼합하여 알콜의 수산기중 수소 일부를 중수소로 교환(R-OH + D_2O → R-OD + HDO)시켜 중수소가 유기적으로 결합된 모의 유기상 용액을 준비하였다. 유기상 용액은 헬륨 캐리어 기체에 일정 양이 동반되도록 질량유량조절기(MFC)로 조합된 기화장치를 통과시킨 후, 유기상 산화에 필요한 양론 이상의 산소를 공급하여 관상로 및 촉매층(Pd 0.5wt.% on Alumina, 3.2mm pellets)으로 유입시켰다. 유기상 용액의 산화물로의 전환율은 노점 측정모듈과 1-50 amu의 Faraday 검출기가 장착된 사중극자 질량분석기(QMS)로 측정하여 공정 조건에 따른 전환율 성능에 미치는 영향을 시험하였다. 0.5L/min 헬륨에 동반된 0.2g/hr 유기상 용액은 800℃의 고온 관상로와 후속 팔라듐 촉매층을 통과시켰을 때 90%이상의 전환율이 예상된다.

2005년도 『하나로』 방사성폐기물 처리방법 및 저감화 대책

이성효, 임경환, 허순옥, 이문, 이형섭, 설창우, 황승렬
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지 shlee8@kaeri.re.kr

1. 요 약

하나로에서 발생하는 방사성폐기물은 물리적 특성에 따라 고체, 액체 및 기체 방사성폐기물로 분류된다. 고체 방사성폐기물은 방문객 및 종사자들이 원자로실에 출입하여 업무를 수행하는 과정에서 발생하며, 액체 방사성폐기물은 계통의 누설, 보수 작업, 실험 장비 설치 등의 원자로 운영 과정에서 주로 발생한다. 본 논문에서는 2005년도 하나로 시설의 방사선 관리 구역인 원자로실에서 발생된 고체, 액체 방사성폐기물의 발생량과 이들의 저감화를 위하여 취한 조치를 기술하였다.

2. 2005년도 고체 방사성폐기물 발생 현황

하나로에서 발생된 고체 방사성폐기물은 작업자와 방문객이 사용했던 작업복, 휴지, 덧신, 장갑 등의 가연성 폐기물과 냉각수 정화 계통에서 배출되는 폐수지, 폐필터 및 계통 또는 기기의 작업 후 발생되는 철재류 등의 비가연성 폐기물로 분류된다.

2005년도 하나로 시설 운영 중 발생한 고체 방사성폐기물의 발생 현황은 그림 1과 같다. 2005년 9월까지 발생된 고체 방사성폐기물의 총 양은 24,100ℓ 로서, 이를 세부적으로 분류하면 가연성이 8,200ℓ, 비가연성이 1,800ℓ, 폐수지 7,200ℓ, 및 폐필터 2,500ℓ 이 외 올해 처음으로 규제해제대상폐기물로 분류된 4,400ℓ의 활성탄이 있다. 배출된 고체 방사성폐기물 가운데 몇 가지 특징을 살펴보면 비가연성 폐기물인 폐수지 발생량이 7,200ℓ 로 다른 해 보다 증가한 이유는 안전한 저장을 위해 폐수지의 유리수를 제거하는 처리를 거쳐 이중포장 후 반출을 해야 했기 때문이다. 수지는 수분을 흡수하는 특성상 구입 시 상태는 수분 함유율이 50%로 되어 있다. 폐수지의 경우 완전 건조 후 포장하면 부피는 줄어드나, 임시저장 중 주변의 수분을 흡수하여 폐기물 용기내의 팽윤압이 증가하기 때문에 안전성의 문제가 대두된다. 따라서 유리수만을 제거하여 젖어 있는 상태로 포장하고, 폐기물 용기의 부식 방지를 위해 스테인리스로 제작한 용기를 내부에 삽입하여 이중포장을 실시하여 안전성을 확보한 후 반출을 하여야 한다. 올해부터는 상기와 같은 방법으로 폐수지를 처리하였으며, 전년도에 비해 전반적으로 방사성폐기물 발생량이 증가한 이유로는 원자로 장기 정지 기간(overhaul) 동안 수행된 많은 개보수 공사, 폐활성탄의 규제해제 대상 폐기물로 분류, 2003년 후반기 이후 누적된 폐수지와 폐공기 필터 등의 일시 처분 외에도 방문객의 증가 등으로 덧신, 비닐, 장갑 및 제염지의 사용량이 늘었기 때문이다.

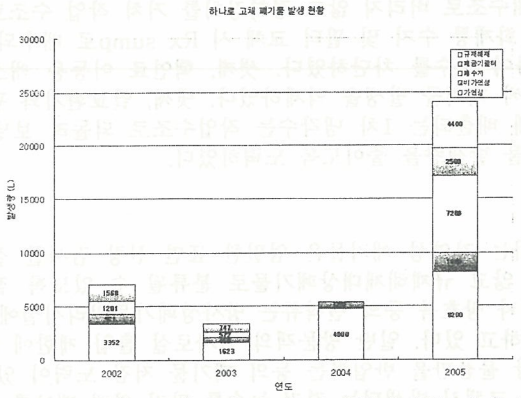


그림 1. 연도별 고체 방사성폐기물 처리 현황

3. 2005년도 액체 방사성폐기물 발생 현황

하나로 시설에서 발생되는 액체 방사성폐기물은 원자로실 출입구에서 발생하는 hot shower sump 폐기물과 원자로실에서 발생하는 Reactor sump 폐기물로 분류된다.

전체 시설에서 발생되는 액체 방사성폐기물은 그 농도와 발생원에 따라 저준위 액체 폐기물을 저장하는 Reactor sump와 극저준위 액체 폐기물을 저장하는 hot shower sump로 구분하여 수집된다. Reactor sump로 수집되는 액체 방사성폐기물은 주로 원자로실 수조 상부의 세척실과 배수구에서 실험 장비 및 각종기기 등의 보수, 제염, 세척 시에 발생되고, hot shower sump의 액체 폐기물은 원자로실 출입자가 퇴실 후 오염 또는 오염 우려가 있는 신체 혹은 장비 등을 부분적으로 제염, 세척할 때 발생된다. 그림 2는 액체 폐기물의 연도별 발생 현황을 나타내고 있다. 2003년의 Rx sump 액체 폐기물이 급증하였던 원인은 2002년12월부터 개시된 NTD의 상업적인 서비스로 인해 단결정 제염에 사용된 액체 폐기물이 증가하였기 때문이다. 이후 계속적으로 진행된 저감화의 노력에 따라 액체 폐기물의 양은 해마다 감소하여 금년에는 작년의 60% 정도인 7.78ton으로 대폭 감소하였다. 10월 이후 올 연말까지의 발생량을 감안하여도 전년도 수준에 미치지 못하리라 예측된다.

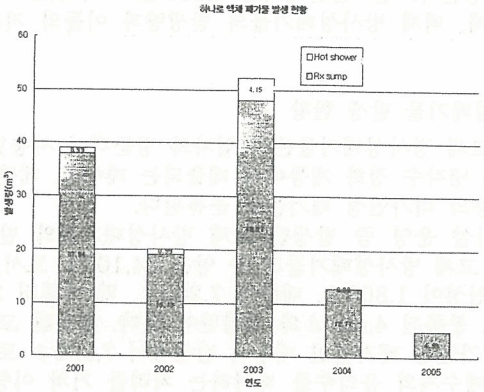


그림 2. 연도별 액체 방사성폐기물 처리 현황

4. 방사성 폐기물 저감화를 위한 조치

가연성 폐기물 저감화를 위해 금년부터 시행된 대책으로는 첫째, 원자로실 출입자가 입었던 가운과 방호복 등의 면직류들을 이전에는 폐기 처분 하였으나 금년부터는 연구소내 방사성폐기물 처리시설에서 운영하는 무세제 세탁기를 활용하여 제염 세탁 후 재사용 하였다. 둘째, NTD 작업 중에 사용하던 제염지를 건조 후 재사용하는 제염포로 바꾸어 가연성 폐기물의 발생을 최소화 하였다. 셋째, 발생된 가연성 폐기물은 낱개로 표면 오염 검사를 실시하여 오염되지 않은 것은 폐기물로 처리하지 않고 규제해제대상폐기물로 분류하여 보관하였다.

액체폐기물 저감화를 위한 조치로는 다음과 같은 사항이 있었다. 첫째, NTD 단결정 제염시 발생되는 폐기물은 원자로실 배수조로 버리지 않고 정화장치를 거쳐 작업 수조로 배출 되도록 공정을 개선하였다. 둘째, 1차 정화계통 수지 및 필터 교체 시 Rx sump로 배수되는 물을 최소화하기 위해서 격리 밸브를 보수하여 누수를 차단하였다. 셋째, 핵연료 이동용 캐스크의 제염작업은 작업수조 상부에서 실시함으로써 폐기물 발생을 억제하였다. 넷째, 열교환기와 펌프의 점검 및 보수, 체크 밸브의 정기점검 시에 배출되는 1차 냉각수는 작업수조로 되돌려 보낼 수 있도록 조치 후 작업을 수행토록 하여 폐기물 발생량을 줄이도록 노력하였다.

5. 결 론

하나로의 운영 중에 발생하는 가연성 폐기물은 엄밀한 표면 선량 검사를 실시하여 오염되지 않은 것은 폐기물로 처리하지 않고 규제해제대상폐기물로 분류될 수 있도록 절차화를 추진하고 있으며, 가연성 폐기물 중 가운과 방호복 등의 면직류는 방사성폐기물처리시설에서 운영하는 무세제 세탁기로 세탁하여 재사용 하고 있다. 일반 방문객의 원자로실 출입 제한에 따른 덧신 사용량 감소와 작업자들이 작업시 해당 물품만을 반입하는 등의 폐기물 저감 노력이 있었다. 액체폐기물의 저감은 작업방법 개선, 수지 교체시 발생되는 격리 누수를 막기 위해 밸브를 수리하는 등의 방법이 사용되었다.

하나로 운영 중 발생되는 폐기물 저감화 노력은 인근 주민으로부터 하나로의 신뢰성을 확보한다는 차원에서 큰 의미를 갖기 때문에, 향후 방사성폐기물 저감화를 위해 꾸준히 다각적인 노력을 기울여야 한다.

화학폐수처리시설발생 슬러지에 포함된 우라늄제거방안

이영희, 조한석, 손종식

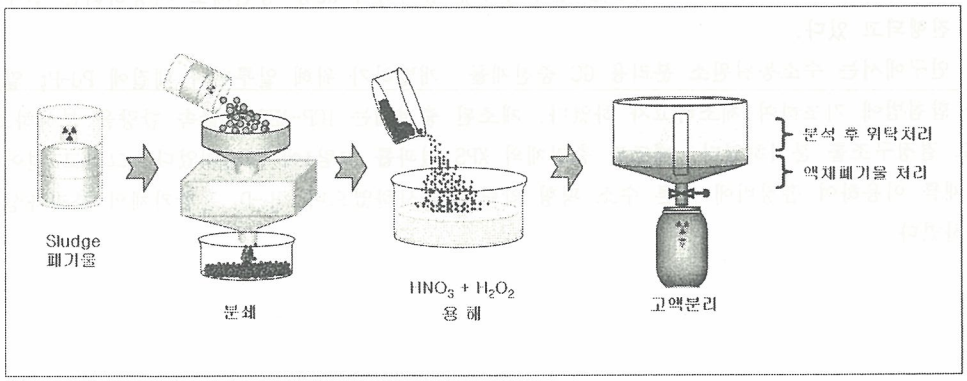
한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

한국원자력연구소의 화학폐수처리시설에서는 연간 약 40.000m^3의 화학폐수를 처리하며 각각의 처리과정을 거쳐 최종발생되는 건조슬러지는 약 7.3m^3으로 200ℓ 드럼으로 40드럼 분량이다. 이 건조슬러지에는 Cd, Cr, Pb 등의 중금속과 함께 방사성물질로 취급되는 농도이상의 우라늄계열이 함유되어 있어 일반폐기물로 처리되지 않고 방사성폐기물로 간주하여 방사성폐기물처리시설로 처리의뢰 되어있다.

방사성폐기물처리시설에서는 화학폐수시설에서 발생되는 슬러지폐기물을 고체폐기물 저장고에 보관하여왔으나 저장공간의 포화상태로 인하여 이들 슬러지폐기물내의 방사성 물질을 제거하여 일반 환경보존법에 따른 위탁처리 할 예정이다.

슬러지폐기물에 포함되어있는 우라늄계열의 물질의 제거는 우리 연구소에서 연구가 수행된 바 있는 질산용액에 산화제로서 과산화수소를 이용한 용해법을 활용하여 일부 중금속과 우라늄계열 물질을 슬러지폐기물과 분리하며 분리된 질산용액은 중화 과정을 거친 후 방사성 액체폐기물 처리공정으로 보내어 처리한다.



슬러지폐기물처리공정도

수소동위원소 분리용 GC 충전재 연구

이민수, 백승우, 안도희, 정홍석, 김광락, 임성팔
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

minm@kaeri.re.kr

본 연굿에서는 수소동위원소 분리에 필요한 GC(gas chromatography) 충전재를 개발하고자 하였으며, 구체적으로 트리튬이 포함된 수소동위원소(T_2, DT, HT) 기체에서 트리튬 성분만을 분리해 낼 수 있는 Pd 금속입자를 주성분으로 한 충전재의 개발에 관한 것이다. 원자력 발전소 혹은 트리튬 산업체에서 발생되는 폐기물에는 트리튬이 존재하며, 폐기물이 자연계로 배출되기 전에 트리튬을 분리할 필요가 있다. 트리튬은 대개 산화물 형태로 존재하며, 전기분해를 통해 환원되어 수소동위원소 기체가 된다. 이들 수소동위원소기체는 H_2, HD, D_2, HT, DT, T_2 등의 다양한 혼합기체로 존재하기 때문에 방사성 물질인 트리튬만을 선별적으로 분리할 수 있는 공정이 필요하다. 트리튬을 제거하기 위한 대표적인 공정으로서 CECE(combined electrolysis catalytic exchange)가 있다. CECE 공정은 촉매를 이용하여 수소동위원소 산화물을 농축하고, 다시 농축된 산화물을 전기분해하여 수소기체화 하는 공정이다. 수소기체를 다시 농축하기 위한 방법으로는 초저온 증류공정이 있으나, 이 방법은 대용량의 상용 설비에 가장 적합한 것으로서 설비가 많이 든다는 단점이 있다. 하지만 GC를 이용한 수소동위원소 기체 분리방법은 구조가 단순하고 분리효율이 높은 장점이 있다.

수소동위원소 분리용 GC 충전재로는 알루미나 혹은 molecular sieve 등이 있으나, 액체 질소 온도에서 물리흡착에 대한 동위원소 효과를 이용하는 것이므로 비효율적이고 공정이 까다로운 단점이 있었다. 최근에는 Pd 금속의 수소 흡탈장에 따른 동위원소 효과를 이용한 GC 충전재가 개발되어 100℃ 이하의 상온에서 GC를 이용한 수소동위원소의 분리가 가능하게 되었다. 현재는 GC의 작동 온도를 낮추기 위해 Pd-Pt 합금을 알루미나에 담지하여 GC용 충전재로 사용하려는 연구가 많이 진행되고 있다.

본 연구에서는 수소동위원소 분리용 GC 충전재를 개발하기 위해 알루미나 매질에 Pd-Pt 알로이를 함침법에 기초하여 제조하고자 하였다. 제조된 충전재는 ICP-AES로 금속 함량을 분석하고, XPS로 결정구조를 분석하였다. 제조된 충전재의 XPS 결과를 그림1에 나타내었다. 그리고 얻어진 충전재를 이용하여 흡장비에 따른 수소 평형 압력을 조사하였으며, H_2-D_2 혼합기체의 분리특성을 조사하였다.

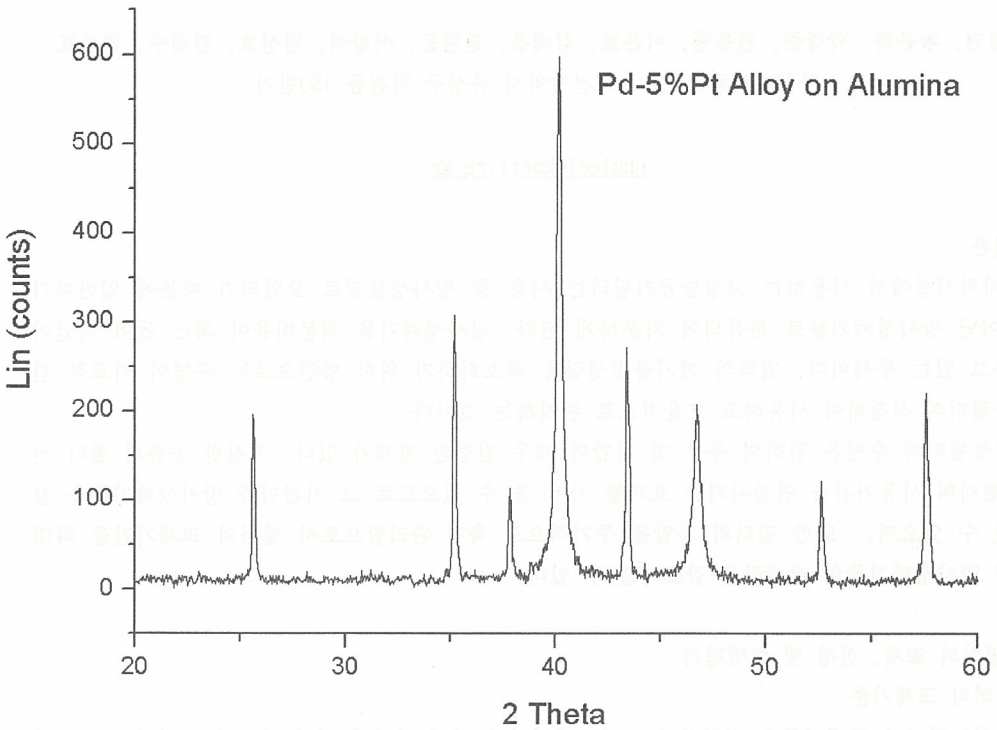


그림 1. 함침법으로 제조된 Pd-5%Pt alloy on Alumina의 XRD 분석 그래프

방사성폐기물 감소를 위한 고성능공기필터의 효율적 관리방안

이형권, 황용화, 박광준, 전용범, 이은표, 김제용, 권형문, 서항석, 엄성호, 김길수, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhklee1@kaeri.re.kr

Ⅰ. 서론

원자력시설에서 사용하는 고성능공기필터는 사용 중 방사성물질로 오염되기 때문에 일반폐기물이 아닌 방사성폐기물로 분류되어 처분하게 된다. 방사성폐기물 처분비용이 최근 들어 나날이 증가하고 있는 추세이다. 필터의 폐기물발생량을 최소화하기 위한 방안으로는 수명이 비교적 긴 고성능필터의 선정하여 사용하고 효율적으로 관리하는 것이다.

고성능필터의 수명은 필터의 종류 및 차압과 매우 밀접한 관계가 있다. 적절한 종류의 필터 선정은 필터의 사용기간을 연장시키는 효과를 가져 올 수 있으므로 그 기간만큼 방사성폐기물을 감소시킬 수 있으며, 또한 필터의 차압을 주기적으로 측정 관리함으로서 필터의 교체기간을 최대화시켜 방사성폐기물의 발생량을 감소시킬 수 있다.

Ⅱ. 필터의 교체, 선정 및 수명평가

1. 필터의 교체기준

고성능필터의 교체기준은 정격차압 도달, 필터결함 및 누설시험 결과 부적합 등이다. 그 중에서 가장 큰 비중을 차지하는 것이 필터의 차압이다.[1] 고성능공기필터의 차압 증가형태는 초기에서서히 증가하다가 필터에 축적된 먼지가 일정량 포화됐을 때 차압이 급격히 상승하며, 이때 교체를 하여야 한다. 고성능필터의 초기차압은 25 daPa 이내로 제작되며 교체차압 기준은 초기차압의 약 2배인 50 daPa을 권고하고 있다.

2. 필터의 선정 및 수명 평가

고성능공기필터의 적절한 선정은 방사성폐기물 발생량 감소와 필터 교체에 따른 공기정화시스템의 운영비를 절감시킬 수 있다.

국내 원자력시설에서 일반적으로 사용하는 표준형 고성능필터는 여재에 분리판을 삽입시킨 separator type(미국형)과 minipleat 필터를 "V" 형태로 내장한 V-pleat type(유럽형)이 있다.[2] Separator type 고성능필터는 V-pleat type 고성능필터에 비해 가격이 저렴하고 제작이 용이하므로 가장 많이 사용되고 있다. 그러나 V-pleat type 고성능필터에 비해 사용 풍량이 적고, 차압이 단기간 내에 크게 증가하는 단점을 갖고 있다. 그 이유는 V-pleat type의 필터에 비해 공기가 통과할 수 있는 필터의 여재면적이 작아 먼지 포집능력이 적기 때문이다. 상대적으로 수명이 짧은 separator type 필터는 가격이 저렴하여 초기 비용이 적게 소요되는 이점이 있지만 필터의 교체비용과 방사성폐기물 처분비용 등을 감안하면 비경제적이다. 그러나 원자력시설에서는 안전성이 보장되면서 경제성이 있는 고성능필터를 사용해야한다. 이러한 특성을 확인하기 위해 두 종류의 고성능필터에 대해서 측정한 차압변화를 비교해 보았다. 그림 1에서 separator type과 V-pleat type 필

터의 평균 초기차압은 각 각 24 daPa, 18 daPa 이며, 교체차압까지 도달되는 시간은 가각 14개월과 24개월이 소요되었다. 필터의 초기차압이 낮다는 것은 그 만큼 공기의 통과저항이 적다는 것을 의미 하며, 그에 따른 팬 동력감소로 인한 운영비를 절감할 수 있는 것을 알 수 있다. 또한 교체차압까지 시간이 많이 소요된다는 것은 그 기간만큼 방사성폐기물 발생량을 감소시킬 수 있는 것을 의미한다.

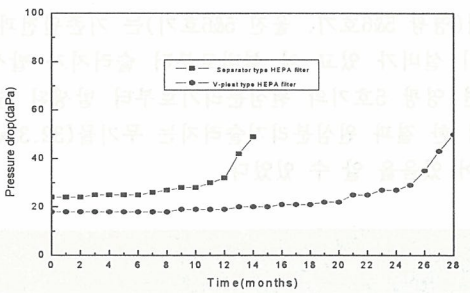


그림 1. 조사후시험시설에서 고성능필터의 차압변화

외국 연구사례에서 M.W. First는 고성능공기필터의 수명을 평가하기 위하여 같은 여재를 사용하여 제작한 유럽형필터(V-pleat type)와 미국형필터(separator type)에 대하여 약 8개월 동안 대기중에서 차압변화에 대한 실험을 수행하였다. 그 결과 유럽형필터는 21 daPa에서 40.6 daPa까지 변화하였으며, 미국형 필터는 27.9 daPa에서 58.9 daPa까지 변화하였다고 보고하였다.[3]

Ⅲ. 결론

원자력시설 공기정화시스템에서 주로 사용되는 표준형 고성능필터의 수명을 평가하였다. 평가결과 초기평균차압은 V-pleat type 고성능필터가 separator type의 고성능필터에 비해 약 75% 정도 낮게 나타났다. 필터의 수명은 V-pleat type 고성능필터가 평균 28개월, 그리고 separator type 고성능필터가 14개월로 나타났다. 또한 외국의 실험에서도 V-pleat type 고성능필터는 초기차압이 낮고 수명이 긴 것으로 나타났다. 따라서 필터의 적절한 선정은 공기조화시스템의 운영비와 필터교체비용 절감뿐만 아니라 물론 방사성폐기물 발생량을 감소시킬 수 있다는 것을 확인하게 되었다.

Ⅳ. 참고문헌

1) E. H. Carbaugh, "A Survey of HEPA Filter Experience", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference Dencer, Colorado(1982)

2) P. N. Mazumdar, "Advance in HEPA Filtration Technology ofr Nuclear Application", National Symposium on Advance Utility System for Industrial and Installation Bombay(1992)

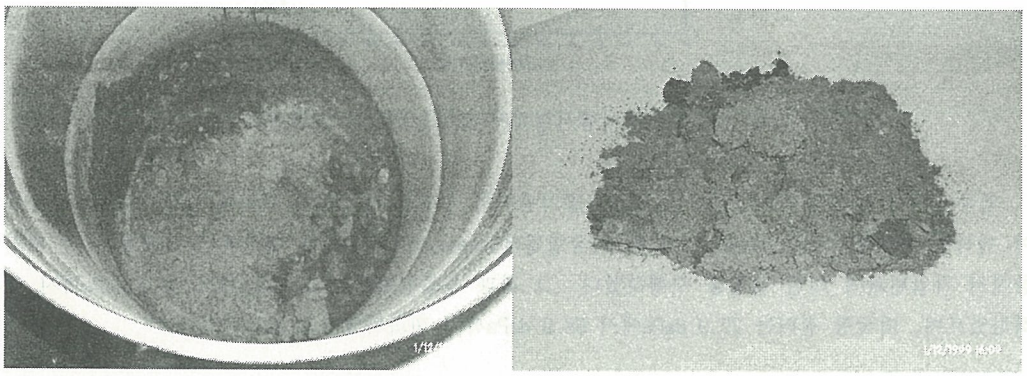
3) M. W. First and D. Leigh, "Performance of 1,000 and 1,800 CFM HEPA Filters on Loading Exposure to Atmospheric Dust Loading", 15th DOE Nuclear Air Cleaning Conference(1978)

원전 원심분리기슬러지 유리화를 위한 후보유리 개발

김천우, 박종길, 신상운
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

cheonkim@khnp.co.kr

국내 표준원전 4개호기(영광 5&6호기, 울진 5&6호기)는 기존원전과 달리 Separator, Decanter 등으로 구성된 원심분리기 설비가 있고 이 설비로부터 슬러지가 발생한다. 원심분리기슬러지를 유리화하기 위하여 2003년 영광 5호기의 원심분리기로부터 발생된 슬러지(그림 1 참조)를 시료 채취하였고 이를 화학분석 한 결과 원심분리기슬러지는 무기물(32.32wt%), 응집제(27.18wt%), 수분(40.50wt%)으로 구성되어 있음을 알 수 있었다.



(a) (b)

그림 1. 영광 5호기 발생 원심분리기슬러지 사진. (a) Decanter로부터 발생하여 드럼에 저장된 모습 (b) 분석을 위해 시료 채취한 상태

원심분리기슬러지 무기물의 대부분은 철산화물(74.36wt%)로 분석되었으며 이를 유리화하기 위하여 베이스유리(CS-1 Base)를 개발하였고 여기에 원심분리기슬러지 무기물 25wt%를 loading 하여 후보유리(CS-1)를 개발하였다. 원심분리기슬러지 무기물, 베이스 및 후보유리 조성 및 물성을 표 1에 나타냈다. 본 후보유리 개발을 위하여 GlassForm 1.1 컴퓨터코드를 이용하였다. 원심분리기슬러지 유리화를 위해 선정한 베이스 유리(CS-1 Base)의 밀도는 2.4g/cm^3, 점도는 37poise, 전기전도도는 1.03S/cm, 그리고 액상온도는 705℃이며 후보유리인 CS-1의 경우 밀도는 2.71g/cm^3, 점도는 35poise, 전기전도도는 0.58S/cm, 그리고 액상온도는 712℃로 유리화 공정과 유리고화체의 품질 측면에서 매우 양호한 것으로 나타났다.

표 1. 원심분리기슬러지 무기물, 베이스 및 후보유리 조성 및 물성(†: @ 1,150℃)

	슬러지 무기물	베이스 및 후보유리	
		CS-1 Base	CS-1
Li_2O	0.00	4.23	3.17
B_2O_3	0.33	5.63	4.31
Na_2O_3	0.28	26.29	19.79
MgO	1.03	-	0.26
SiO_2	11.37	52.58	42.28
Al_2O_3	3.26	11.27	9.27
K_2O	0.35	-	0.09
CaO	0.58	-	0.14
Cr_2O_3	0.55	-	0.14
MnO_2	1.05	-	0.26
Fe_2O_3	74.36	-	18.59
CoO	0.03	-	0.01
NiO	4.10	-	1.02
CuO	1.33	-	0.33
ZnO	1.40	-	0.35
밀도(g/cm^3)	-	2.40	2.71
점도(poise)†	-	37	35
전기전도도(S/cm)†	-	1.03	0.58
액상온도(℃)	-	705	712

개발한 후보유리 CS-1을 이용하여 화학적 견고성 시험인 PCT(Product Consistency Test)를 수행하였다. 7일 PCT에 대한 주요 원소별(B, Na, Si, Li) 침출률을 기준유리(SRL-EA)와 비교한 결과 그림 2에 나타난바와 같이 기준유리 원소들의 침출률 보다 낮은 것으로 나타났으며 미국 Hanford 고/저준위 유리화의 기준치인 $2g/m^2$ 보다 훨씬 낮은 상태로 화학적 견고성이 우수한 것으로 나타났다.

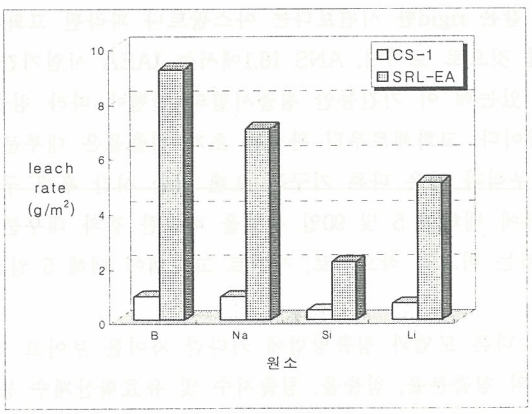


그림 2. 원심분리기슬러지 후보유리(CS-1)의 7일 PCT 침출률

본 원심분리기슬러지 후보유리(CS-1)의 경우 영광 5호기에서 처음 발생한 슬러지의 성분을 이용하여 개발한 유리이다. 그러나 후보유리의 대표성 등을 고려할 때 이를 바로 활용하기에는 다소 무리가 있을 것으로 판단된다. 따라서 원심분리기슬러지에 대한 보다 많은 무기물 분석 데이터 축적이 필요하다고 판단되며 몇 가지 후보유리의 개발이 더 필요하고 이들과의 상호 비교도 수행할 예정이다. 따라서 향후 실험실적 결과의 비교와 더불어 유리화 실증시험을 통한 공정의 용이성 및 유리고화체의 품질에 대한 비교 평가 후 최종 후보유리 선정을 하고자 한다.

중저준위 방사성 고화체에 대한 침출시험 결과의 표현

김기홍, 유영걸, 곽경길, 지영용
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150

nkhkim@kaeri.re.kr

중저준위 방사성고화체로부터 선원항을 구하기 위한 침출시험법은 크게 사용 목적, 침출수 교체 및 교반 유무 그리고 침출수에 대한 고화체의 노출방법에 따라 분류될 수 있다. 그리고 침출시험 결과의 표현방법은 침출분율(cumulative fraction leached), 침출율(leach rate), 침출지수(leachability index) 및 유효확산계수(apparent diffusion coefficient) 등으로 표현할 수가 있다. 현재 IAEA의 권고 침출시험법에서는 침출액 교체마다 침출액내로 누출된 핵종의 방사능을 측정한 후 이를 도식화하고, 도식화된 직선으로부터 기울기를 계산하여 유효확산계수를 구하도록 하고 있으며, 프랑스의 RFS III.2.e 에서는 침출율을 사용하고 있으며(대부분의 유럽 국가들도 해당됨), 미국의 NRC/BTP에서는 침출액 교체시점에서 구한 유효확산계수를 이용하여 침출지수를 사용토록 권고하고 있다. 반면에 국내에서는 폐기물인도규정이 있지만 침출시험을 위한 시험법의 선정 및 그의 결과 표현 방법에 대하여서는 언급이 없는 실정이다. 이와 같이 각국마다 침출결과의 표현방법을 달리하고 있는데 이는 크게 plane source 및 spherical source 모델의 사용, 확산 침출과정의 해석에 기인하는 것으로 판단된다. 따라서 이들 국가의 침출시험은 물질전달식에 기초하고 있지만 시험방법에서는 총 침출 소요기간, 침출수 교체시기 및 그의 interval, 유효확산계수를 구하기 위한 시간 선정 등에 커다란 차이가 있다.

IAEA 시험법은 시편 상부의 한 단면만을 노출시키고 나머지 면은 시편 제조용기나 침출수의 침입을 차단할 수 있는 물질로 둘러싸게 하여 침출시험동안 고화체의 건전성을 유지할 수 있기 때문에 시멘트 고화체와 같은 rigid한 시편보다는 아스팔트나 파라핀 고화체와 같은 flexible한 고화체 시편에 매우 적합할 것으로 보이며, ANS 16.1에서는 IAEA 시험기간보다 훨씬 단축된 90일의 시험기간을 요구하고 있는데 이 기간동안 침출시험의 진행에 따라 침출기구에 어떠한 변화가 있는지 알아보기 위한 것이다. 고화체로부터 관찰된 초기 침출율은 대부분 확산에 의해 설명되고 있으며 침식, 용해 또는 부식과 같은 다른 기구는 오랜 침출 시간 후에 구별할 수가 있기 때문이다. 그리고 시멘트 고화체에 대하여 5 및 90일 시험을 비교한 결과 대부분의 시편에 대하여 5 일과 90 일의 침출지수의 차는 비교적 작으므로, 시멘트 고화체에 대해 5 일간 침수시험이면 충분하다고 한다.

이들 두 시험법은 서로 다른 모델과 침출방법에 커다란 차이를 보이고 있어 서로 비교할 수 없기 때문에 각 시험법에서의 침출분율, 침출율, 침출지수 및 유효확산계수 등을 비교하여 보았다.

일반적으로 침출 시험결과는 초기 방사능에서 얼마나 핵종이 빠져나왔나를 나타내는데 누적 침출량을 초기 방사능량으로 나누어 표시하는 누적 침출분율로 표현하게 된다. 그리고 일반적인 사항으로 얼마나 빠져나올까 하는 것은 유효 확산계수 또는 침출율로 표현하기도 한다.

초기방사능량이 A_o인 고화체(부피: V, 노출 표면적: S)로부터 어느 임의 시간 t_n에서 a_n의 방사능(물질의 양이 될 수도 있음)이 빠져나왔다면, 침출율 R_n(cm/day)은 아래 식이 된다.

$$R_n = \frac{a_n / A_o}{(S / V)\, t_n}$$

침출율 R_n을 그래프로 나타내려면, R_n을 $t = t_n - (t_n - t_{n-1})/2$ 에 대하여 fitting하면 된다.

각 침출수 교체시기마다 빠져나온 방사능을 누적하면 누적 침출분율(FAL), $FAL = \frac{\sum a_n}{A_o}$ 또는 $FAL = \frac{\sum a_n}{A_o} / \frac{S}{V}$ 이 되는데 이를 $\sum t_n$ 에 대하여 그래프를 그리면 그때의 기울기가 유효 확산계수(D_e, cm^2/d)가 된다.

$$D_e = \pi [\frac{a_n/A_o}{(\triangle t)_n}]^2 \{\frac{V}{S})^2 T \quad , \quad T = [\frac{1}{2}(t_n^{1/2} + t_{n-1}^{1/2})]^2$$

그리고 구하여진 유효확산계수로 부터 아래 식을 이용하면 침출지수가 얻어진다.

$$Li = \frac{1}{10} \sum_{1}^{10} [\log(\beta / Di)]_n$$

항목	표현	단위	관계식
침출율	R_n	cm/day	$R_n = \frac{a_n / A_o}{(S / V)\, t_n}$
누적 침출분율	FAL	무차원	$FAL = \frac{\sum a_n}{A_o}$ 또는 $FAL = \frac{\sum a_n}{A_o} / \frac{S}{V}$
유효확산계수	De	cm^2/d	$D_e = \pi [\frac{a_n/A_o}{(\triangle t)_n}]^2 \{\frac{V}{S})^2 T$, $T = [\frac{1}{2}(t_n^{1/2} + t_{n-1}^{1/2})]^2$
침출지수	Li	무차원	$Li = \frac{1}{10} \sum_{1}^{10} [\log(\beta / Di)]_n$

즉 이들 관계는 전혀 다른 별개의 관계식이 아니고 초기방사능, 누출된 방사능, 침출수 교체시간 및 교체전후의 기간을 알면 되는 것이므로, 원전의 고화체 제조조건으로 고화체를 제조하여 IAEA 및 ANS 시험법에 따라 수행하여 얻은 결과를 상기 표를 이용하여 .비교하여 보았다.

이 결과는 Table과 Fig에 나타냈다.

빈 면

제2-2분과
방사성폐기물 처분

빈 면

방사성 폐기물 중 ^{94}Nb 방사능 측정

송병철, 정기철*, 김영복, 이창헌, 지광용
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
* (주) 액트, 대전광역시 대덕구 신일동 1688-5

nbcsong@kaeri.re.kr

원자력 발전소의 가동에 따라 발생된 중저준위 방사성 폐기물이 영구처분장으로 이송될때 방사성폐기물의 안전한 보관을 위해서 방사성폐기물 인도 규정에는 폐기물 내에 함유된 각종 방사성 핵종의 방사능량을 명시하도록 되어있다. ^{94}Nb는 원자로 내에서 중성자에 의하여 $^{93}Nb(n, r)^{94}Nb$ 핵반응으로 생성되고 스틸 이나 인코넬등 방사화된 금속에 존재하며, 반감기가 2.0×10^4년으로 매우 길어 폐기물 처분시 중요하게 취급되는 핵종이다.

본 연구에서는 중성자 조사에 의하여 ^{94}Nb 동위원소를 제조하고 순수하게 분리하여 실험실 표준물로 사용하였으며 이를 방사성폐기물 중의 ^{94}Nb 방사능 측정에 적용 하였다. 실험실 표준물을 이용하여 기체비례계수기의 염의 무게에 따른 계측효율을 구하여 $Log(E_{ff}) = -0.00827 \times w + 1.50974$와 같은 계측효율 보정식을 얻었으며, 실제 시료에 대한 계측효율을 보정 하였다. 각 원전에서 발생된 방사성폐기물 중 ^{94}Nb의 방사능을 측정하기 위하여 알카리 매질에서 생성된 니오븀 침전을 순수하게 분리하고 기체비례계수기로 방사능을 측정 하였다. 각 발전소별로, 또 시료의 종류에 따라서 다르지만 대체로 잡고체 와 농축폐액 시료에서 ^{94}Nb 방사능량은 0.01~2 Bq/g 이었고, 슬러지 및 폐수지에서 각각 13 Bq/g, 97 Bq/g 정도로 나타났다.

Overview of the Unified Program of the Scaling Factor Determination Program and the Dose to Curie Conversion Program

Sang Chul Lee, Ki Ha Hwang, Kun Jai Lee
Korea Advanced Institute of Science and Technology, 373-1, Gusong-dong, Yusong-gu, Daejon
Tae Wook Kim, Kyoung Doek Kim, Myung Jae Song
Nuclear Environment Technology Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

Final disposal of radioactive waste generated from Nuclear Power Plant (NPP) requires the information of the radionuclides inventories in waste package by national regulations and guidelines. However, the direct assessment through the destruction of the drummed radioactive waste for all stored drums is difficult economically and time-consuming. Thus it is well-known to rely on the indirect method by which the activities of the Difficult-To-Measure (DTM) nuclide are estimated using the correlations of the activities between the Easy-To-Measure (Key) nuclide and the DTM nuclide with the measured activities of the Key nuclide, so called the scaling factor (SF) method. Generally in order to apply the SF method to the real LILW drums, the following three parts are required, such as the gamma scanning system for the measurement of Key nuclide, the database for the each activity of the nuclides in waste stream sample for the SF and the SF determination method for the assessment of the radionuclides inventory in the real waste drums.

KAIST developed the program for the SF determination method based on the database for the activity of the each selected nuclide analyzed by KAERI using the statistical method such as log mean average (LMA) generally and the theoretical method for some fission nuclides. The general outline of the SF determination method is presented at Table I. To improve the reliability of the SF calculated by the program, two methods have been applied. The first method is the calculation of scaling factor by grouping the waste type or plant type of the database set. The other method is the calculation of SF after the outlier of the database is eliminated. KAIST also developed the other program for the dose to curie conversion (DTC) method for the drums which can not be assessed by the gamma scanning system because of related technical difficulties, measuring time and cost. To improve the reliability of the assessment for the activities of gamma nuclides, the density of the waste for DAW drums are considered and the source position in the drums are installed conservatively. In this program, the activities of beta and 'alpha nuclides are calculated using the SF determination program. The SF determination program and the DTC Program are unified as one program for convenience and efficiency. The unified program includes the above two program as well as the function for the manager of the database. Figure I and Figure II show the main windows of the SF determination program and the DTC program in the unified program.

Table 1. Outline of the SF Determination Method

DTM Radionuclides	Key Nuclides	Method
H-3, C-14, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Nb-94	Co-60	Statistical Method(LMA Method)
Sr-90, Tc-99, I-129	Cs-137	Statistical Method(LMA Method)
Gross Alpha	Co-60	Statistical Method(LMA Method)
Tc-99, I-129	Cs-137	Theoretical Method

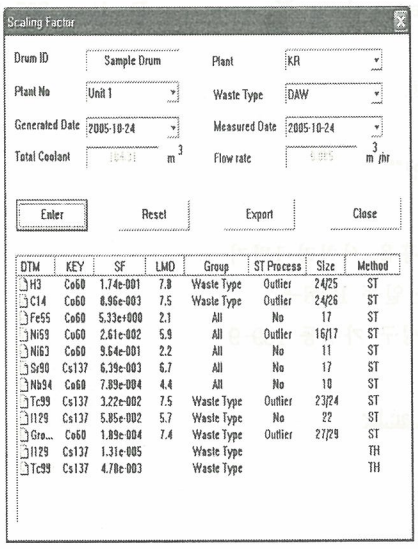


Figure 1. Main Window of the SF Determination Program

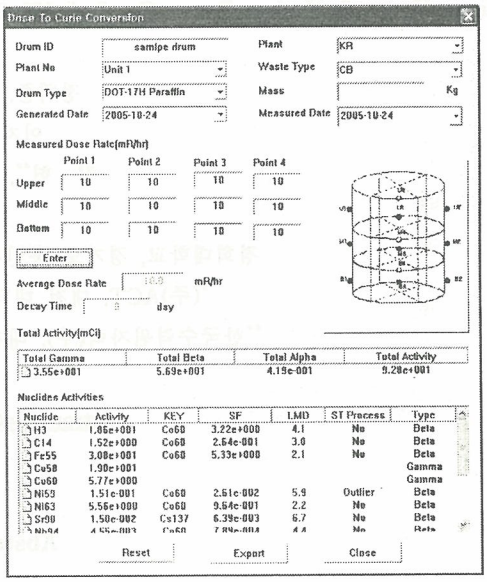


Figure 2. Main Window of the DTC Program

Review and Application of the Radioactive Waste Certification Program

방사성폐기물 인증프로그램의 검토 및 적용

Hee-Jun Chung, Joo-Ho Whang
Jae-Min Lee*
Heon Kim**, Yi-Yeong Jeong**

Kyung Hee University, 1 Sochen-ri Giheung-eup Yongin-si Gyeonggi-do
*ACT Co., Ltd, #407, 1688-5 Sinil-dong Daedeok-gu, Daejeon 306-230
**Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. 139-9 Gajeong-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-350

정희준, 황주호
이재민*
김 헌**, 정의영**

경희대학교, 경기도 용인시 기흥읍 서천리 1번지
*(주)ACT, 대전 대덕구 신일동 1688-5
**한국수력원자력(주), 대전 유성구 가정동 139-9

neutron1004@khu.ac.kr

Abstract

Securing of radioactive waste disposal site and the related operations for disposal of low and intermediate level radioactive waste is being actively carried out in Korea. For disposal of radioactive wastes, physicochemical and radiological status and integrity of radioactive wastes must be secured first. Also, waste generators must provide this information to disposers. In addition, to secure the safety of waste disposal, waste acceptance criteria (WAC) and site specific waste acceptance criteria (SWAC) to consider characteristics of the disposal site are required. Radioactive wastes must be processed, generated, managed and transferred in accordance with these criteria. [1] For this, evaluation of properties on each of the radioactive wastes must be performed. However, in reality, atomic power plants are experiencing difficulties in relation to this due to the large quantity of radioactive waste generation.

In order to solve this problem, IAEA and major overseas countries have developed, thus are using waste certification program (WCP) and quality assurance program (QAP) [2,3]. On the basis of these programs, radioactive waste certification program has been developed for safe

disposal of radioactive wastes in Korea to satisfy the provisions specified in 'low and intermediate level radioactive waste transfer guidelines' of announcement No. 2005-18 from the Ministry of Science and Technology and specific site waste acceptance criteria (tentative plan). In addition, it is being planned to administer amendment on commercial atomic power plant related procedures and onsite staff training in order for early introduction and operation of radioactive waste certification system.

Key word : Waste Acceptance Criteria (WAC), Site Specific Waste Acceptance Criteria(SWAC), Wastes Certification Program(WCP), Quality Assurance Program (QAP)

요 약

국내 중·저준위 방사성폐기물 처분을 위한 처분부지 확보 및 관련업무가 활발히 진행 중이다. 방사성폐기물 처분을 위해서는 방사성폐기물의 물리화학적, 방사학적 상태 및 건전성 등을 확보하여야 하며 폐기물 발생자는 이러한 정보를 처분사업자에게 제공해야한다. 또한 처분 안전성을 확보하기 위하여 방사성폐기물 인수기준(Waste Acceptance Criteria : WAC) 및 처분부지 특성을 고려한 세부인수기준(Site Specific Waste Acceptance Criteria : SWAC)이 필요하며 방사성폐기물을 이 기준에 적합하게 처리·생성·관리 및 인도하여야 한다.[1] 이를 위해서는 각각의 방사성폐기물에 대한 특성평가를 수행하여야 하나 원자력발전소의 경우 방사성폐기물 발생량이 많아 현실적으로 어려움이 있다.

이러한 문제점을 해결하기 위해 IAEA 및 해외 주요 국가는 방사성폐기물 인증체계(Waste Certification Program : WCP) 및 품질보증체계(Quality Assurance Program : QAP)를 개발하여 활용하고 있으며[2,3] 이를 바탕으로 국내 방사성폐기물의 안전한 처분을 위해 과기부고시 2005-18호 '중저준위 방사성폐기물 인도규정' 및 세부인수기준(시안)을 만족할 수 있는 방사성폐기물 인증프로그램을 개발하였다. 또한 방사성폐기물 인증체계 조기 도입 및 운영을 위해서 상용원전 관련 절차서 개정 및 실무자 교육을 추진 중이다.

중심단어 : 방사성폐기물 인수기준(WAC), 방사성폐기물 세부인수기준(SWAC), 폐기물 인증 프로그램(WCP), 품질보증체계(QAP)

1. 서론

국내 중·저준위 방사성폐기물 처분을 위한 처분부지 확보 및 관련업무가 활발히 진행 중이다. 이에 한국수력원자력(주)와 경희대학교는 중·저준위 방사성폐기물 처분적합성 확보를 위한 연구를 수행하였고[4,5] 그 결과 국내 원자력발전소에서 발생하는 중·저준위방사성폐기물 처분적합성 확보를 위해 개발한 방사성폐기물 인증프로그램을 적용할 단계에 이르렀다.

방사성폐기물 인증체계는 IAEA 및 해외 주요 국가의 인증체계(WCP)와 품질보증체계(QAP)를 바탕으로 평가하여 국내 여건에 부합하도록 설정하였고 ISO 및 원전실무자 자문과 상용원전 시범

적용을 통해 개선하였다. 인증체계의 원활한 도입 및 운영을 위해서 상용원전 관련 절차서 개정 및 실무자 교육을 추진 중이며 각각의 인증공정에 대해 과기부고시 2005-18호 '중저준위 방사성폐기물 인도규정' 및 세부인수기준(시안) 부합여부를 재확인하였다.

국내 원자력발전소 방사성폐기물 인증체계 운영은 방사성폐기물 처분 소요비용 및 시간 절약, 대외신뢰도 확보에 많은 도움이 될 것이며 도입 이후 처분장 건립 이전까지 발생한 방사성폐기물에 대한 처분 적합성이 확보되어 현재와 같이 적합성 확인이 안된 폐기물이 더 이상 발생하지 않을 것이다.

2. 인증파일의 작성

인증파일은 각 방사성폐기물 처리 스트림에서 발생한 폐기물의 유효재현성을 확보하기 위한 주요 요소이다. 즉, 원자력발전소와 같은 대용량 폐기물 발생자가 각각의 폐기물에 대해 발생시점마다 특성평가를 수행할 수 없음으로 설계기준 및 운전조건이 변경되지 않는 한 폐기물 특성의 변화가 유효수치 이내임을 증명하기 위한 기준이다. 이를 위해서는 각 스트림에서 발생한 폐기물 특성평가를 통해 각각의 폐기물에 대한 처분적합성을 증명하고 지속적인 스트림의 유지 보수를 통해 재현성을 유지해야 한다.

즉, 발전사업자는 중·저준위 방사성 폐기물 인도규정 및 폐기물 인수기준(시안)에 의거 폐기물 처리 시설, 폐기물, 운반조건, 저장, 기타 제한요건에 대한 평가방법 및 유지 방안에 대해 입증, 제시해야 하며 인증파일의 작성 시 규제기관 및 처분사업자의 적극적인 참여를 유도하여 신뢰성을 확보하는 것이 중요하다. 인증파일의 주요 항목은 다음과 같다.

○ 폐기물 처리시설
- 파괴검사 항목에 대한 유효 재현성 확보
- 유효 재현성 운전조건 정립

○ 폐기물
- 포장물 형태 및 특성 인허가 조건 만족 여부 확인
- 고형화 물질 인허가 조건 만족 여부 확인
- 방사능 준위 제한치 이하 생성 여부 확인

○ 운반조건
- 용기 기준 확인
- 각 운반 전 조건 확인
- 운반물 위해도 확인
- 손상, 오염된 폐기물 재처리 방안

○ 기타 규제기관 및 처분사업자 제한요건

3. 인증체계의 구성

인증조직

인증조직은 독립적인 신규조직으로 구성하며 인증원의 경우 방사성폐기물 특성 및 공정 전반에 대한 지식을 지니고 있어야 함을 원칙으로 하며 방사성폐기물 처리공정작업의 책임 또는 관련종사자가 아니어야 한다. 인증조직 구성방안은 표 1. 과 같다.

표 1. 인증조직 구성

구 분		업 무	편 제	비 고
인증조직 총괄(자)		- 인증조직의 업무 지원 및 대외지원 업무	한수원㈜ 본사	
인증조직	인증관	- 인증체계 (현장) 최종승인자	한수원㈜ 각 원전본부	부장급 책임자 1인
	검사역할(원)	- 방사성폐기물 처리 업무 및 실공정 검사 역할		6인 이상의 구성
	평가역할(원)	- 각종 서류에 대한 기술적 분석 역할		
	감사역할(원)	- 방사성폐기물 처리공정 및 체계의 감사 역할		

인증지원조직

인증지원조직이라 함은 한수원㈜ 원전본부 품질관리부, 품질검사부, 방사선안전부 및 기타 폐기물 처리공정 관련자(협력업체 포함)를 뜻하며 인증업무를 지원한다. 인증지원조직의 구성방안은 표 2. 와 같다.

표 2. 인증지원조직 구성

구 분		업 무	편 제
인증지원조직	품질보증부서	- 기초이력 품질검사계획 수립	한수원(주) 원전본부
	품질검사부서	- 기초이력 품질검사계획에 의거 (공정, 계측기기 및 자재) 확인	한수원(주) 원전본부
	방사선안전부	- 공정은 동일, 점검사항 및 방법 일부 수정 - 실명확인제 도입 - 폐기물 처리 관련 절차서의 개정 및 관리 의무	한수원(주) 원전본부
	협 력 업 체	- 공정은 동일, 점검사항 및 방법 일부 수정 - 실명확인제 도입	한수원(주) 원전본부

인증원 자격요건 및 교육방안

인증원은 일정 기준 이상의 자격을 갖추어야 하며 그 자격의 유지를 위해 매년 교육계획에 의거 원자력교육원 또는 동등 기관의 방사선안전, 폐기물 관리, 품질보증, 인증절차 등의 교육을 이수하도록 한다.

가. 인증원의 자격

- 이공계 대졸자와 동일한 자격수준으로 폐기물 처리 계통 실무 2년 또는 품질업무 실무 2년 이상인 자로서 인증관련 교육을 이수한 자

나. 인증관의 자격

- 이공계 대졸자와 동일한 자격수준으로 폐기물 관리 업무 2년 이상이며 인증업무 2년 이상인 자

인증장비 설정

인증장비에 대해서는 별도의 설정은 필요하지 않다. 그러나 검증을 위한 초음파, X-ray 장치 등의 도입은 고려해야 한다. 단, 장비의 운영 및 관리 책임은 인증부서가 아닌 방사선안전부에 있다.

○ 검사/시험장비는 처분사업자의 방사성폐기물의 검사항목 및 방법에 의거 선정
○ 선정된 장비와 유사/동일 기능의 장비로의 대체도 가능
○ 특성평가 장비는 특성평가 시험법에 명시된 장비로 대체
○ 인증장비는 특성평가 시험법에 명시된 장비 이외의 비파괴적 검사 대상에 대한 장비로 구성
○ 인증장비는 다음과 같으며 인증공정에 따라 변경 및 대체가 가능

- High Resolution Gamma Spectroscopy(HRGS)
- Neutron Multiplicity Counter(NMC)
- Passive Neutron Coincidence Counter(PNCC)
- X선 투시/X선 단층 검사 장비
- 휴대용 방사선계측기
- 기타 비파괴검사 장비

인증수행 단계

인증수행 단계는 폐기물 기초 이력의 작성 단계, 인증공정 단계(Check-point) 1·2·3, 부적합 조치 단계, 폐기물 최종 처분요청 단계로 표 3. 과 같이 구분하며 각 단계별 주관 부서의 수행 결과는 인증체계 DB를 활용하여 검토할 수 있도록 한다. 공정단계 별 인증수행단계는 표 3. 과 같다.

표 3. 인증수행 단계

공정 단계		주관 부서	주요 수행업무
기초이력작성 단계		각 원전본부 품질부서	- 공정, 자재, 절차, 기기에 대한 품질검사 - 폐기물 특성 유지 여부 검사
인증공정 단계	사전점검	인증조직 검사역할(원)	- 잡고체 폐기물 적용 잡고체분류 및 유해물질 포함여부 확인 잡고체 건조상태 확인
	Check-point 1		- 폐기물 드럼화 전 육안검사 이물질 혼합여부 및 충진량 확인 드럼 생성 기록부 확인 드럼생성번호와 폐기물 정보 부합성 확인 휴대용 계측장비 교정이력 현장 확인
	반출 및 운반		- 드럼 반출 및 운반조건 기록부 확인 - 드럼 중량 측정
	Check-point 2		- 임시저장 시 핵종분석
	Check-point 3		- 최종 처분 운반 전 비파괴검사 및 처분 문서와 폐기물의 부합성 확인
부적합조치 단계		방사성폐기물 처리 및 지원 조직	- 인증조직의 지시에 따른 절차 수행
폐기물 최종 처분요청 단계		인증조직 평가역할(원)	- 기초 이력 및 인증공정 단계별 생산자료의 문서화 및 처분요청서 작성

부적합폐기물 처리

과기부고시 2005-14호 '중저준위 방사성폐기물 처분 검사에 관한 규정'에 의거 부적합 판정된 폐기물 또는 발생시점에서 인증조직에 의해 부적합 판정된 폐기물은 다음과 같이 처리한다.

○ 부적합폐기물 처리방안

- 부적합 판정 보고서 작성
- 규제기관/처분사업자 처리방법 협의
- 처리방법 협의 전 처분 불가

인증체계 Database

방사성폐기물 인증프로그램 DB는 현재 한국수력원자력(주)에서 활용하고 있는 SAP DB와의 연동을 고려하여 개발하였다.

(1) 소프트웨어(Software)

소프트웨어는 SAP 및 Web 환경과의 연동을 고려하여 JAVA-2 Program을 활용하여 개발하였다. JAVA-2 Program은 다음과 같은 특징을 가지고 있다.

○ OOP 언어의 기능들을 모두 지원

○ 특정 플랫폼에 종속되지 않는 프로그램 개발이 가능하며, 한번 개발된 프로그램은 JAVA 런타임 환경(JRE)만 있으면 어느 곳에서든 실행이 가능

○ 바이트 코드라는 형태로 컴파일하고 JAVA 인터프리터를 이용하여 실행함으로서 개발의 신속성과 코드 인식성 향상
○ C/C++ 언어와 많은 부분에서 유사하지만 버그가 발생될 소지가 있는 부분들(메모리 관리, 포인트 사용)을 삭제하고, 가독성을 확보함으로서 보다 나은 안정성을 제공
○ 런타임 시 코드 장을 다운로드하는 것에 의해 프로그램을 동적으로 변화시킴, 즉 동적 적재를 지원
○ 모든 코드 장은 실행 시 검증과정을 거쳐 보완성이 우수
○ 멀티스레드 프로그램 작성 가능

(2) DB 정보

인증체계 DB에는 다음과 같은 정보가 포함되어야 한다.
○ 폐기물 정보 : WAC 및 SWAC 요구항목
○ Check-Point
○ 인증자 : 성명, 사번(개인 실명화 방안)

자체평가

○ 인증관은 인증조직 자체평가 계획을 수립하고 시행한다.
○ 자체평가 결과에 의거 인증절차의 수정이 가능하다. 단, 수정사항에 대해 처분사업자 및 인증체계 총괄자에게 통보하여야 한다.
○ 자체평가에 의한 인증절차 변경시 인증원 교육 일정을 재수립하여 시행한다.

서류관리

○ 모든 서류의 기록은 인수기준 및 처분사업자 요구사항에 부합되도록 일관성 있도록 유지하여야 한다.
○ 기록 유지를 위한 포괄적인 구조의 수립 및 유지가 필요하다.
○ 기록은 검사를 위하여 항상 명확하고 법적이며 영속성을 유지해야 한다.
○ 기록은 컴퓨터(운영 DB)에 의해 유지됨이 바람직하며 관련 기관이 접속할 수 있어야 한다.
○ 문서 체계는 처분에 이르기까지 모든 취급, 처리 단계의 기록을 관리한다.

4. 결론 및 토의

IAEA 및 해외 주요 국가는 방사성폐기물 처분안전성 확보를 위해 품질보증체계(QAP)또는 방사성폐기물 인증체계(WCP)의 활용을 권고하고 있다. 그 내용을 살펴보면 수행부서의 차이를 제외한 기타 처분안전성 확보 방안은 유사하다. 이에 국내 여건을 고려하여 품질부서와 인증부서의 상호보완이 가능한 방향으로 설정하였다.

다수의 현장실무 책임자 회의 및 시범적용을 통해 개발된 방사성폐기물 인증체계의 활용 가능성을 타진한 결과, 인증체계의 도입을 위해서는 발전사업자 및 관련자들이 우선적으로 방사성폐기물에 대해 단순 매립대상물질이 아닌 원자력발전의 생산품으로서 인식을 전환해야 한다. 발전사업

자 및 관련자 인식이 변화하지 않는다면 인증체계 도입을 통한 처리 활동은 큰 난관에 부딪힐 것으로 예상된다.

또한 국내 상용원전의 경우 발전소 별로 서로 다른 절차를 수립하여 운영하고 있음으로 개발된 방사성폐기물 인증체계에 따라 관련 절차서를 재분류하여 표준절차서를 작성하고 지금부터라도 처분안전성이 확인된 방사성폐기물을 생산하여 처분에 대비하여야 한다. 이를 위해서는 방사성폐기물 인증프로그램 적용시점에서부터 원전 관련 부서와 규제기관의 적극적인 참여와 관심을 유도해야 할 것이다.

참 고 문 헌

1. 정찬우 외 5,' 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 운영기준 수립방안', 한국방사성폐기물학회 학술눈문집, 한국방사성폐기물 학회, 2004.6
2. Oak Ridge National Lab, Tennessee,'Waste Certification Program Plan', ORNL/TM-13288 Revision 7, 2001.11
3. IAEA, 'Inspection and verification of waste packages for near surface disposal', IAEA-TECDOC-1129, 2000.1
4. 이재민 외 6, '방사성폐기물 인증프로그램 개발을 위한 검토', 2004 방사선방어 및 방사성폐기물에 관한 추계 심포지움 논문집, 한국방사성폐기물 학회, 2004.11
5. 정희준 외 4, '방사성폐기물 인증프로그램 개발 방안', 2005 춘계 한국방사성폐기물학회 학술논문집, 한국방사성폐기물 학회, 2005.6

Flow Lab. : Flow Visualization and Simulation
핵종이동 가시적 현상관찰및 수치모사

Chung-Kyun Park, Won-Jin Cho and Pil-Soo Hahn
Korea Atomic Energy Research Institute
박정균, 조원진, 한필수
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150

ckpark@kaeri.re.kr

Abstract

The experimental setups for flow visualization and processes identification in laboratory scale (so called Flow Lab.) has developed to get ideas and answer fundamental questions of flow and migration in geologic media. The setup was made of a granite block of 50x50*cm* scale and a transparent acrylate plate. The tracers used in this experiments were tritiated water, anions, and sorbing cations as well as an organic dye, eosine, to visualize migration paths. The migration plumes were taken with a digital camera as a function of time and stored as digital images. A migration model was also developed to describe and identify the transport processes. Computer simulation was carried out not only for the hydraulic behavior such as distributions of pressure and flow vectors in the fracture but also for the migration plume and the elution curves.

Key word : flow lab. migration plume, fracture, visualization, sorption, matrix diffusion

요 약

지하매질에서 핵종이동현상을 가시적으로 관찰할 수 있는 실험실규모 실험장치를 개발하여 이동실험을 수행하였다. 이 실험장치는 50x50cm 규모 화강암과 아크릴상층부로 구성되어있다. 실험에는 삼중수소, 음이온, 수착성양이온뿐 만 아니라 이동경로를 관찰할 수 있는 유기염료도 포함하였다. 시간에 따른 물질이동양태를 사진을 찍어 컴퓨터에 저장하였다. 또, 이동과정을 모사하고 단위공정별로 분석해 볼 수 잇는 이동모델도 개발하였다. 컴퓨터모사를 통해 균열내 흐름장에서 압력과 유속분포를 계산하고, 균열내 이동양태와 유출곡선을 계산해 실험결과와 비교평가하였다.
중심단어 : 이동양태, 균열, 가시화, 수착, 매질내 확산,

1. Introduction

The transport processes of contaminants in the geologic media can not be observed directly like a black box. Only we can check the output from the transport. However, if

there is an idea to see the internal phenomena in the black box, it will be very helpful to analyze the process and build a model. The first flow visualization and processes laboratory was developed by Sandia National Laboratory, USA in early 1990s[1]. And it was named "Flow Lab.". In Korea, a kind of flow lab. has developed from late 1990s by KAERI[2]. Transparent fractures can be used to study various flow processes in the environmental field. Transparent fractures can be designed and fabricated with varying aperture in a range of probable structures or be cast from individual natural fractures in epoxy or glass to yield a realization of nature. Similarly, we used an acrylate plate to simulate the fracture system for the observation of migration plumes of organic dye in the fracture. Such visible images of migration plume in the analog fracture may give important suggestions and informations in understanding the invisible migration plum in the rock fracture. Fractures in rocks tend to dominate the hydraulic behavior, particularly when the rock matrix is of low permeability. Individual fractures act as conduits through the media and allow free passage between the matrix blocks which bound the fracture.

In this study, we are focused on physicochemical interactions between rock and chemical species. Thus, we designed a simple fracture system having a pair of parallel plates. In order to describe the fluid flow in the fractured rock, we make the assumption that each fracture is idealized as a pair of parallel plates separated by a constant distance which represents the aperture of the fracture. The processes to be considered are advection, dispersion, and sorption in the fracture plane, coupled with diffusion of the tracer into the stagnant pores in the rock matrix. These last two processes can be significant processes for retarding the migration of tracers. Thus diffusion into the rock mass in the fracture surface was treated as an important study topic in this experiment. For this work, we were compared migration characteristics of tracers according to their chemical properties ; water, anion, sorbing cation, and polymers. We are also going to develop a generic model describing the migration of the tracers in various rock fractures, that is, to develop a variable aperture channel model for characterizing the fracture plane including a constant aperture fracture. And a particle tracking scheme is applied for the solute transport. We will present our investigations of the flow and migration in two-dimensions, representing the physical situation of the experimental setup.

2. Transport Model

The fracture plane may be subdivided into imaginary subsquares. The fluid flow through the fracture is then calculated for a constant injection/withdrawal rate as well as for constant pressure conditions. For a constant laminar flow, the volumetric flow rate through a parallel fracture may be written as:

$$Q = \frac{1}{12\,\mu}\,\frac{b^3\,W}{L}\,\Delta P \qquad (1)$$

where ΔP is the pressure drop over a length of L and W and μ is the viscosity. Eq.(1) may be applied to each of the subsquares enclosed by the grid lines. When the volumetric flow rate from node i to node j is Q_{ij}, the volumetric flow rate can be rewritten

$$\sum_j Q_{ij} = \sum_j C_{ij}(P_i - P_j) = E_i \quad (2)$$

where E_i is the injection rate or withdrawal rate at node i. The subscript j stands for the four facing nodes of surrounding subsquares to node i.

Except for the nodes at the boundaries, the pressure at each node is unknown to be solved with the Gauss-Seidel iteration method. The flow between adjacent nodes can be calculated using eq.(2). After obtaining flow vectors at all nodes, solute transport can be simulated in this flow field.

A two-dimensional random-walk particle tracking algorithm is used to simulate the solute transport through the flow fields. Particle displacements in each time step consisted of an advective displacement based on local velocities calculated using the pressure field and random diffusive displacement. Particles, which are representing the mass of a solute contained in a defined volume of fluid, move through a fracture with two types of motion. One motion is with the mean flow along stream lines and the other is random motion, governed by scaled probability.

At the inlet, a certain amount of particles were introduced, and distributed at each node between flow channels with a probability proportional to the flow rates. Particles are then convected by discrete steps from node to node until they reach the outlet node at which point the arrival time is recorded. This procedure is repeated for all of particles to get a stable probability distribution. The residence time for nonsorbing tracers in a given subsquare is determined from the total flow through that subsquare and its volume. The residence time of a particle along each path is obtained as the sum of the residence times in all subsquares through which the particle had passed. Four transport processes are considered in modelling the solute transport: advection(V), hydrodynamic dispersion(D_s), diffusion into the rock mass(D_e), and sorption(K_a).

3. Experimental

A block of Hwangdeung granite with dimensions of 50x50x10(cm) containing an artificial open fracture was prepared. The rock has a little amount of secondary minerals : It means that this rock is a little weathered. Also this rock has an interconnected porosity of 0.37 % with the specific gravity of 2.55.

The experimental setup having dimensions of 50x50x10(cm) was prepared. The setup is designed for taking the images of the migration plume and this analog fracture is fabricated by holding an acrylate as the upper plate and granite as the lower one in close

contact. When a tracer migrates through the gap between the acrylate and the granite, the migration plume can be observed through the transparent acrylate plate. The setup was assembled by placing the fracture plates in contact and bolting the frames together to a uniform torque. The outer gap of the fracture was sealed with a silicone adhesive to prevent from leaking of fluid. Stainless steel frames were mounted on both halves of the block and connected to each other by four threaded rods and bolts. Two boreholes on the upper plate are selected as the inlet and the outlet for transporting of fluid. Before the migration test, gases in the rock fracture were evacuated and the rock block was submerged in the water container to be saturated with water. The water in the container has kept almost a constant temperature of 20^0C.

Four kinds of chemical species were used for migration test ; (1) tritiated water(*THO*), (2) anion ; Cl^- & Br^-, (3)polymeric organic dye ; *NaLS* (sodium lignosulfonate, M_w=24,000) and Eosine ($C_{20}H_6Br_4Na_2O_5$, M_w=691) , and (4) sorbing cation ; Sr^{+2} & Cu^{+2}. The aliquot solution of 1.2 *ml* containing tracers was injected as a band input function into the inlet borehole in separate campaigns, fed with a HPLC pump through the fracture at a flow rate of 0.5 *ml/min* and collected at the outlet borehole as shown in Fig.1. The eluted solution was collected using a fraction collector.

The flow was directed along the gap of the fracture through implementation of no-flow boundaries along the fracture sides. The fluid was uniformly supplied to the inlet hole using a HPLC pump, creating a constant flow boundary condition. At the downstream end of the fracture, a constant head boundary was implemented. Especially, Eosine, an organic dye, was used to visualize the migration

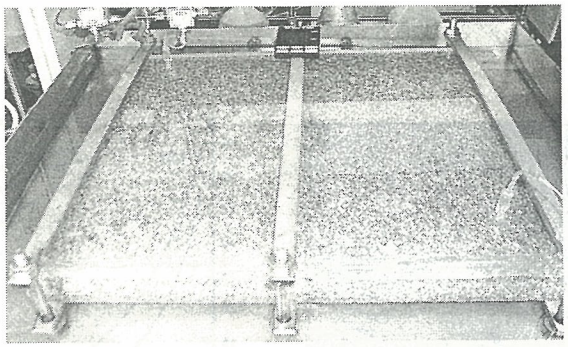


Fig.1 The Experimental setup for the migration test

Transparent Fracture Analoge, upper plate : acrylate, bottom plate : granite [50x50x5.5(cm)]

plume in the flow plane of the setupl. The migration plumes were taken with a digital camera as a function of time and stored as a digital image file.

The concentrations of eosine and *NaLS* were analysed with the UV/VIS spectrophotometer at the wavelength of 524*nm*, 282*nm*, respectively. The concentrations of Cl^- and Br^- were analysed with the ion electrodes of Orion Research Inc.. Sr^{+2} and Cu^{+2} were analysed with the ICP-MS. *THO* was analysed with a Liquid Scintillation Counter.

4. Simulation of Hydraulic Properties and Migration in the Fracture

The fracture surface was divided into an imaginary matrix of 20x20 sub-squares. All sub-squares were assigned the same aperture value. Recall that the boundary conditions employed to solve the flow through the system are the constant head boundary condition ; that is, injection node is at the higher constant pressure P_1 and the withdrawal node is at the lower constant pressure P_2. The flow between adjacent nodes can be calculated using Eq.(2). The pressure distribution in the field was simulated with a graphic program SURFER as shown in Fig.2. The pressure drop, ΔP, between the inlet and the outlet were about $280 N/m^2$ in the setup. Then the aperture could be calculated with the ΔP and eq.(1). The difference of pressure drop between two setups is probably due to the differences of aperture size and the viscosity of media.

Fig.3 showed two dimensional flow field and some examples of supposable stream traces, which was plotted with a commercial program TECPLOT. Figs.2 and 3 showed symmetric trends in the distributions of the pressure and the flow vector pivoting the diagonal line between the inlet and the outlet. At the edges of both sides of the fracture, the flow vectors were very small, and thus the flow was regarded as almost

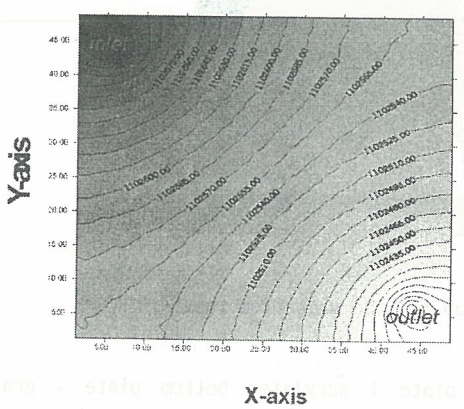


Fig.2 Simulation result of Pressure distribution in the fracture

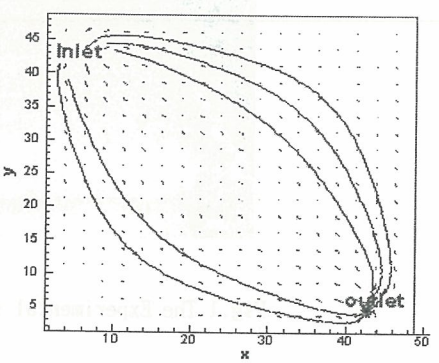


Fig.3 Distribution of flow vectors in flow field and some examples of stream tracers

The migration plume of the organic dye, eosine, in the setup was taken with a digital camera as a function of time and shown in Fig.4. The migration plume did not follow a linear trace along the diagonal direction between the inlet and the outlet, but moved across the full width of the fracture as a two dimensional span around the diagonal line. Thus a two dimensional migration model is required to describe this migration plume and, needless to say, it is difficult to apply one dimensional model. Comparing this results with the simulated one in Fig.5, the general trend was consistent with each other. In this simulation, matrix diffusion of eosine in both fracture sides was ignored. Though the simulated migration plume showed perfect symmetric fan-shape around the diagonal line, the experimental one did not show symmetric shape at later stage. It seems to be due to the discrepancy between experimental setup and model assumption of the constant aperture. Near the outlet of the setup there might be some variation of aperture value and showed irregular shape of migration plume at later stage. Because the flow is proportional to the cube of the aperture, even the smallest change of the aperture can give large effect on the migration plume.

5. The Elution Curve and Retardation

The simulated and experimental elution curves of the tracer were shown together in Fig.6. The simulated curves were obtained from the residence times of the 10,000 particles through the fracture. When advection, sorption, hydrodynamic dispersion and diffusion into the rock mass are considered, different particles in the same subsquare will have different residence times. The residence times for these particles can be expressed as a probability density function which in turn can be regarded as the elution concentration of a pulse injection. Integrating this curve over time gives a cumulative elution profile as shown in Fig.7. In general, the cummulative elution curves of tracer transport in two dimensions through those flow field have a fast rise at early times, since the majority of particles take the fastest flow paths; then there is a long tail in the breakthrough curve due to a small fraction of particles meandering through the fracture with small volumetric flow rates.

The calculated aperture value, b, was 0.016cm. It gives resonable correspondence with the simulated result of 0.011cm using the pressure difference of 280N/m^2 between the inlet and the outlet as shown in Fig.3. While linear velocity in the fracture is expressed as,

$$u = Q/(W \cdot b) \qquad (3)$$

The obtained value of u is 0.63 cm/min. In Fig.6, residence time of nonsorbing tracer in the fracture are approximately 80 minutes, or as eluted volume, 40 ml. If the tracer follow a linear trace along the diagonal line of 43 cm long between the inlet and the outlet, then the aperture should be larger than 0.1cm to get the travel time about 80 min. ; that would be unreasonably large value of the aperture. Therefore, the tracer did not

across the straight line of the shortest course, but move as a two dimensional fan-shape as shown in Fig.4. To analyze the migration characteristics of tracers according to their chemical properties, the elution curves and the cummulative elution curves were examined in Figs.6 & 7. In these curves, the tritiated water was regarded as a basic tracer because it has same chemical properties with the water. Usually, tritium, anion, and some organic dye are assumed as the nonsorbing tracer. Therefore, in modeling work, it is commonly assumed that the distribution coefficient, $Ka=0$, and the retardation factor, $R=1$, for such nonsorbing tracers. However, in this experiment, They showed different migration behavior. The anions and polymeric organic dyes migrate faster than the tritium in the natural fracture and they are recovered almost 100% at the exit. While tritium was recovered only 83%. This phenomenum can be explained in two aspects. First, because the surface of the rock fracture is negatively charged, the anion could be expelled by the rock surface and thus can not access to the pore by the anion exclusion effect. Second, the ionic size of the polymeric organic dye is larger than cations by over 1000 times. And the size of the micropores of the rock ranges from micrometer to subnanometer. Considering that the ionic size of the cation is about several Å, cations and water molecule can penetrate easily into the micropore of the rock, while the polymeric substances can not. Therefore, it could be concluded that tritium diffuses into the rock pores, but anions and polymeric tracers hardly diffuse into the rock matrix. The migrating sorbing tracer interacts with the fracture surface and it retards as much as their sorption capacity. The degree of retardation is usually expressed as the retardation factor, R

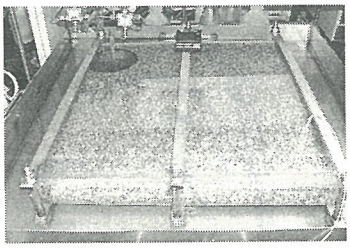
$$R = \frac{\tau_n}{\tau_w} = \frac{u_w}{u_n} = 1 + \frac{K_a}{b} \qquad (4)$$

where, τ_n : tracer travel time, τ_w : water travel time, u_w : water velocity , u_n : tracer migration velocity.

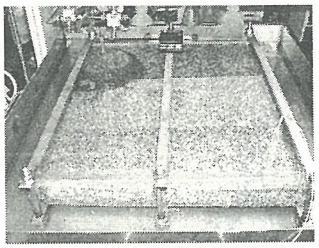
The R values from the elution curve was smaller than the R values from the sorption data. It seems that the sorbing tracers did not interact sufficiently with the rock surface in the flow rate of $0.5\ ml/min$.

6. Conclusion

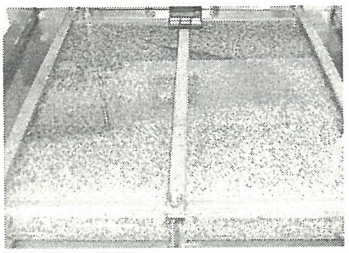
The flow visualization and processes identification has been carried out successfully using the experimental setup, a kind of "Flow Lab.". The migration plume through fracture taken with a digital camera corresponded to the results of model simulation reasonably. The tracers moved as two dimensional span rather than one-dimensional straight line course between the inlet and the outlet in this fracture system. The combination of the experimental observation and the model simulation gave good suggestions to further understand the flow and transport in the rock fracture.



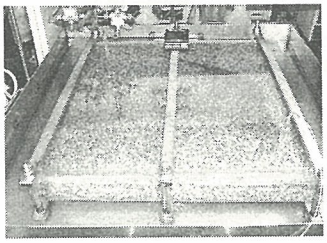
(a) 20 min.



(b) 40 min.

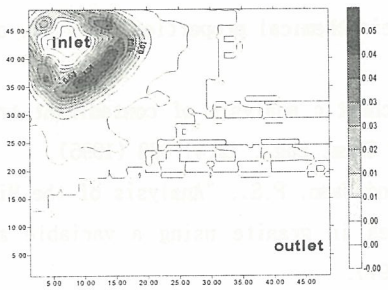


(c) 60 min.

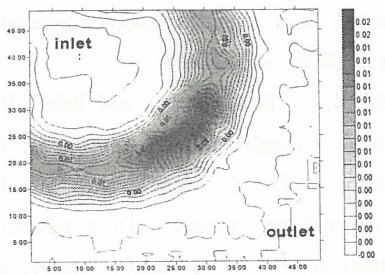


(d) 80 min.

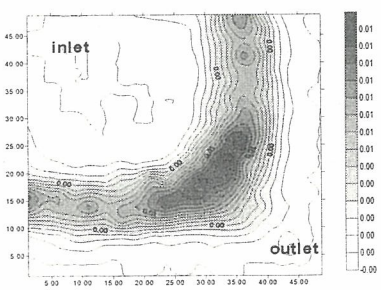
Fig. 4 Migration plume of eosine in the analoge fracture as a function of time



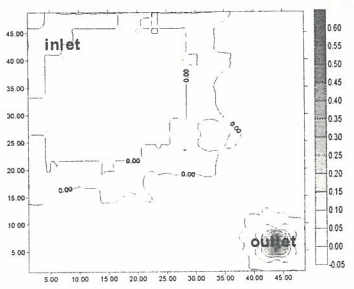
(a) 20 min



(b) 40 min



(c) 60 min



(d) 80 min

Fig. 5 Simulated Contours of Migration Plume in the Fracture with time

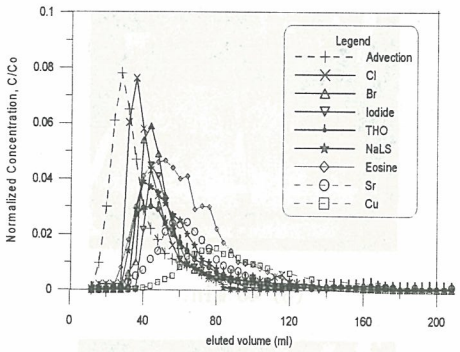


Fig.6 Simulated and Experimental Elution Curves

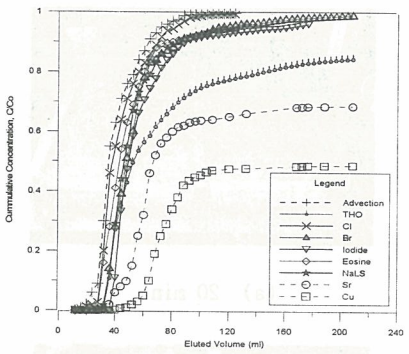


Fig.7 Simulated and Experimental Cumulative Curves

REFERENCES

1. R. Detwiler, S. Pringle and R.Glass, "Measurement of fracture aperture fields using transmitted light", Water Res. Res. 35(9), 2605, 1999
2. Park, C.K.,Ryu, B.H., and Hahn, P.S., "Migration characteristics of some chemical species in a granite fracture according to their chemical properties", Kor. J. of Chem. Eng., 19(5) 765 (2002)
3. Park, C.K., Keum, D.K., and Hahn, P.S., "Stochastic analysis of contaminant transport through a rough-surfaced fracture", Kor. J. of Chem. Eng., 12(4) 428 (1995)
4. Park, C.K, T. T. Vandergraaf, D. J. Drew, and Hahn, P.S., "Analysis of the Migration of nonsorbing tracers in a natural fractures in granite using a variable aperture channel model", J. of Cont. Hydrol. 26, 97 (1997).
5. Wan,J., Tokunaga, Tsang, and Bodvarsson, G., "Improved glass micromodel methods for studies of flow and transport in fractured porous media", Water Res. Res., 32, 1955 (1996)

Disposal Approach for Long-lived Low and Intermediate-Level Radioactive Waste

장반감기 중저준위 방사성폐기물의 국외 처분동향과 처분방안

Jin Beak Park, Joo Wan Park, Chang Lak Kim,
Nuclear Environment Technology Institute, P.O.149, Yuseong, Daejeon

박진백, 박주완, 김창락
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성우체국 사서함 149호
jbpark@khnp.co.kr

Abstract

There certainly exists the radioactive inventory that exceeds the waste acceptance criteria for final disposal of the low and intermediate-level radioactive waste. In this paper, current disposal status of the long-lived radioactive waste in several nations are summarized and the basic procedures for disposal approach are suggested. With this suggestion, intensive discussion and research activities can hopefully be launched to set down the possible resolutions to dispose of the long-lived radioactive waste.

Key Words : Long-lived Low and Intermediate-Level Radioactive Waste, Waste Acceptance Criteria, Waste Classification

요약문

중저준위 방사성폐기물 중 장반감기핵종의 농도가 처분시설의 인수기준을 초과하는 경우에 대비한 처분방안이 필요하다. 본 논문에서는 장반감기 중저준위폐기물의 처분을 수행하고 있거나 계획하고 있는 대표적인 국가들의 사례를 정리하였으며, 각국의 사례를 중심으로 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분방안 설정을 위한 기본절차를 도출하였다. 국내에서도 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분을 위한 활발한 논의가 필요하다고 하겠다.

중심단어 : 장반감기 중저준위 방사성폐기물, 인수기준, 폐기물 분류

1. 서 론

가. 개요

우리나라에서는 2005년 5월 현재 총 20기의 원자로가 가동되고 있으며, 전력수요의 증가와 함께 안정적인 전력공급원으로서 그 이용이 지속적으로 증가하고 있고, 향후에도 원자력 의존도는 계속 증가할 것으로 예상된다.

우리나라를 비롯한 원자력발전소 운영국가들은 단반감기 중저준위 방사성폐기물의 지중처분하고 있거나 고려하고 있으며, 공학적 방벽과 자연방벽 그리고 제도적 관리를 통하여 처분시설의 안전성을 확보하기 위한 노력을 하고 있다. 또한 원자력발전소의 운영에 따라 발생하는 장반감기 고

준위 방사성폐기물은 심지층 처분이 고려되고 있으며, 일반적으로 사용후 핵연료가 해당된다.

방사성폐기물을 중저준위와 고준위로 구분하는 방안은 간단하지만, 실제 존재하는 방사성폐기물을 모두 포함하기는 어려운 현실이다. 실제 열을 발생하지 않은 장반감기 중준위 방사성폐기물들이 존재하며 중저준위 처분시설에 적용되는 폐기물인수기준 (WAC: Waste Acceptance Criteria)을 넘어서는 방사성폐기물들이 핵주기 뿐 아니라 원자력발전을 이용하지 않는 국가에서도 발생하고 있다. 이들 장반감기 중준위 방사성폐기물에 의한 방사선적 위해도가 크기 때문에 그 처분방안에 대한 필요성이 대두되고 있다.

나. 장반감기 폐기물의 특성

(1) 장반감기 중저준위 폐기물의 발생원

장반감기 중저준위 방사성폐기물은 원자력발전소의 운영뿐 아니라 제염/해체, 재처리 등의 핵연료 주기와 원자력발전소의 사고 시 발생되며 의료기관 및 산업체에서 이용한 폐밀봉선원 등도 함께 고려될 수 있다. 또한 NORM[1]/TENORM[2]과 우라늄 광산에서도 상당히 많은 부피의 장반감기 폐기물들이 발생하지만 본 논문의 범위에는 포함하지 않았다.

(2) 장반감기 중저준위 폐기물의 정의 및 범위

방사성폐기물의 분류에 있어 핵종별 반감기와 WAC에서 총방사능 또는 비방사능으로 제시되는 핵종농도는 매우 중요한 역할을 하게 된다. 고준위폐기물(HLW)/사용후핵연료(SNF)과 중저준위 방사성폐기물을 구분하는 것은 어렵지 않으나 중저준위 폐기물 중에서 장반감기폐기물과 단반감기 핵종의 명확한 구분은 실제적을 쉽지않은 현실이지만, 국내외 고시 성격의 문헌들에서는 규제 및 인허가를 위하여 제시하고 있다. 또한 방사성폐기물에 포함된 장반감 핵종들의 농도측정 방법도 매우 다양하며 직접 측정보다는 계산 또는 척도인자 등의 간접적인 방법을 이용하고 있다.

또한 장반감기 핵종이 인체에 미치는 영향은 장반감기 핵종의 재고량과 핵종이 사람에게 미치는 독성을 정량화하여 안전성평가에 사용되는 선량환산인자로 도출된다. 이때 장반감기 핵종은 안전성 평가기간 동안 핵종붕괴에 의한 효과가 거의 없게 된다.

각국에서 사용하는 핵종분류방법은 IAEA 권고에서 핵종별 농도에 따라 규제면제폐기물(exempt waste at or below clearance level), 중저준위폐기물 (열발생율 2kW/m3 이하)<고준위 폐기물(HLW)로 구분하며 중저준위 폐기물을 다시 단반감기폐기물과 장반감기 폐기물로 구분하고 있다.[1] IAEA에서 분류하는 중저준위폐기물 중 단반감기폐기물과 장반감기 폐기물의 명확한 구분은 제시되지 않았지만 일반적으로 알파핵종의 비방사능(specific activity)가 400~4000kBq/kg 사이가 받아들여지고 있다. IAEA의 분류체계에 대한 처분방안으로 고준위 폐기물과 장반감기 중저준위 폐기물들은 지중처분(geological disposal)을, 단반감기 중저준위폐기물은 천층처분(near-surface disposal)를 권고하고 있다. 최근 IAEA에서는 저준위폐기물과 중준위 폐기물을 구분에 대한 논의가 이루어지고 있다.

미국의 경우 방사성폐기물을 방사능 준위보다는 발생원(origin)에 따라 총 5개로 분류하고 있으며, 중준위 방사성폐기물(Intermediate level radwaste)이라는 분류명칭을 사용하지는 않지만, 본 논문에서 고려하는 장반감기 중준위폐기물에는 군사프로그램에서 발생하는 TRU폐기물과 저준위 폐기물 중 Class B, Class C 그리고 그 이상(GTCC)이 해당된다고 하겠다.[2]

(3) 핵연료 주기에서 발생하는 장반감기 폐기물

핵연료 주기에서 발생되는 장반감기 폐기물은 핵연료의 제조와 발전소의 운전 및 핵연료의 저장과 재처리과정 등 핵연료의 취급과정에서 발생하거나, 발전소 및 재처리시설의 재염 및 해체과정에서 운전 중 조사된 물질 그리고 원자력분야 연구개발과정에서 발생하게 된다. 특히 경수로타

---

1) NORM : Naturally Occurring Radioactive Material

2) TENORM : Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material

입의 원자로 1차계통의 핵심부품과 가스로 및 RBMK 원자로의 경우 적지 않은 양의 조사된 흑연(irradiate graphite)이 장반감기 폐기물에 해당될 수 있다. 또한 과거 원자력시설에서 발생한 사고로 발생된 폐기물이 있으면 이러한 사고폐기물은 그 폐기물의 양이 방대하며 다양한 핵종들을 포함하고 있게 된다.

(4) 의료, 연구 및 산업기관에서 발생하는 장반감기 폐기물

비교적 적은 양의 장반감기 폐기물들이 의료, 연구 및 산업기관의 동위원소 이용기관에서 사용 후 용도가 폐기된 방사성 동위원소 중 일부는 장반감기 폐기물로 취급될 수 있다. 이러한 장반감기 폐기물들의 부피는 작지만 핵종반감기와 독성이 강한 특징을 가지고 있다. 의료기관에서 진단 등의 목적으로 C-14, Cl-36의 핵종들이 사용되며, 산업체에서 사용되는 측정장비에서는 C-14, Ni-63, Ra-226과 Pu/Be, Am/Be, Ra/Be의 중성자 선원들이 사용된다. 특히, 연기감지기에서는 104~107의 Am-241이나 Pu-239 핵종을 사용하고 있어 이들 폐기물을 모두 고려할 경우 그 발생량뿐만 아니라 대부분의 천층처분시설을 위한 WAC에서 제시하는 핵종농도를 초과할 수 있다.

(5) 장반감기 폐기물의 부피

방사성폐기물의 처분방안을 고려할 때 처분대상 폐기물의 부피는 중요한 역할을 하게 된다. 특히 폐기물 발생원에서 처분까지 인허가규정에 따라 폐기물의 수송과 처분시설의 운영을 위한 폐기물의 처리(conditioning)과정은 발생폐기물 부피를 증가시키거나 감소시킬 수 있다.

2. 장반감기 폐기물 처분시설의 현황

가. 오스트레일리아

오스트레일리아는 저준위폐기물과 중준위 폐기물이 의료/연구/산업기관에서 발생되고 있으며 국가처분장 (Commonwealth Radioactive Waste Facility:공학적 다중덮개와 인공방벽을 갖춘 트랜치 처분방식)의 건설을 위해 현재 3군데 후보부지에 대한 부지조사를 하고 있다. 후보부지 들에 대한 순위를 15개월 이내에 결정하고 개념 및 상세설계와 환경영향평가 그리고 인허가 과정을 거쳐 2011년 운영개시를 예정하고 있다. 그림 1에서는 중준위 및 저준위 폐기물을 위한 국가처분시설의 개념(예)를 나타내었다.

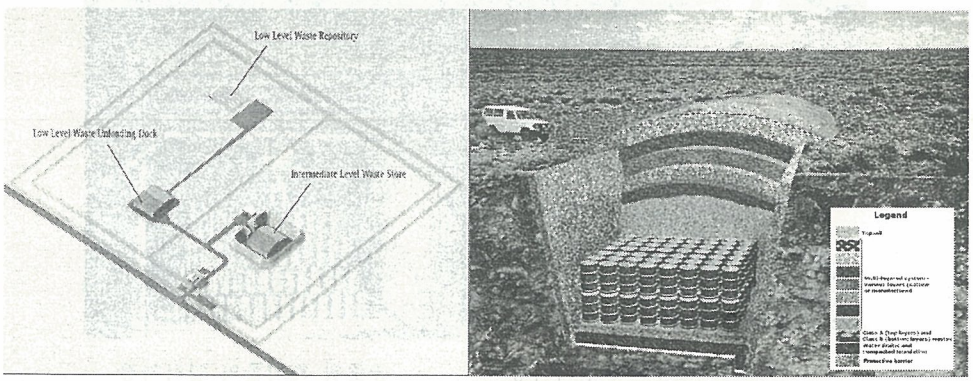


그림 1. 오스트레일리아의 국가처분장 개념(안)

오스트레일리아 정부는 현재 총 3,600 m^3의 저준위 방사성폐기물을 가지고 있으며 연간 30m^3 3의 저준위 폐기물이 발생되며, 총 400 m^3의 중준위 방사성폐기물을 가지고 있으며 연간 5m^3의 중준위 폐기물이 추가로 발생되고 있다. 저준위 폐기물은 현재 압축처리 된 포장드럼을 40년 이상 여러 장소에 나누어 저장하고 있으며 중준위 폐기물은 시멘트 고화하여 저장하고 있다. 그림 1은 시멘트 고화되 중준위 폐기물 용기를 나타내었다.

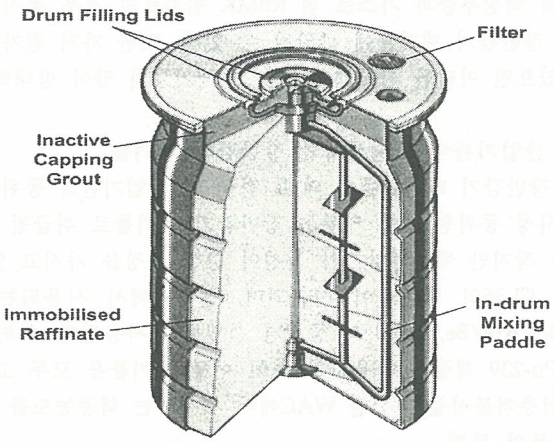
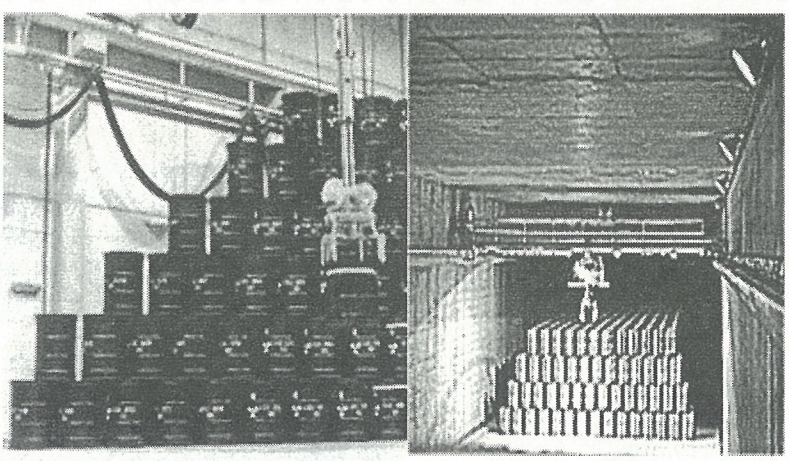


그림 3 오스트레일리아의 중준위폐기물 저장드럼

나. 벨기에

벨기에는 연구기관(SCK/CEN)과 MOX 플랜트 그리고 EUROCHEMIC 플랜트에서 방사성폐기물이 발생되고 있으며 벨기에의 방사성폐기물관리기관(ONDRAF/NIRAS)에서 처분사업을 담당하고 있다. 핵종의 반감기 30년을 기준으로 단반감기와 장반감기폐기물로 분류하고 있으며, 장반감기 중저준위 폐기물은 300년 이상의 격리(isolation)을 규정하고 있다. 방사성폐기물은 압축와 시멘트고화의 처리를 거쳐 중간저장 후 지중처분을 계획하고 있다. 그림 4에서는 저준위 방사성폐기물과 중준위 방사성폐기물의 임시저장시설을 나타내었으며 그림 5에서는 지하 225m 깊이에 현재 계획 중인 처분개념을 나타내었다.



저준위 폐기물의 임시저장　　중준위 폐기물의 임시저장

그림 4. 벨기에의 임시저장 중인 중저준위 방사성폐기물

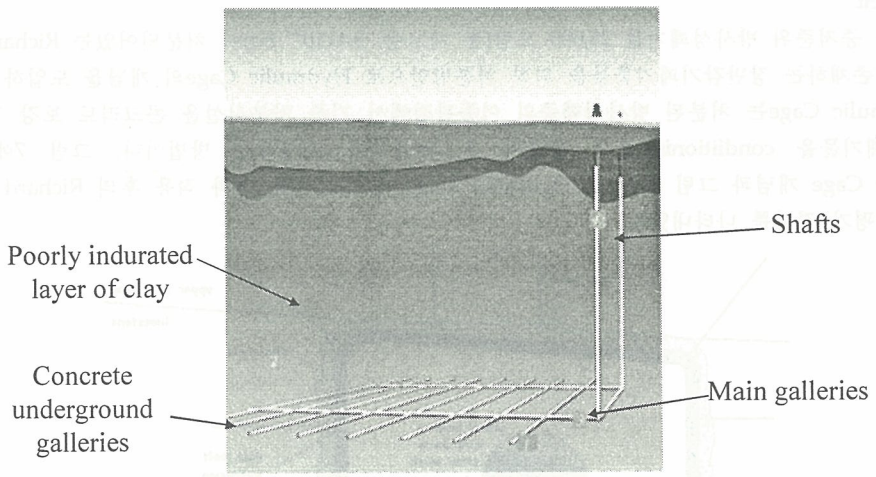


그림 5. 벨기에의 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 개념

다. 불가리아

불가리아는 Kozloduy 발전소의 운영과 해체, 연구용원자로(IRT-2000), 동위원소의 이용과 우라늄광산(mining, milling 및 extraction)에서 장반감기 폐기물이 발생되고 있다. Novi Han 처분장에는 폐밀봉선원과 non-conditioned 고체폐기물과 생물학적 폐기물(biological waste)를 위한 처분고(disposal vault)가 있으며, 사고폐기물을 위한 공학적방벽과 임시덮개가 존재하는 처분시설이 있으며, 현재는 non-conditioned 폐기물의 임시저장시설로 운영하고 있다. 2004년에 방사성폐기물에 대한 국가정책을 결정하여 처분방안을 강구하고 있으며, 중저중위 방사성폐기물의 국가처분시설 건설에 대한 정부의 결정(2005년 예정)과 기존 Novi Han 처분시설의 폐쇄방안 및 WAC의 개발을 추진 중에 있다. 또한, 장반감기 폐기물 및 폐밀봉선원의 처분을 위해 과거 우라늄 시설이었던 Gabra 시설의 Gabra shaft(깊이 240m, 직경 4.5m)의 사용을 검토 중에 있으며, 그림 6에 시설의 전경을 나타내었다.

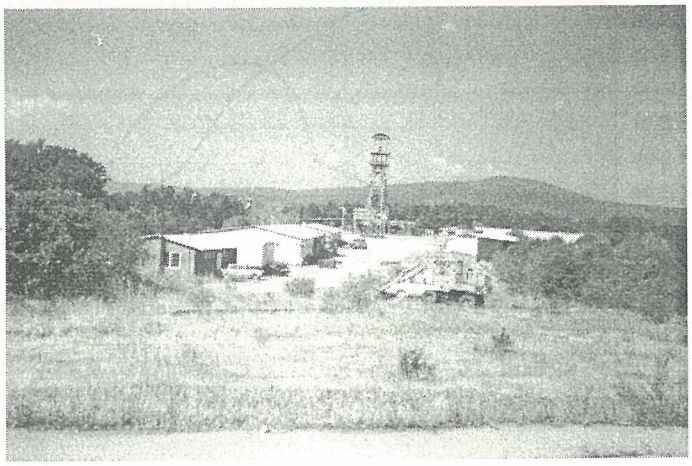


그림 6. 불가리아에서 장반감기 폐기물 처분을 위해 고려 중인 Gabra Shaft 전경

라. 체코

체코는 중저준위 방사성폐기물 25,000 드럼(총 재고량: $9.4x10^{14}$ Bq)이 처분되어있는 Richard 처분시설에 존재하는 장반감기폐기물들을 위한 처분방안으로 Hydraulic Cage의 개념을 도입하고 있다. Hydraulic Cage는 처분된 방사성핵종의 이동관점에서 기존 처분시설을 콘크리트 보강 후 장반감기 폐기물을 condiitioning하고 재배치 후 폐쇄하여 감시하는 방법이다. 그림 7에서는 Hydraulic Cage 개념과 그림 8에서는 Hydraulic Cage 개념의 적용 전과 적용 후의 Richard 시설의 안전성평가 결과를 나타내었다.

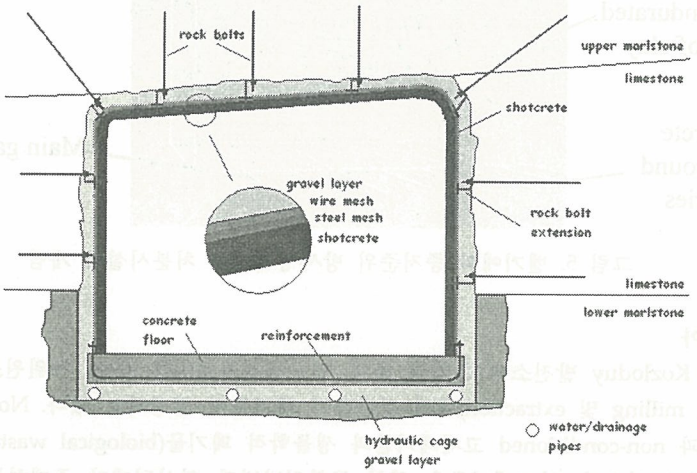


그림 7. 체코의 Hydraulic Cage 개념

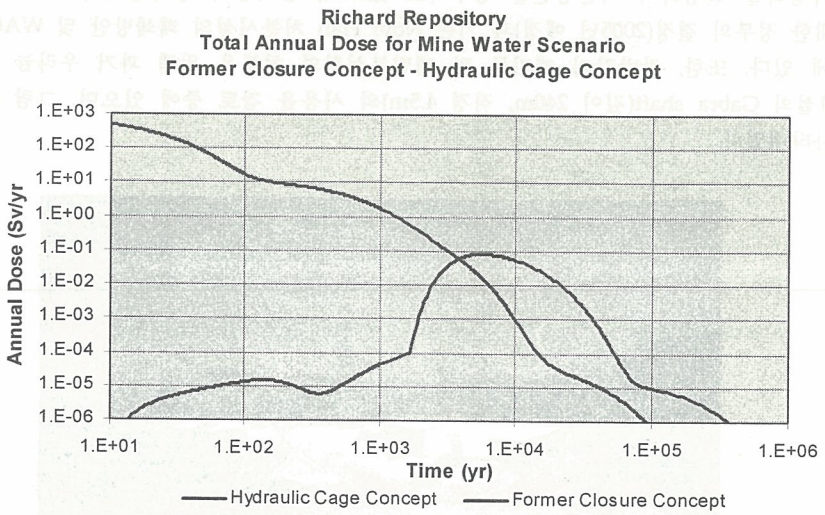


그림 8. 체코 Richard 처분시설의 Hydraulic Cage 개념의 적용에 따른 연간선량

마. 독일

독일은 방사성폐기물의 심지층처분을 원칙으로 하고 있으며 장반감기 중저준위 폐기물도 이에 해당된다. 특히, 독일에서는 기존의 동굴을 재사용하는 방안이 고려되고 있으며, 수리지질학적인 장점을 가진 것으로 조사된 KONRAD의 폐철광산을 이용한 처분시설이 2002년 non-heating 폐기

물 처분에 대한 인허가를 받아 동굴의 재건설이 추진 중이며 현재 법원의 결정을 기다리고 있다. 그림 9은 KONRAD 처분시설의 개념 및 동굴 내 처분지역을 나타내었다.

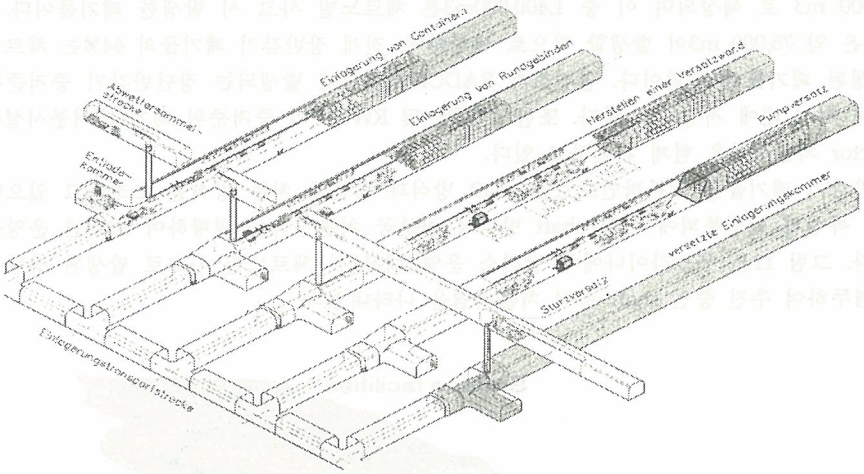


그림 9. 독일 KONRAD 처분시설의 개념 및 처분동굴

바. 남아프리카 공화국

남아공에서는 현재 Koeberg 발전소에서 발생하는 단반감기 중저준위 폐기물은 트랜치 방식의 Vaalputs 국가 처분장에 처분하고 있으며, NECSA에서 발생하는 장반감기 폐기물을 포함한 여러 중저준위 폐기물은 현재 부지 내에서 임시저장하며 국가의 정책의 승인을 기다리고 있다. 장반감기 폐기물 처분방안으로는 다양한 처분방식이 고려되고 있으며, 이 중에는 20m 심도의 인공방벽 보강 처분고 처분 또는 벙커처분 그리고 처분공 처분개념이 고려되고 있다. Koeberg 발전소에서 발생되는 사용후 핵연료의 심지층 처분이 필요할 것으로 보인다. 그림 10에서는 폐밀봉선원의 처분을 위해 연구가 진행 중인 처분공 처분의 개념을 나타내었다.

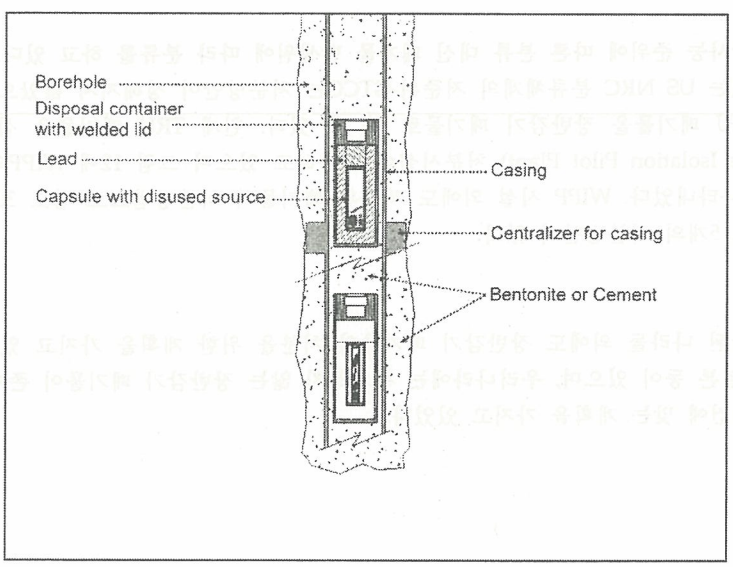


그림 10. 남아프리카 공화국의 폐밀봉선원의 처분공처분 개념

사. 우크라이나

우크라이나에서는 원자력발전소의 운영/해체와 RADON 및 우라늄 시설 그리고 과거 체르노빌 사고를 통하여 장반감기 폐기물들이 발생되어 관리되고 있다. 전체 총 중저준위 폐기물은 약 3,800,000 m3 로 예상되며 이 중 1,400,000m3은 체르노빌 사고 시 발생한 폐기물이다. 장반감기 폐기물은 약 75,000 m3이 발생할 것으로 예상하며, 전체 장반감기 폐기물의 44%는 체르노빌 사고 시 발생된 폐기물의 부피이다. 발전소와 RADON시설에서 발생되는 장단반감기 중저준위 폐기물은 현재 시설 내에 저장되고 있다. 또한 RWDP 및 RWTSP의 중저준위 폐기물 처분시설이 존재하며 Vector 처분시설을 현재 건설하고 있다.

장반감기 폐기물을 처분방안으로는 shaft 방식과 처분공 처분 방식을 고려하고 있으며 발생폐기물의 특성과 발생부피에 따라 shaft 방식과 처분공 처분방식을 병행하여 2035년 운영을 계획하고 있다. 그림 11은 우크라이나에서 발전소 운영/해체 및 체르노빌 사고로 발생된 장반감기 폐기물을 염두하여 추진 중인 shaft 방식 처분개념을 나타내었다.

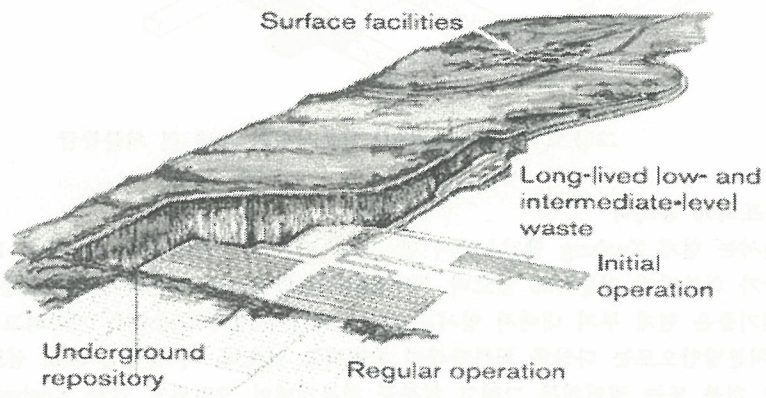


그림 11. 우크라이나의 장반감기 폐기물 처분을 위한 shaft 방식 처분개념

아. 미국

미국은 방사능 준위에 따른 분류 대신 폐기물 발생원에 따라 분류를 하고 있다. 장반감기 폐기물로 볼수 있는 US NRC 분류체계의 저준위-GTCC는 처분방안이 정해지지 않았으며 US DOE 분류체계의 TRU 폐기물을 장반감기 폐기물로 볼 수 있다. 현재 TRU 폐기물은 심지층처분방식인 WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) 처분시설에 처분하고 있으며 그림 12에 WIPP의 지상 및 지하 처분시설을 나타내었다. WIPP 시설 외에도 저준위 폐기물의 처분방법으로 심도 30m 이내의 천층 처분방식으로 5개의 처분방안이 있다.

사. 기타

이미 언급된 나라들 외에도 장반감기 폐기물의 처분을 위한 계획을 가지고 있는 나라로는 영국, 프랑스, 일본 등이 있으며, 우리나라에는 존재하지 않는 장반감기 폐기물이 존재하는 국가에서도 각국의 여건에 맞는 계획을 가지고 있었다.

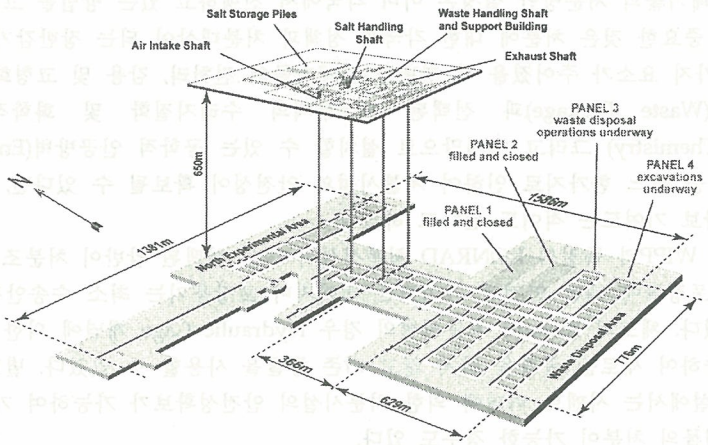


그림 12. 미국의 TRU 폐기물 처분을 위한 WIPP 처분시설의 개요

3. 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분방안

장반감기 폐기물의 처분방안을 결정할 때 고려되어야 하는 인자들에는 처분의 기본원칙에서부터 각국의 지질상태와 법률구조 및 정책 등 매우 다양한 부분들이 있게 된다. 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분방안을 도출하는데 기본적인 절차를 그림 13에 도시하였다.

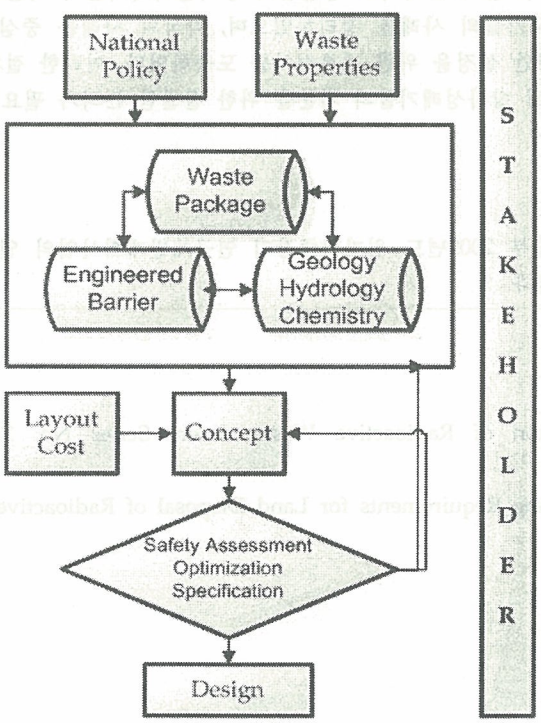


그림 13. 장반감기 폐기물 처분방안의 결정을 위한 기본적인 절차

장반감기 폐기물의 처분방안 설정은 이미 각국에서 진행하고 있는 방법을 고려하여 도출할 수 있지만, 가장 중요한 것은 처분에 대한 각국의 정책과 처분대상이 되는 장반감기 폐기물 그 자체이다. 이 두 가지 요소가 주어졌을 때 장반감기 폐기물의 전처리, 감용 및 고형화 과정을 통한 폐기물 포장물(Waste Package)과 선택된 처분부지의 수리지질학 및 화학적 조건(Geology, Hydrology, Chemistry) 그리고 마지막으로 설치할 수 있는 공학적 인공방벽(Engineered Barrier)의 3개 인자 중 어느 한가지로 인하여 처분시설의 안전성이 확보될 수 있다면, 나머지 인자들에 의한 안전성확보 기여도는 적어도 된다고 하겠다.

즉, 미국의 WIPP과 독일의 KONRAD 처분시설의 경우 선택된 암반이 처분조건에 적합하기 때문에 폐기물 포장물에 대한 안전성 기여도는 적어지며 포장용기는 최소 수송안전성 요건만을 만족하도록 하였다. 체코의 Richard 처분시설의 경우 Hydraulic Cage 개념에 의한 처분시설의 안전성확보가 가능하여 새로운 굴착을 하지 않고 기존 동굴을 사용할 수 있었다. 별도로 영국의 경우 Nirex 처분시설에서는 시멘트 버퍼에 의한 처분시설의 안전성확보가 가능하여 기존암반을 이용한 장반감기 폐기물의 처분이 가능한 경우도 있다.

처분방안의 설정에 있어 안전성평가는 의사결정이 기본적인 도구로 사용되며, 최적화와 구체화를 위한 일련의 반복적인 과정을 거치게 된다. 처분 안전성평가를 통해 처분시설의 장기안전성에 기여하는 특징과 과정들이 도출되며, 대표적인 것으로 시설의 WAC과 처분시설 구조물에 대한 명세가 있다.

4. 결론 및 제언

중저준위 방사성폐기물 중 장반감기핵종의 농도가 처분시설의 WAC를 초과하는 경우에 대비한 처분방안이 필요하다. 본 논문에서는 장반감기 중저준위폐기물의 처분을 수행하고 있거나 계획하고 있는 대표적인 국가들의 사례를 정리하였으며, 각국의 사례를 중심으로 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분방안 설정을 위한 기본절차를 도출하였다. 이러한 절차를 참고로 하여 국내에서도 장반감기 중저준위 방사성폐기물의 처분을 위한 활발한 논의가 필요하다고 하겠다.

감사의 글

본 논문은 과학기술부 2005년도 원자력중장기 연구개발계획사업의 일환으로 수행되었으며 이에 감사의 뜻을 전합니다.

참고문헌

[1] IAEA, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994).

[2] U.S. NRC, Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste, 10CFR61.

Pre-conceptual Design of a Spent PWR Fuel Disposal Container

가압경수로형 사용후핵연료 처분용기의 예비 개념설계 평가

Dong-Keun CHO, Jongwon CHOI, Yang Lee, Heui-Joo CHOI and Jong-Youl LEE
Korea Atomic Energy Research Institute, Dukjin-Doin, Yusong-Ku, Daejon

최종원, 조동건, 이양, 최희주, 이종열
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njwchoi@kaeri.re.kr

Abstract

In this paper, sets of engineering analyses were conducted to renew the overall dimensions and configurations of a disposal container proposed as a prototype in the previous study. Such efforts and calculation results can provide new design variables such as the inner basket array type and thickness of the outer shell and the lid & bottom of a spent nuclear fuel disposal container. These efforts include radiation shielding and nuclear criticality analyses to check to see whether the dimensions of the container proposed from the mechanical structural analyses can provide a nuclear safety or not. According to the results of the structural analysis of a PWR disposal container by varying the diameter of the container insert, the Maximum Von Mises stress from the 102 cm container meets the safety factor of 2.0 for both extreme and normal load conditions. This container also satisfies the nuclear criticality and radiation safety limits. This decrease in the diameter results in a weight loss of a container by ~20 tons.

Key Words: disposal container, Von Mises stress, spent PWR fuel, safety factor, deep geological repository

요 약

본 연구에서는 사전연구로부터 사용후핵연료의 처분용기 원형모델로 제안된 처분용기의 전체 크기와 배열을 평가하기 위하여 일련의 공학적 분석을 수행하였다. 그러한 노력의 결과 용기 내부 저장통의 배열형태와 외곽쉘과 상하부뚜껑의 두께와 같은 새로운 설계변수를 도출하였다. 공학적 분석 작업에는 처분용기의 기계구조 해석 결과를 근거로 도출된 용기의 규격자료에 대한 방사선 안전성 측면에서의 타당성을 검토하기 위하여 방사선차폐 해석과 핵임계 해석 등이 수행되었다. 처분용기 내부 삽입체의 직경 변화에 따른 구조안정성 해석 결과에 따르면, 직경 102cm일 때 극한 외압조건은 물론 정상적인 외압조건 하에서도 최대 Von Mises 응력이 안전계수 2.0을 만족하는 것으로 나타났다. 이 경우에서도 핵임계 및 방사선차폐 해석 결과 안전기준치를 만족시키며, 무게는 20톤 가량 줄어드는 효과가 있는 것으로 나타났다.

중심단어 : 처분용기, Von Mises stress, 가압경수로형 사용후핵연료, 심지층처분장

I. Introduction

Korea started a national long-term R&D program for high-level waste (HLW) disposal technology development in 1997. The spent PWR and CANDU fuels are regarded as HLW for the time being because there is no further plan except for a spent fuel interim storage. The main purpose of this program was to establish a reference HLW repository system by the end of 2006.

The disposal concept being studied at present is to encapsulate spent nuclear fuels into corrosion-resistant containers. These spent fuel containers are then to be disposed in a mined underground facility located about 500 m below the surface in a crystalline rock mass. The container is designed for a safe disposal of spent fuel in a deep geological repository, which entails an evenly or unevenly distributed hydrostatic pressure from the underground water and a high swelling pressure from the saturated bentonite buffer. Hence, an engineered barrier system (EBS), mainly a disposal container, needs to be designed to withstand these high-pressure loads with the provision of a radiological safety during the proposed lifetime.

There are two kinds of disposal containers, corrosion resistance- or corrosion allowance-type, proposed by several advanced countries advanced with the HLW disposal technology. The corrosion resistance-type container consists of two parts. One is an outer shell for the corrosion resistance and the other is an insert for the mechanical strength. Double-layered composite container was introduced in Sweden [1,2] and Finland [3]. The lifetime of this container consisting of copper and steel was designed to be more than 100,000 years. This long lifetime of the container may guarantee that the radioactivity in the waste decreases to the level of a natural background within the container. The main function of the container is to confine the radionuclides in the waste package during the specified period.

Since 1997, the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) has been developing a Korea standard Reference disposal Container (KDC) to accommodate all the types of spent PWR and CANDU fuels generated from the domestic Nuclear Power Plants (PWR 16 units and CANDU 4 units), which satisfies the established functional/technical criteria under the normal and abnormal cases which may be found in a deep underground disposal. A prototype of the reference disposal container for the respective PWR and CANDU fuel has been designed through a set of mechanical structure analysis, radiation shielding and nuclear criticality analysis during the past years [4,5,6]. The basic concept in the designing process was to use the same overall sizes and component materials for both the PWR and CANDU fuels containers for a simple encapsulation and handling processes for an above and the underground facility. The previous study [7] showed that the diameter and height of the pre-conceptually designed KDC were 122 cm and 483 cm, respectively. The container size was determined by the diameter of the insert provided through the structural safety analysis rather than the radiation shielding analysis. The

insert has to be designed to withstand the hydrostatic pressure and the swelling pressure from the swelling of clay-based buffer material. Consequently the weight of the pre-conceptually designed disposal container was about 40 tons because of too conventional design criteria, which may cause some unexpected difficulties in the handling process and from an economical point of view.

In this paper, some engineering efforts to lessen the weight of the disposal container were examined. Sets of engineering analyses were conducted to renew the dimensions of the container and to remodel all the configurations of the container components. Additionally a new heat source term from the PWR spent fuels and boundary conditions was applied in the assessment of the pre-conceptual design of the insert of the disposal container for the PWR spent fuels. The results of the calculation were compared with the safety factor of 2.0. This study aims to provide the optimum size of the container from the aspects of the structural safety, nuclear criticality and radiation shielding safety.

II. Reference Spent Fuel and Container Description

1. Reference Spent Fuel

In a previous study [8], a reference spent fuel, encompassing a variability of the characteristics of all the existing and future spent fuels of interest was defined. Key parameters in the reference fuel screening processes were the nuclear and mechanical design parameters and the burnup histories for the existing spent fuels as of 2003 and for the future spent fuels with an extended burnup for the initial enrichments and their expected burnups. The selected reference fuel which is characterized in terms of the initial enrichment, burnup, dimension, gross weight and age is summarized as :

- types of the reference spent PWR fuel
  - ·fuel rod array : 17 x 17
  - ·total weight and dimensions : 665 kg, 21.4^2 cm^2 (cross-section) x 453 cm (length)
  - ·decay heat per assembly : 385 W/assembly
- initial enrichment and discharge burnup of the reference PWR fuel
  - ·nominal burnup case : 4.0 wt.% for 45,000MWd/tHM
  - ·cooling time before disposal : 40 years

Figure 1 shows the spent fuel inventories which are annually generated from the Korean Nuclear Power Plants and the trend of the average discharge burnup of the spent PWR fuel. At the end of 2004, the total amount of spent fuels accumulated was about 7,300 tHM (3,400 tHM for PWR and 3,900 tHM for CANDU). According to the National 2nd Basic Plan for Electric Power Demand and Supply, a total of twenty eight units will be in operation in 2017 and the generation rate of the spent fuel is expected to increase even more. Average burnup of the spent PWR fuel was revealed as ~36 GWD/MTU and ~40 GWD/MTU for the period of 1994-1999 and 2000-2003, respectively. From this trend, the average burnup of the spent PWR fuel is expected to exceed 45 GWD/MTU at the end of the 2000's.

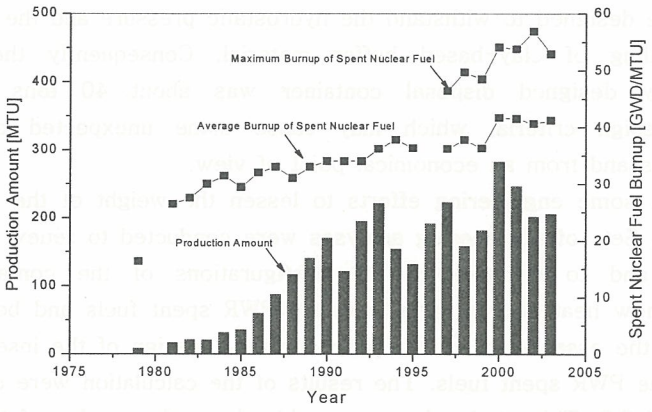
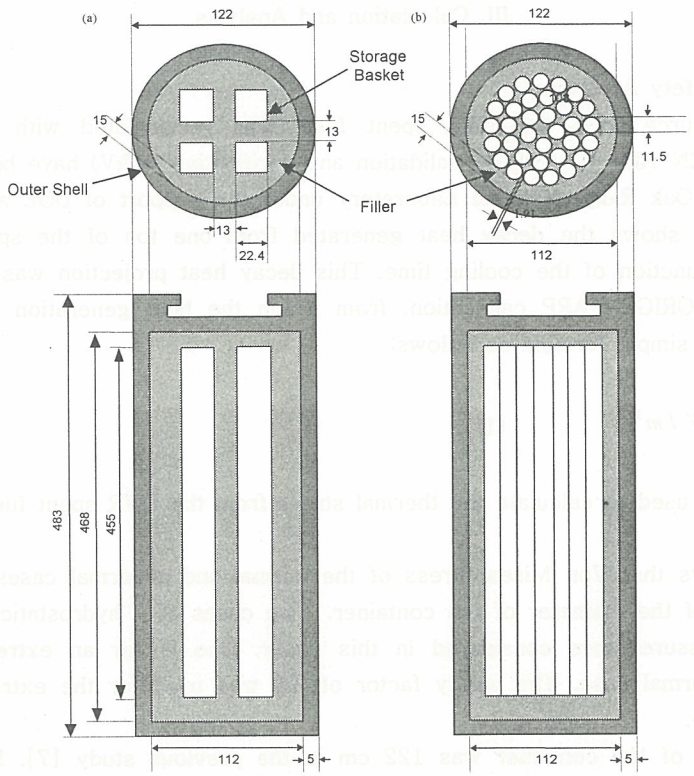


Fig. 1. Spent fuel inventories annually generated from the Korean Nuclear Power Plants and the trend of the average discharge burnup

2. Disposal Container

Figure 2 shows a schematic diagram of the Korea reference spent fuel Disposal Container (KDC) which has been developed to establish a Korea Reference disposal System (KRS), over the past years. As mentioned in the previous section, the overall sizes and component materials of the containers for both spent fuels are designed to be exactly identical to make the encapsulation and handling processes in the repository simple. Table 1 shows the technical criteria for developing the disposal container. In this table, values considered in Finland are also included for the reference.

The container being developed consists of two major components: a massive cast insert and a corrosion-resistant outer shell. The insert provides a mechanical strength and a radiation shielding, and it holds the fuel assembles in a fixed configuration. For the insert, carbon steel is considered as the design basis material. For a complete isolation of the waste for a long time, high nickel alloy, stainless steel or copper are considered as a candidate corrosion-resistant material for the outer shell. As shown in the figure, the outer shell contains the fuel storage baskets (4 square tubes for spent PWR fuel and 33 circular tubes for spent CANDU fuel) and the void space between the fuel storage basket and the outer shell is filled with carbon steel, called a cast insert. The loading capacity of the container was determined from a thermal analysis to confirm that the maximum thermal load on the container satisfies the thermal constraint of the clay-based buffer surrounding the container. The temperature at the buffer should be lower than 100 ℃ to maintain the physical and chemical properties of the buffer as the physical and chemical barriers in the disposal system. Consequently, thermo-mechanical analysis of the container under the expected and unexpected deep geological conditions showed that the proposed container could accommodate four spent PWR fuel assemblies or 297 CANDU fuels. The heat load from the PWR and CANDU containers are about 1.54 kW and 0.68 kW, respectively. The overall dimensions and design characteristics of the container are shown in Fig.2.



Canister Outer shell	Ni-Alloy (or Copper or SUS)	Ni-Alloy (or Copper or SUS)
Filler (void space in the container)	Carbon steel	Carbon steel
Capacity	4 PWR Spent Fuel Assemblies	297 CANDU Spent Fuel Bundles
Total No. of the Required Containers	11,375	2,926
Residual Heat in Canister	1,540 Watt	760 Watt
Total Volume of the container	5.64 m³	5.64 m³
Total Surface Area	19.67 m²	19.67 m²
Total Weight ☞Fuel wt. ☞Cast Insert ☞Outer shell (Case for Ni-alloy) (Case for Copper)	39,112 kg 2,660 kg 27,345 kg 9,107 kg 9,211 kg	39,099 kg 7,425 kg 22,567 kg 9,107 kg 9,211 kg

Fig. 2. Schematic diagram of the reference disposal container for spent PWR (a) and CANDU (b) fuels

Table 1. Technical Criteria for designing the Disposal Container

	KAERI	Finland
Duration of corrosion resistant	1,000 or 100,000 years	100,000 years
Maximum exposure rates	0.5 Gy/h	1 Gy/h
Criticality	K_{eff} < 0.95	subcritical
Temp. at the container surface	< 100°C	< 100°C
Load (Pressure) condition	Qualitatively stated	7 MPa + 7 MPa
Drop test condition	2.0 m	Not mentioned
Handling	Qualitatively mentioned	Strength of copper
Remaining	Initial defects less than 0.1 %	Gap between outer shell and insert: <5%

III. Calculation and Analysis

1. Structural Safety Analysis

The heat source from the PWR spent fuels was recalculated with the computer program, ORIGEN-ARP [9], whose validation and verification (V&V) have been performed extensively by Oak Ridge National Laboratory under the support of DOE and NRC since 1982. Figure 3 shows the decay heat generated from one ton of the spent PWR fuel material as a function of the cooling time. This decay heat projection was based on the results of the ORIGEN-ARP calculation, from which the heat generation rate could be expressed as a simple formula as follows:

$$q(50) = 1502.1\,W/m^3 \qquad (1)$$

This value was used to calculate the thermal stress from the PWR spent fuels.

Table 2 shows that Von Mises Stress of the normal and abnormal cases with respect to a variation of the diameter of the container. Two cases of a hydrostatic pressure and a swelling pressure were considered in this paper. One is for an extreme case and another for anormal case. The safety factor of 2.0 was used for the extreme case and the normal case.

The diameter of the container was 122 cm in the previous study [7]. Results of the structural analyses for five cases were compared to evaluate the suitability of the container insert as shown in Table 2. In this table, the smallest container with the diameter of 102 cm meets the safety factor of 2.0 for both the extreme load condition and the normal load condition. The distribution of the von-Mises stress for the extreme load condition is shown in Fig. 4.

Table 2. Results of the structural analysis

		102cm	107cm	112cm	117cm	122cm
Load Case 1	Max. Von Mises Stress (MPa)	80.5	77.5	74.7	72.3	70.0
	Safety Factor	2.5	2.6	2.7	2.8	2.8
	Max. Deformation (mm)	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7
Load Case 2	Max. Von Mises Stress (MPa)	65.8	62.2	61.7	61.4	57.4
	Safety Factor	3.0	3.2	3.2	3.3	3.5
	Max. Deformation (mm)	2.6	2.6	2.6	2.6	2.6

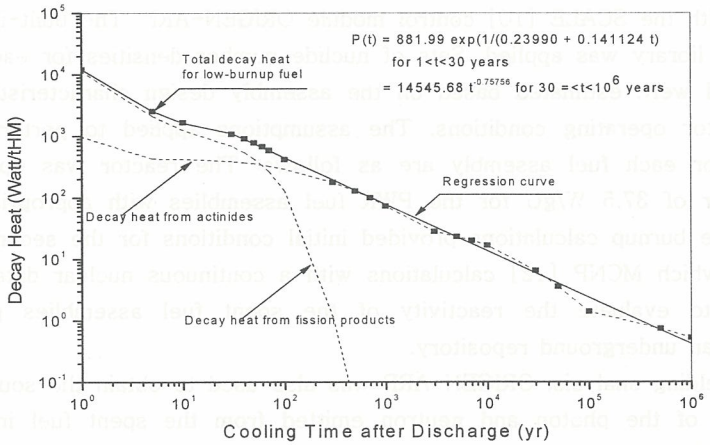


Fig. 3. Estimation of the Decay heat from the Reference spent PWR fuel.

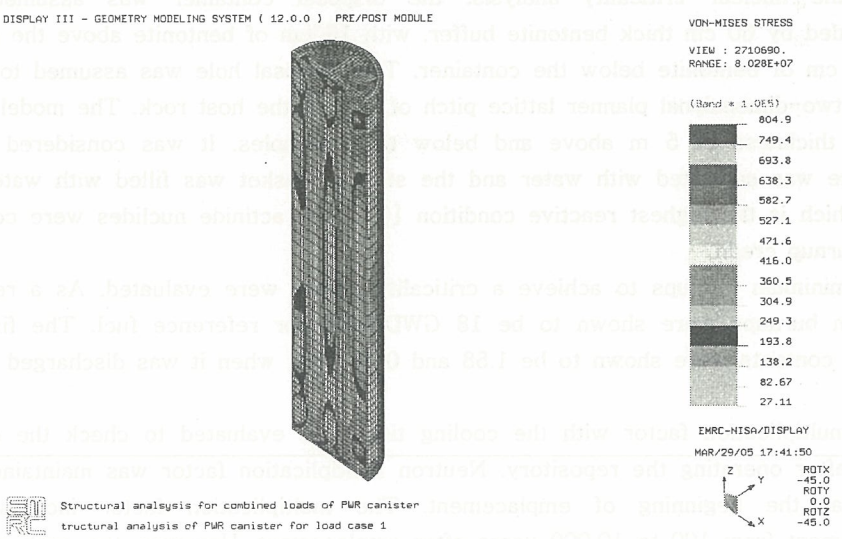


Fig.4. Results of the structural analysis of the container insert for load case 1

2. Nuclear Criticality and Radiation Shielding Analyses

Spent Fuel, Disposal Container, and Computational Tool

The characteristics of the spent PWR fuel and the basic structure of the disposal container for the calculation of a nuclear criticality and a radiation shielding are the same as those previously described. In this study, two steps were applied in the criticality analysis. In the first step, burnup calculations up to each discharge burnup were

undertaken with the SCALE [10] control module ORIGEN-ARP. The built-in PWR 17×17 cross section library was applied. Sets of nuclide number densities for each burnup and cooling period were estimated based on the assembly design characteristics, fuel type, and the reactor operating conditions. The assumptions applied to perform the burnup calculations for each fuel assembly are as follows: The reactor was operated with a specific power of 37.5 W/gU for the PWR fuel assemblies with appropriate showdown periods. These burnup calculations provided initial conditions for the second step of the analyses, in which MCNP [12] calculations with a continuous nuclear data library were implemented to evaluate the reactivity of the spent fuel assemblies placed in the containers in an underground repository.

For the shielding analysis, ORIGEN-ARP was also used to obtain the source intensities and spectrum of the photon and neutron emitted from the spent fuel in the disposal container. MCNP calculation was performed to evaluate the gamma and neutron dose rate from the container. A flat source distribution was assumed along the axial and radial direction.

Criticality Analysis

For the nuclear criticality analysis, the disposal container was assumed to be surrounded by 60 cm thick bentonite buffer, with 150cm of bentonite above the container and 50 cm of bentonite below the container. The disposal hole was assumed to form an infinite two-dimensional planner lattice pitch of 6 m in the host rock. The model included a rock thickness of 5 m above and below the boreholes. It was considered that the bentonite was saturated with water and the storage basket was filled with water of 1.0 g/cc, which is the highest reactive condition [5]. Only actinide nuclides were considered for a burnup credit.

The minimum burnups to achieve a criticality safety were evaluated. As a result, the minimum burnups were shown to be 18 GWD/MTU for reference fuel. The fissile and actinide contents were shown to be 1.58 and 0.04 wt%, when it was discharged from the reactor.

The multiplication factor with the cooling time was evaluated to check the criticality trends after operating the repository. Neutron multiplication factor was maintained below ~0.74 at the beginning of emplacement. The multiplication factor increased after emplacement from 100 to 10,000 years after emplacement. However, the peak value was revealed as about 0.78. The reason that the infinitive multiplication factor is increasing after 100 years is due to an increase of ^{235}U caused by a decay of ^{239}Pu with a 2 ,000-year half-life and a decrease of the neutron absorbers of ^{210}Pu and ^{241}Am.

Criticality safety was evaluated with the severe assumption that the container and bentonite disappeared, which allows the spent fuel to be surrounded by water. The distance between the assemblies and moderator density were varied from 0 to 13 cm and from 0.6 to 1.0 g/cc, respectively. When the moderator density is 1.0 g/cc and the assemblies are in contact with each other, the multiplication factor showed the highest value of 0.86717±0.00092.

Therefore, if the fuel assemblies are intact and the fissile nuclide is confined in a fuel rod, a criticality safety in a repository is not possible under the proposed design.

Radiation Shielding Analysis

According to the design requirement of the disposal container, absorbed dose from the surface of a container should be maintained below the limit of 0.5 Gy/hr to avoid a radiolysis and a subsequent corrosion. Photon and neutron absorbed dose rates in the water in the bentonite layer close to the container surface, calculated by the MCNP with MCPLIB2 library are given in Table 3. Absorbed dose rate at the bottom of the container is about 1.5 ~ 3 times higher than that at the side. It cant be concluded that current design satisfies the design limit, but the radiolysis caused by photon needs to be examined in detail in a further analysis.

As a lower dose rate is achieved, the more the benefits regarding a radiation protection during the emplacement operation of a waste package are possible. As the shield thickness increases to reduce the dose rate, however, the cost and weight increases. Therefore, from the aspects of the safety and cost points of view, the dose rate at the surface of the container should be weighed. It is clear that an additional shielding mechanism for a radiation protection should be developed in further work based on the results also listed in Table 3.

Table 3. Dose rate at the surface of the container

	Side		Bottom(Top)	
	Photon	Neutron	Photon	Neutron
Absorbed dose (Gy/hr)	9.86×10^{-2}(3%)[a]	4.75×10^{-5}(1%)	5.77×10^{-1}(4%)	7.10×10^{-5}(1%)
Exposure dose (Rem/hr)	8.11(3%)[a]	1.09×10^{-1}(1%)[a]	5.27×10^{1}(4%)	1.64×10^{-1}(2%)

[a] Percentage standard deviation

IV. Conclusions

The diameter of the container insert for the PWR spent fuels was determined based upon the structural analysis. The calculation shows that a 102 cm container meets the safety factor of 2.0 for both the extreme and normal load conditions. The remodeled container proposed in this study satisfies the nuclear criticality and radiation safety limits. Such a decrease in the diameter when compared to the previous container design results in a weight loss of the container by ~20 tons. And the volume of the buffer material necessary for the PWR spent fuel deposition holes could be reduced by about 3.94×10^{1} m^3 when compared with the previous study.

Acknowledgement

This work has been performed under the Nuclear R&D Program by the Ministry of Science and Technology.

References

[1] C.G. Andersson, P. Eriksson, and M. Westman, Status report, container fabrication, SKB TR-04-23 (2004).

[2] L.Werme, Design premises for container for spent nuclear fuel, SKB Technical Report TR-98-08, SKB (1998).

[3] H. Raiko, J.P.Salo, Design report of the container for nuclear fuel disposal, POSIVA-96-13 (1996).

[4] J.W. Choi, S.K. Kwon, C.H. Kang, and Y.J. Kwon, "A Reference Container Concept for Spent Fuel Disposal : Structural Safety for Dimensioning of the Reference Container,"Journal of the Korean Association for Radiation Protection, vol. 29, No. 1, pp. 49-55 (2004)

[5] D.K. Cho, J.W. Choi, J.Y. Lee, S.K. Kim, and P.S. Hahn, "A Preliminary Evaluation on Criticality Safety for Spent Fuel Disposal System,"Proc. of Korean Nuclear Society Spring Meeting, May 25-29, Gyeongju, Korea (2004).

[6] D.K. Cho, J.W. Choi, J.Y. Lee, H.J. Choi and S.K. Kim, "Evaluation of Radiation Shielding Performance of Disposal Canister Storing PWR Spent Fuels," Proc. Of Korean Nuclear Society Atomn Meeting, pp. 1188-1189, October 28-29, Yongpyong, Korea (2004).

[7] C.H. Kang, J.W. Kim, K.S. Chun, J.H. Park, W.J. Cho, J.W. Choi, J.O. Lee, Y.M. Lee, S.S. Kim, Y.S. Hwang, S.K. Kim, and S.K. Kwon, High-Level Radwaste Disposal Technology Development, Korea Atomic Energy Research Institute Report,KAERI/RR-2236/2002 (2002).

[8] C.H. Kang, J.W. Choi, W.I. Ko, S.K. Kim, Y.M. Lee, J.H. Park, and Y.S. Hwang, Reference Spent Fuel and Its Characteristics for the concept Development of a Deep Geological Disposal System, Korea Atomic Energy Research Institute Report, KAERI/TR-914/97 (1997).

[9] I.C. Gauld, S.M. Bowman, J.E. Horwedel, and L.C. Leal,ORIGEN-ARP: AUTOMATIC RAPID PROCESSING FOR SPENT FUEL DEPLETION, DECAY, AND SOURCE TERM ANALYSIS, Oak Ridge National Laboratory (2004).

[10] SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, ReV. 7(ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R7), Vols. I, II, III, May 2004, Oak Ridge National Laboratory (2004).

[11] I. I. C. Gauld, and O.W. Hermann, SAS2: A COUPLED ONE-DIMENSIONAL DEPLETION AND SHIELDING ANALYS MODULE, Oak Ridge National Laboratory (2004).

[12] J. F. Briesmeister, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory (2000).

고준위폐기물 처분용기 제작성 분석

Fabricability of the canister of high-level radioactive wastes

최희주, 전관식, 이 양, 조동건, 이종열, 최종원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

가압경수로형 사용후핵연료 처분용기에 대한 개념설계 및 안전성분석이 완료되어 이를 상용화하기 위한 단계로서 처분용기의 국내 제작성을 분석하였다. 용기의 내부구조물 제작성 확인을 위하여 실규모 용기의 직경 1/2, 길이 1/5인 소규모 용기를 설계하였다. 직경에 비해 길이가 크게 줄어 주조시 예상되는 사용후핵연료 바스켓의 변형을 관찰하기에는 적합하지 않았으나 이에 대한 문제는 향후 용기 규모를 확대하며 해결하여야 할 것으로 판단되었다. 용기의 제작 공정에 대해 검토하고 절차를 수립하였다. 처분용기 내부구조물은 주조를 통해 제작할 계획이며, 이를 위한 주형틀 개념을 제시하였다. 개념설계 된 소규모 용기에 대해 구조 해석을 수행하고, 구조해석 결과로부터 시험용기의 강도 시험을 위한 시편 채취 위치를 선정하였다. 용기 제조 후 시험 방안을 수립하였다.

1. 서론

한국원자력연구소에서는 고준위폐기물 한국형처분시스템을 구성하는 인공방벽의 하나인 처분용기를 개발하고 있다. 국내 원자력발전소에서 발생하고 있는 사용후핵연료는 그 형태상 크게 가압경수로형과 CANDU형 2가지로 구분된다. 가압경수로형의 경우 각 발전소별로 그 형상의 차이가 약간은 있으나 1가지 형태의 처분용기를 이용하여 처분할 예정이다. 월성의 CANDU형 사용후핵연료는 구조가 크게 달라 별개의 용기를 개발하고 있다.

과거에 수행되었던 원자력중장기 2단계 연구[1, 2]를 통하여 개발된 처분용기는 2중 구조로 되어 있으며, 그 직경은 122 cm이다. 사용후핵연료를 포함한 이 용기의 중량은 대략 39톤에 이르며, 이와 같은 과도한 중량은 처분시설을 구성하는 취급 시스템의 설계를 매우 어렵게 하였다. 원자력중장기 3단계 연구에서는 처분용기 경량화를 위하여 용기 무게의 대부분을 차지하는 내부구조물(insert)의 크기를 최적화하기 위한 연구를 수행하였다[3]. 현재 진행 중인 3단계 연구결과 사용후핵연료 배열 방식에 따라 2가지의 처분용기 (KDC-1과 KDC-2; 그림 1 참조)를 개발하였다[4]. 개발된 처분용기는 기존의 용기에 비해 약 10톤 정도 가볍다. KDC-2 용기의 특성은 용기의 추가 감량이 가능한 구조이다.

3단계 연구를 통하여 개발된 처분용기(KDC-1)에 대하여 핵임계해석, 방사선 차폐해석, 구조해석, 열해석을 통하여 안전성을 분석하였으며, 안전성 분석결과 KDC-1 처분용기는 현재 고려되고 있는 지하 500 미터의 처분환경에서 그 안전성이 확인되었다. 개념설계 된 용기를 실용화하기 위해서는 그 제작성이 확인되어야 한다. 처분용기(KDC-1)가 비록 경량화에 성공하였으나 여전히 그 무게는 사용후핵연료를 포함할 경우 약 30톤 정도로 처음부터 실규모의 용기 제작에는 어려움이 있다. 처분용기 제작에 필요한 요소기술을 검토하기 위하여 실규모 용기에 비해 직경 1/2, 높이 1/5 크기의 용기를 설계하였다. 본 논문에서는 처분용기의 소규모 용기 제작 계획을 수립하였으며, 이를 통하여 처분용기 제작성을 검토하였다. 고준위폐기물 처분연구 수행 경험이 많은 스웨덴의 경우 처분용기 제작 경험이 가장 풍부하며, 2004년 초를 기준으로 20개의 내부구조

물과 34개의 외부 구리용기를 제작한 경험을 갖고 있다[5].

본 논문의 목적은 고준위폐기물 처분용기(KDC-1)의 소규모 용기 제작 계획을 수립하고 검토하는 것이다. KDC-1 처분용기를 고려하여 소규모 처분용기를 설계하였으며, 제작 절차를 분석하였다. 설계된 소규모 용기에 대한 구조해석을 NISA 프로그램을 이용하여 수행하였으며, 해석결과로부터 제작 후 강도시험 시편 채취 지점 등을 결정하였다. 제작된 소규모 용기에 대한 시험 방안을 제시하였다.

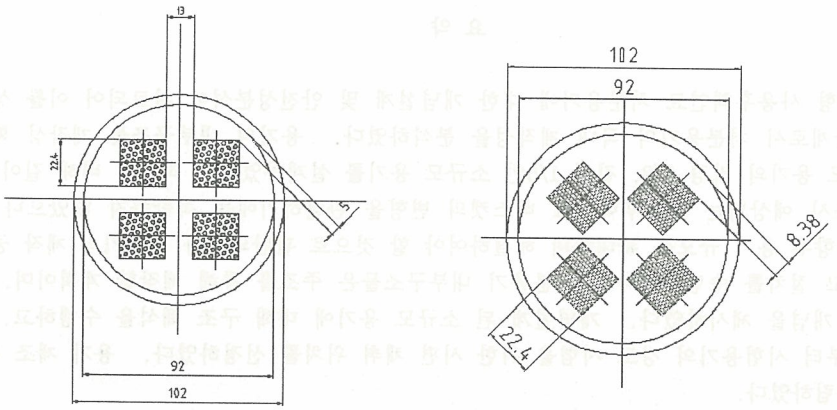


Fig. 1. Schematic of KDC-1 and KDC-2.

2. 용기구조 및 구조해석

본 연구에서 고려하고 있는 처분용기의 구조는 KDC-1 형태이며, 외부용기의 재질은 구리, 내부구조물의 재질은 nodular cast iron이다. 소규모 용기를 제작하기 위해서는 실 규모 용기를 적절한 비율로 축소하여야 한다. 처분용기의 직경은 102 cm, 길이는 약 483 cm 이며, 바스켓 한 변의 길이는 22.4 cm 이다. 이와 같은 긴 구조물을 직경과 높이를 동일한 비율로 축소할 경우 사용후핵연료가 놓이게 되는 바스켓 부분이 너무 작게 된다. 따라서 본 연구에서는 소규모 용기의 중량 등을 고려하여 별다른 해석 없이 높이에 대해서는 1/5, 직경에 대해서는 1/2로 축소하여 제작하기로 결정하였다. 처분용기 내부구조물의 중량은 실 규모의 경우에는 15톤 정도이나 이와 같은 규모로 축소하여 제작할 경우 중량은 약 800 kg 정도이다.

소규모 용기의 제작 목적은 제작성을 확인하는 것 외에도 용기 제작 후 용기에 관련된 제반의 테스트를 수행하는 것이다. 처분용기가 갖추어야 할 가장 중요한 특성의 하나는 기계적 강도를 유지하는 것이며, 제작된 소규모 용기로부터 기계적 강도 시험 시편을 채취하기 위한 지점을 구조 해석을 통하여 결정하였다. 이를 위하여 소규모 용기의 내부구조물에 대한 구조 해석을 수행하였다. 용기의 구조 해석에는 유한 요소법을 이용하고 있는 NISA 프로그램을 이용하였다. 계산에 이용된 내부구조물의 기계적 특성은 표 1에 나타난 바와 같다. 내부구조물의 재료인 nodular cast iron의 경우 밀도가 다른 철강 제품에 비해 비교적 작은 7.2 g/cm^{3}이다 [6]. 계산에 이용된 하중 조건은 KDC-1 설계에 이용하였던 정상 조건을 이용하였다(그림 2 참조). 정상조건으로는 지하수압 5 MPa과 완충재 팽윤압 7 MPa를 합한 12 MPa를 고려하였다. 그림 3에는 NISA 컴퓨터 프로그램을 이용하여 구조 해석에 이용한 유한요소 모델을 나타내었다. 구조해석 결과는

von-Mises stress와 변위를 이용하여 나타내었다. 계산 결과는 그 값의 크기보다는 최대 응력과 최대 변위가 발생하는 위치에 중점을 두었다. 구조해석 결과를 그림 4와 그림 5에 von-Mises stress와 변위로 나타내었다. 그림 4에 나타난 바와 같이 계산 결과 사용후핵연료가 위치할 바스켓의 상하부에 응력이 집중되었다. 계산결과는 용기 제작 후 강도 시험을 위한 시편 채취 지점 결정에 활용되었다.

Table 1. Mechanical properties of KDC-1 canister material

Material	Density (kg/m^3)	Young's Modulus (MPa)	Poisson's Ratio	Yield Stress (MPa)
Nodular cast iron	7,200	162	0.3	235(at 100℃)

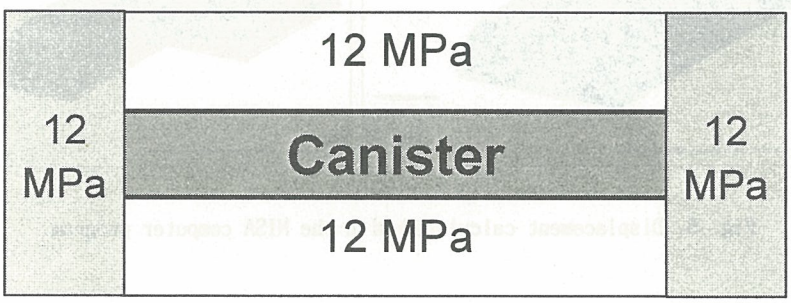


Fig. 2. Load condition used for the structural analysis.

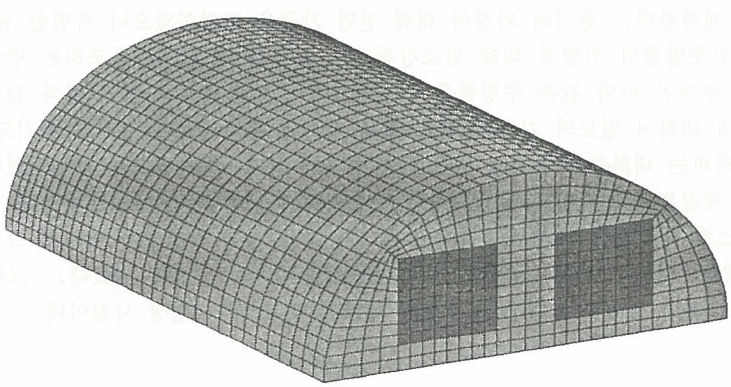


Fig. 3. Finite element model used for the NISA calculation.

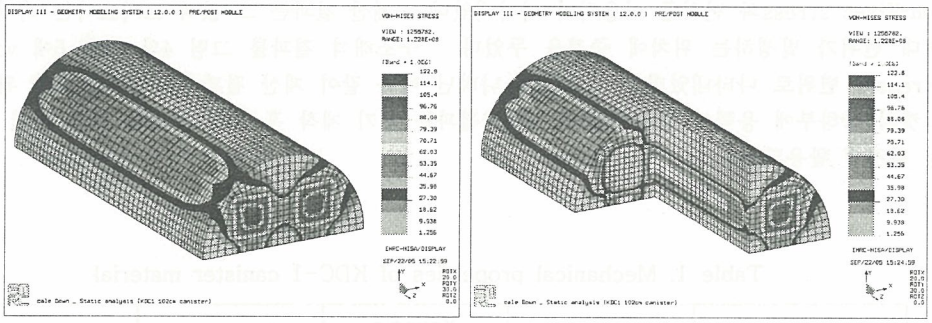


Fig. 4. von-Mises stress calculated with the NISA computer program.

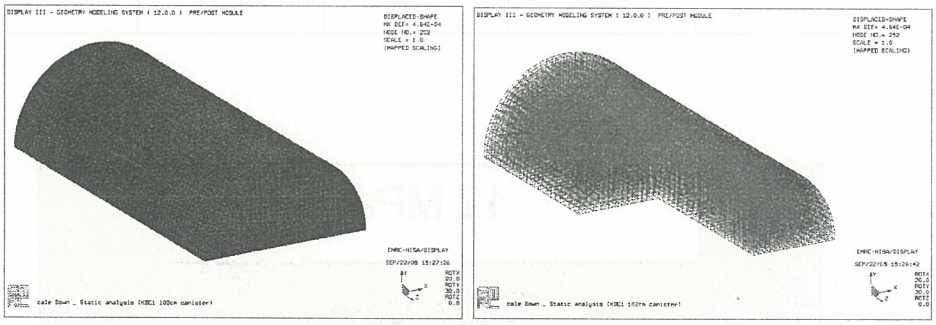
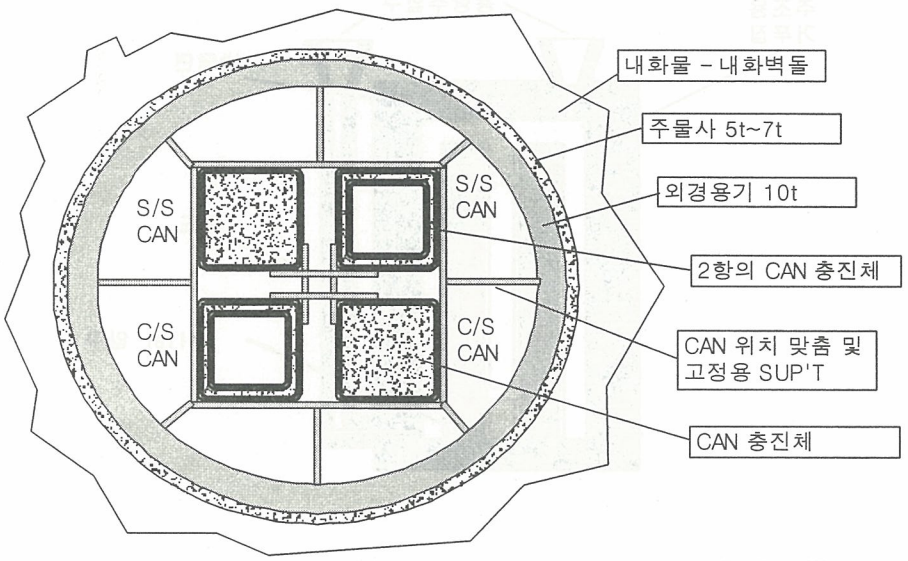


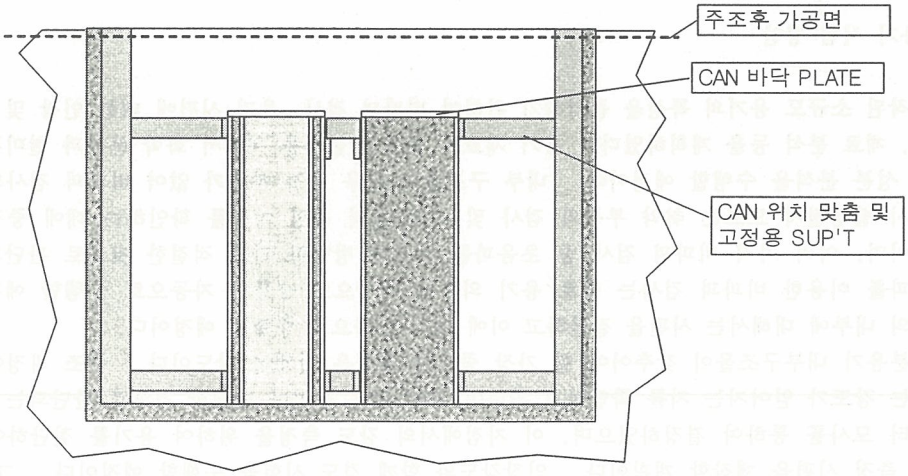
Fig. 5. Displacement calculated with the NISA computer program.

3. 용기 제작 방안

소규모 용기 제작을 위하여 먼저 내부구조물 제작 절차를 작성하였다. 내부구조물의 재료는 주 구조물은 nodular cast iron이며, 사용후핵연료를 넣는 바스켓은 스테인레스강이다. 용기는 주조를 통해서 제작한다. 용기의 외경에 대해 전면 가공을 고려하였으나 특별한 공차가 없을 경우 주조 전에 원주방향의 외형에 대해 탄소강판으로 용기를 제작하여 주조하는 방안이 고려되어 [7], 그림 6에 주어진 바와 같은 주형틀을 제시하였다. 그림 6에 주어진 바와 같이 제작된다면 처분용기 외경에 대하여 별도의 가공이 필요 없을 것으로 판단되었다. 외경 용기도 외부에 주물사를 두고 그 외피는 내화물로 용기를 만든다면 변형이 크지 않을 것으로 예상되었다. 사용후핵연료 바스켓의 재질로서 스테인레스강 외에 탄소강을 사용하는 방안을 검토하였다. 즉 4개의 사용후핵연료 바스켓 중 2개에 대해서는 탄소강을 이용하는 것을 시험하기 위하여 그림 6에 나타난 바와 같이 설계하였다. 주형틀 전반에 대한 개념도를 그림 7에 나타내었다. 그림 8은 소규모 용기 제작을 고려하고 있는 주형틀을 이용하여 주조를 하고 있는 현장 사진이다.



(a)



(b)

Fig. 6. A mould for the fabrication of a small scale canister [6].

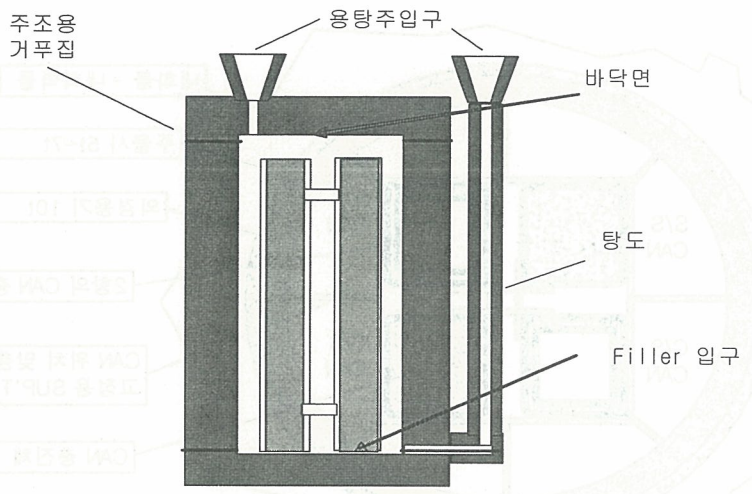


Fig. 7. Conceptual drawing of the mould for the small scale canister.

4. 용기 시험 방안

제작된 소규모 용기의 특성을 분석하기 위하여 비파괴 검사, 용기 시편에 대한 인장 및 피로도 검사, 재료 분석 등을 계획하였다. 용기 재료의 균일성 분석을 위해서 화학 분석과 현미경을 이용한 성분 분석을 수행할 예정이다. 내부 구조물의 경우 용접 부위가 없어 비파괴 검사의 경우 주조시 발생될지 모르는 취약 부분의 검사 및 기포 등의 생성 여부를 확인하는 데에 중점을 둘 예정이며, 여러 가지 비파괴 검사 중 초음파를 이용한 방법이 가장 적절한 것으로 판단되었다. 초음파를 이용한 비파괴 검사는 주로 용기 외부를 대상으로 수동과 자동으로 수행할 예정이며, 용기의 내부에 대해서는 시편을 절단하고 이에 대해 수동으로 수행할 예정이다.

처분용기 내부구조물이 갖추어야 할 가장 중요한 특성은 기계적 강도이다. 주조 과정에서 요구되는 강도가 얻어지는 지를 확인하기 위하여 가장 많은 응력이 발생할 것으로 판단되는 지점을 컴퓨터 모사를 통하여 결정하였으며, 이 지점에서의 강도 측정을 위하여 용기를 절단하여 인장강도 측정 시편을 제작할 계획이다. 인장강도와 함께 경도 시험을 수행할 예정이다. 그림 9는 핀란드에서 현재 개발 중인 처분용기를 시제품으로부터 시편을 절단하는 모습이다 [8].

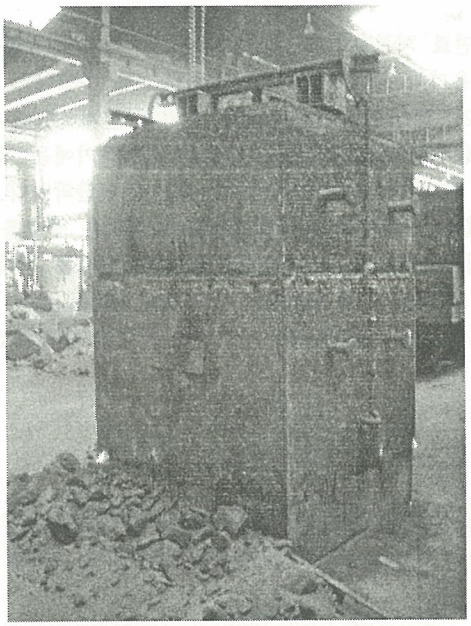


Fig. 8. A picture of the mould for the small scale canister.

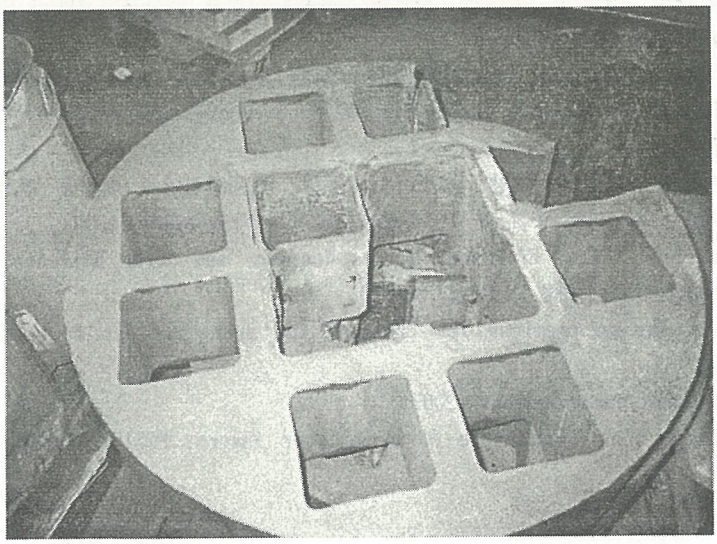


Fig. 9. Preparation of samples for tensile strength from the canister[POSIVA WR 2003-59].

5. 결론

가압경수로형 사용후핵연료 처분용기에 대한 개념설계 및 안전성분석이 완료되어 이를 상용화하기 위한 단계로서 처분용기의 국내 제작성을 확인하고자 하였다. 소규모 용기 제작을 위하여 실규모 용기의 직경은 1/2, 길이는 1/5인 소규모 용기를 설계하였다. 직경에 비해 길이가 크게 줄어 주조시 예상되는 사용후핵연료 바스켓의 변형을 관찰하기에는 적합하지 않았으나 이에 대한 문제는 향후 용기 규모를 확대하며 해결하여야 할 것으로 판단되었다. 용기의 제작 공정에 대해 검토하고 절차를 수립하였다. 처분용기 내부구조물의 제작은 주조를 통해 제작할 계획이며, 이를 위한 주형틀 개념을 제시하였으며 국내 제작성을 현장 실사를 통해 점검하였다. 개념설계 된 소규모 용기에 대해 구조 해석을 수행하였다. 구조해석 결과로부터 시험용기의 강도 시험을 위한 시편 채취 위치를 선정하였다. 용기 제조 후 시험 방안을 수립하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다. 또한 용기제작 절차 등 결정에 많은 경험을 나누어 주신 두산중공업의 권태호님께 감사드립니다.

참고문헌

1. Kang, C. H. et al., High-Level Radwaste Disposal Technology Development, KAERI/RR-2236/2002 (2002)
2. 최종원, 전관식, 최희주, 조동건, 한필수, 사용후핵연료 처분용기(KDC-1)의 예비개념설계연구, KAERI/TR-2936/2005 (2005).
3. Heui-Joo Choi, Yang Lee, Dong-Keun Cho, Jong Youl Lee, and Jongwon Choi, Mechanical Dimensioning of the Canister Insert for PWR Spent Fuels, 2005 춘계 한국원자력학회 학술발표회 (2005)
4. 최희주, 이종열, 조동건, 이양, 김성기, 최종원, 사용후핵연료 배열을 개선한 고준위폐기물 처분용기 개발, 2005년도 춘계 한국방사성폐기물학회 학술발표회 (2005).
5. Andersson, G-G., Peter Erikssom, Marika Westman, and Goran Emilsson, Status report, canister fabrication, SKB TR-04-23 (2004).
6. Lars Werme, Design premises for canister for spent nuclear fuel, Technical Report TR-98-08 (1998).
7. 권태호, personal communication (2005).
8. Heikki Raiko, Test Manufacture of a Canister Insert, POSIVA Working Report 2003-59 (2003).

제2-2분과
방사성폐기물 처분
(Poster)

빈 면

Performance Test of SGS to Measure the γ-Activity from 200L Drum

Kyung-Kil Kwak, Young-Gerl Ryu, Yong-Young Ji and Ki-Hong Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yusong-gu, Taejon

krs@kaeri.re.kr

Radioactive waste assay system was designed, manufactured to exclude worker's exposure and to measure the individual nuclide's activity inhomogeneous and non-homogeneous waste drum, accurately. After measuring the activity of a representative ɣ-emitters(Co-60, Cs-137), automatically, this assay system can be calculated total activity by utilizing scaling factor.

Our SGS(Segmented Gamma Scanning System) devide a waste drum into 8 segments vertically, and also one segment into 8 sectors to minimize the error, and the activities from the homogeneous and non-homogeneous waste drum can be determined by using matrix correction methods such as transmission ratio, differential peak absorption and mean waste density correction, individually or by combination.

An optimum operating conditions of our system was induced by evaluating the affecting factors(drum's rotation speed, measuring time, source position and methods attenuation correction) for the measurement of activity.

Drum must be rotated to measure the activity emitting from all surface of drum so that we have evaluated how much the drum rotation speed affect the measuring result good. 5 rpms (8, 9, 10, 11, 12 rpm) as a rotation speed, are selected. And it is desirable to take the measurement time long, but it takes long time to analyze one waste drum. On the basis of the average 30 minuites to measure one drum, the relation between the measure time and their measured value was investigated.

We evaluated the results obtained according to change the positions of standard source in various model drum and also evaluated Non Uniformity Correction (NUC) Method (with the average density, the transmission method and the differential peak absorption method) to correct the density of drum.

Finally the results of the performance test were shown in Table 1~ 3, Fig. 1. As shown in results, the measurement error in our system was about 10 % in a very low-level standard gamma source(Co-60 ; 93 μCi and Cs-137 ; 86 μCi) and was less than 30% in a very low-level standard gamma source(Co-60; 8.7 mCi and Cs-137 ; 9.3 mCi) located in the center of model drum (density ; 1.1 g/cc).

The minimum detectable limit was 1.0 mR/hr. in the surface dose rate of radwaste drum.

Table 1. Analysis Results According to the Change of Drum Rotation Speed

Drum Type	Rotaion, Rpm	Co-60, μCi	Cs-137, μCi	
Wood (d=0.68)	8 9 10 11 12	81 ± 21 99 ± 22 86 ± 21 111 ± 24 96 ± 20	88 ± 36 94 ± 30 85 ± 13 121 ± 39 96 ± 32	- Meas. time : 50 sec/segment - Std. Source : Co-60, 93μCi, Cs-137, 86μCi - Source Position : 3, 5

Table 2. Analysis Results According to the Change of Measuring Time

Drum Type	Meas. Time(sec)	Co-60, μCi	Cs-137, μCi	
Wood (d=0.68)	50 100 150 200 300	3.9 ± 1.1 4.0 ± 0.9 4.5 ± 1.0 4.6 ± 1.0 10.0 ± 1.7	2.7 ± 1.1 3.5 ± 1.4 4.1 ± 1.5 4.4 ± 1.6 10.6 ± 3.8	Co-60, 10.5 μCi Cs-137, 10.3 μCi
Paraffin (d=1.1)	100 200	11,300 ± 5,600 11,300 ± 7,500	19,200 ± 17,800 19,200 ± 23,900	Co-60, 8.7 mCi Cs-137, 9.3 mCi

Table 3. Analysis Results Applied With and Without Non Uniformity Correction

Source Position	Co-60		Cs-137		
	With	Without	With	Without	
3, 5	0.99	1.25	1.11	1.52	- 100 s/segment - Co-60, 93 μCi Cs-137, 86 μCi
5, 5	1.02	1.68	1.01	1.95	
6, 5	1.05	1.73	1.20	2.32	
7, 5	0.92	1.85	1.00	2.48	
8, 5	1.23	1.87	1.29	2.56	
9, 5	0.88	1.88	1.02	2.76	

o Drum Type : wooden(d=0.68), the value means the measured value/the standard value.

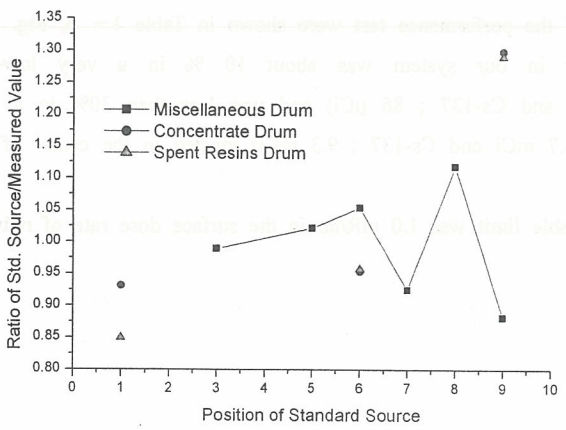


Fig. 1. Analysis Results according to the Change of the Position of Standard Source

Modification of SGS System for Application to Various Sized Drums

Young-Gerl Ryu, Kyung-Kil Kwak, Yong-Young Ji and Ki-Hong Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-dong, Yusong-gu, Taejon

ryuyg@kaeri.re.kr

To dispose the radioactive waste drums, the waste form's integrity and the nuclides' inventories must be assured according to the national and site waste acceptance criteria. Because they might be would gravely affected the performance objectives of disposal site. Our national regulation for the waste inventory related to "Radioactive Waste Acceptance Criteria" requires that the activities of 13 nuclides and gross α must be measured and the 95 % of nuclides incorporated in the drum must be identified.

It is very difficult to measure the radioactivity with accuracy from the regulated waste drum(200L), and have a large error in the analysis results. In present, there are two system, SGS (Segmented Gamma Scanning System) and TGS (Tomographic Gamma Scanning System) for the analysis of radionuclides from the waste drums. In general, it is known that the accuracy of TGS is below 20 % and that of SGS is below 30 %. The accuracy of TGS is better than that of SGS. But it is sure that TGS has no economic benefit because of the high expensive, the difficult operation, limits in the measurement of a certain drum (high density, high level) and a long time of measurement. It is not important to know the distribution of activities in drum.

Therefore for the minimization of the measurement error in SGS, the competition against to the TGS, and for the application to the various drum (100 ~ 350L), we modified the existing SGS system such as the easy control of the distance between detector and drum so that it is possible to change the number of segments of drum by changing the aperture of collimator(horizontal and vertical) or by moving the detector(Fig. 1). And also we prepared the mass attenuation file similar to the real drum (chemical composition, ratio of waste and matrix).

First of all, we carried out the performance test with two model drums (200L drum of which density is 0.34 and 1.9 g/cm^3) with a low activity standard source. The results are presented in Table 1 and Fig. 2. The results measured in 10 segmented drum was better than that in 8 segmented drum, and their error were below 12%(in low density, d = 0.34), 9%(in high density, d = 1.9). In conclusion, we could find that our system have a performance like to the TGS except the distribution of activities in a drum and can be applicable to the various drums by changing the distance between detector and drum, so can be applied to the drums which TGS system does not analyze drum (for example, high density, high activities and large volume).

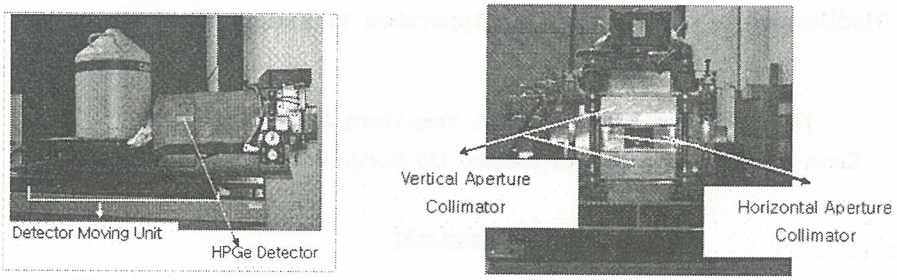


Fig. 1. SGS system modified in detector mover and collimator

Table 1. Analysis results measured in a short distance (10 segments)

Drum Type	Meas. Time(sec)	Co-60	Cs-137	
Cork D=0.34	60	52.311 ± 5.378	89.916 ± 16.098	Standard source Co-60, 47.87 μCi Cs-137, 101.16 μCi
	120	52.140 ± 5.136	91.318 ± 15.860	
	180	53.114 ± 5.240	94.145 ± 16.520	
	240	53.676 ± 5.269	93.198 ± 16.380	
	300	52.117 ± 5.121	91.947 ± 16.211	
Sand D=1.9	90	49.827 ± 27.697	103.840 ± 108.690	
	120	50.295 ± 26.985	98.954 ± 99.930	
	180	50.631 ± 27.028	93.840 ± 94.228	
	240	53.230 ± 28.022	101.550 ± 100.610	
	300	49.521 ± 27.776	95.876 ± 94.836	

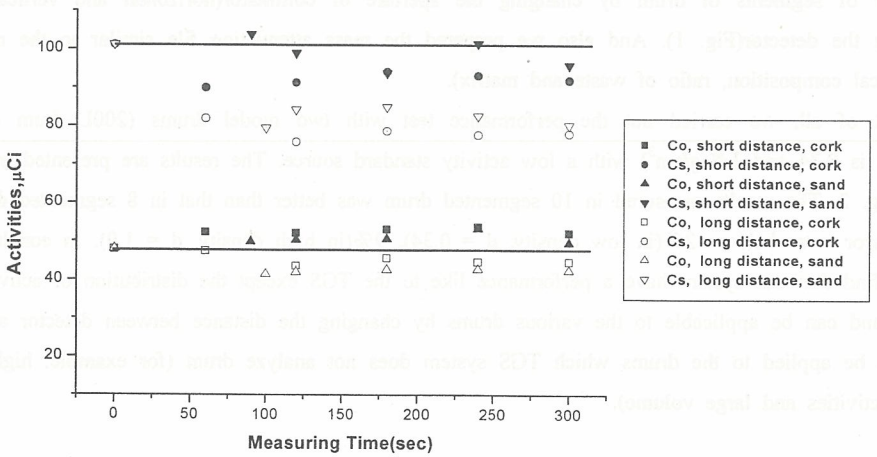


Fig. 2. Activities of Co-60, Cs-137 measured in 8 and 10 segmented drums(200L)

방사성폐기물 인증 프로그램 계획

안섬진, 김태국, 이영희, 강일식, 이강무, 손종식
한국원자력연구소 대전시 유성구 덕진동 150번지

nsjahn@kaeri.re.kr

요 약

최근에 개정된 과기부 고시 "중.저준위 방사성폐기물 인도규정"에서는 폐기물시설운영자는 처분 전 방사성폐기물이 인도규정에 적합함을 보장하기 위한 계획을 수립하여 운영할 것을 요구하고 있다. 현재 국내 건설이 추진 중인 방사성폐기물처분시설에서도 방사성폐기물 인수기준이 수립될 것이다. 이에 따라 방사성폐기물시설운영자는 방사성폐기물이 이들 규정 및 기준에 만족하는지를 확인하는 절차를 개발하여 폐기물이 인수기준에 만족함을 인증하고 모든 인증서류를 폐기물의 처분 시에 제출하여야 한다. 따라서 한국원자력연구소에서 발생되는 방사성폐기물의 인수기준 만족여부를 확인하는 기초단계의 방사성폐기물 인증프로그램계획을 개발하였다. 이 프로그램에는 폐기물 인증을 위한 조직, 인증프로그램 요건 및 인증절차를 포함한다.

1. 조직

인증프로그램을 위한 조직은 폐기물시설책임자의 책임 하에 인증관리팀장, 인증원, 인증검사원을 둔다. 폐기물처리시설책임자는 인증활동이 원활히 수행될 수 있도록 기술적 행정적인 지원을 하고, 인증관리팀장은 인증활동의 감독, 검토, 승인, 보고를 한다. 인증원은 직접 현장에서 인증활동을 수행 하여 폐기물의 수집, 처리, 포장, 특성규명의 과정에서 인수기준을 만족하는지 기록된 정보를 비교하여 부적합사항이 있을 경우 시정조치토록 한다. 인증검사원은 모든 인증과정에서 폐기물의 정보기록이 기준을 만족하는지 확인하고 인증서류 일체를 유지한다. 품질보증책임자는 품질보증계획 및 절차를 개발 운영하여 인증활동에 대한 품질보증지원을 하도록 한다.

2. 인증프로그램 요건

인증프로그램에 포함되어야 할 요건으로는 폐기물의 방사성 및 물리화학적 특성을 규명하는 방법 및 그 절차, 폐기물의 발생공정을 포함하는 발생자에 의하여 수집 가능한 정보, 폐기물의 내용, 치수, 무게 등의 기본적인 정보, 방사성 및 화학적 안정성을 입증하는 자료, 폐기물드럼의 인식부호 부여 및 관리, 각종 기록의 저장, 등 인증자료의 생산, 확인, 관리하는 절차를 인증프로그램 요건으로 포함시켰다. 그 외에 폐기물의 부피감용 및 부피 최소화 방안, 규제해제 폐기물의 분리 절차 등을 포함시킬 예정이다.

3. 인증절차

인증절차는 발생된 폐기물을 각 스트림별로 분류하여 스트림별로 정보자료를 수집 관리하고 제공된 정보는 폐기물의 시험, 특성규명 및 인증활동으로 통하여 취득한 정보로 보완이 된다. 시험 및 인증활동을 통하여 인증 관리되어야 할 정보자료는 대략 다음과 같다.

인수기준요건상의 방사성핵종(95%에 해당하는 핵종 포함) 및 농도

- 방사성, 물리화학적 특성 및 그 안정성

- 부식성, 폭발성, 유해성 물질의 유무와 양, 인화성 휘발성인 유기물질 유무와 양
- 수분함유량, 표면선량율, 표면오염도, 폐기물 포장물의 무게 와 치수 등
- 용기의 인식 및 식별 관리부호

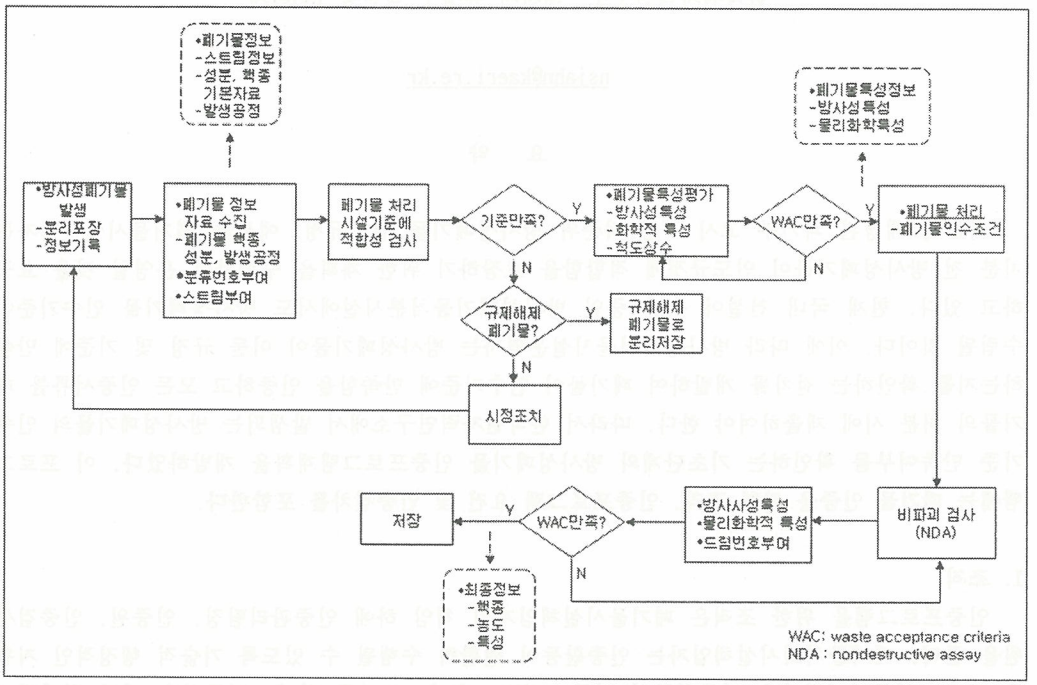


그림 1. 방사성폐기물 인증 체계

4. 결 론

이 폐기물인증프로그램계획은 한국원자력연구소에서 발생되는 방사성폐기물이 처분장 인수기준에 만족하는지를 확인하는 초보적인 인증프로그램이다. 앞으로 보완이 필요하며 효과적인 인증을 위하여 인증 수행과정에 필요한 몇 가지 관련 절차서를 개발하여야 한다.

방사성핵종규명을 위한 방법과 절차를 개발하여야 하고, 폐기물의 물리화학적 특성규명을 위한 시험 및 절차를 개발하여야 할 것이다. 방사성폐기물을 효과적으로 관리하기 위해서 바코드시스템을 도입하고 처분장 인수기준 준수여부를 확인 인증하기 위한 각종 새로운 양식을 개발할 필요가 있다. 예상되는 폐기물의 처분장 인수기준을 기초로 폐기물발생자가 폐기물 인수기준을 준수할 수 있도록 하는 폐기물 관리절차서, 폐기물의 인증활동이 폐기물의 인수기준을 준수하는지 보증하는 품질보증절차서, 방사성폐기물 발생량의 최소화를 위한 절차서, 규제해제폐기물 분류절차서 등을 개발할 필요가 있다.

방사성폐기물 처분장의 건설이 되고 처분장 인수기준이 수립되면 그에 맞는 폐기물의 인증절차서가 완성될 수 있을 것이며 이에 필요한 부차적인 조치 및 절차에 대한 준비를 하여야 한다.

A Material Balance Method for Estimating the Radionuclide Inventory Accumulated in LILW Radioactive Waste Based Upon Operating History of a NPP

Taeman Kim and Jooho Whang

Department of Nuclear Eng. College of Advanced Technology, Kyung Hee Univ., Kiheung, Yongin, Kyunggi, South Korea

To dispose of radwaste in a repository, the safety of disposal must be ensured. To this end, the source term and accumulation inside the radwaste must be assessed, and countries around the world, which are operating or planning to have repositories, have established related laws and regulations and presented the direct/indirect estimation method with proven validity as the radionuclide accumulation estimation method. In this study a method for estimating the radionuclide accumulation of radwaste utilizing the material balance technique, one of the indirect estimation methods, was developed. This method is characterized by the utilization of the water quality(radiational) measurement data, collected during the operation of an NPP, in front and back of the purification system. To confirm the applicability of this calculation program, this study conducted an application estimate during the 9th planned preventive maintenance of Gori Unit No. 4, one of the commercial NPP in Korea. First of all, to ensure that the technique developed in this study is assessed accurately, this study utilized the data regarding the radionuclide removal in the purification system during the shutdown water chemistry control('SCALP'). The target nuclides were Co-60 and Co-58, and it turned out that the relative error was less than 1%. The estimation result was compared with the result of direct measurement of the radwaste during the corresponding period as presented by commercial power plants. The result showed that the quantity of Co-60 measured by the direct method was about 50% less than that calculated by the technique developed in this study. In addition, this study applied a foreign scaling factor to the values estimated by the technique to calculate the accumulation of important difficult-to-measure radionuclides and compared them with the values measured by the direct method. The compared values show about 40-90% or greater differences depending on which radionuclide it is. This finding leads to the conclusion that this technique can be an important estimation tool that can make up for the limitations and errors of the direct estimation method. However, Until now the radionuclides chosen for this estimation have been limited to radionuclides which are corrosion products. Furthermore, future estimations must be performed on the basis of data from commercial nuclear power plants concerning radionuclides that are fission products and ultrauranic elements, and unique scaling factors.

방사성폐기물드럼 핵종분석에서 감마선 감쇄보정 방법들의 비교 평가

지영용, 유영걸, 곽경길, 김기홍

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yyji@kaeri.re.kr

적절한 교정표준의 사용과 드럼 내에서 방출되는 감마선의 감쇄보정은 감마선 비파괴분석에서 중요할 뿐만 아니라 아주 밀접한 관계에 있다. 일반적으로 교정표준에는 에너지 및 선원 위치의 함수로서 검출기 효율과 측정선원에 대한 감마선 방출율, 계측위치에서의 기하학적 효율 그리고 측정 샘플의 크기 및 형태로 나눌 수 있다. 실제 감마선 측정에 있어서는 측정하고자하는 샘플과 유사한 크기 및 형태의 표준선원을 제작하여, 이 표준선원의 계측으로부터 측정 장비의 교정이 이루어지며, 이를 토대로 측정하고자하는 샘플을 교정지점에 위치시켜 방출되는 감마선을 측정한다. 그러나 측정하고자하는 샘플의 크기가 커지게 되면 샘플로부터 방출된 감마선의 측정값은 실제 샘플에 존재하는 핵종의 양에 비례하지 않는다. 이는 거대해진 샘플에 의한 감마선 감쇄가 주원인이며 따라서 정확한 분석을 위해서는 감마선 감쇄에 대한 보정이 반드시 이루어져야 한다.

실제 방사성 폐기물 드럼 내의 핵종을 분석하기 위해서는 동일 규격의 빈 드럼 중앙에 표준선원을 위치시켜, 이 표준선원의 계측으로부터 측정 시스템을 교정하게 된다. 그 후 실제 드럼을 교정된 지점에 위치시켜 감마선 계측을 하게 되며 그 측정값에 대해 감마선 감쇄 보정을 수행하여 최종적으로 드럼 내 핵종의 양을 결정하게 된다.

폐기물 드럼 분석 시스템에서 널리 이용되는 감마선 감쇄보정 방법에는 전송선원 보정방법(transmission source correction), 미분 피크 보정방법(differential peak correction) 그리고 평균밀도 보정방법(average density correction) 등의 3 종류가 있다. 전송선원 보정방법은 드럼 외부에 전송선원을 장착하여 전송선원의 세기가 드럼 매질에 의해 얼마나 감쇄되는 가를 측정하여 드럼 내 매질의 밀도를 구하며 이것으로부터 감쇄보정인자를 결정하는 방법이다. 이때 빈 드럼에 대한 전송선원의 감쇄정도를 먼저 측정하여 전송선원의 초기 세기(I_0)를 결정해 놓아야 한다. 그리고 두 개의 감마선 피크를 가지는 핵종이 드럼 내에 존재하는 경우, 이들 두 피크의 상대적인 감쇄정도를 이용하여 드럼 내 매질의 밀도를 얻을 수 있으며, 이를 이용하는 방법이 미분 피크 보정방법이다. 이 또한 감쇄되지 않은 두 피크의 초기 세기를 알고 있어야 하며, 이는 측정 시스템 교정과 같은 조건에서 빈 드럼 내 존재하는 표준선원 중, ^{60}Co 핵종의 두 감마선 피크 계수율을 측정하여 이를 각 피크의 초기 세기(I_0)로 사용한다. 마지막으로 평균밀도 보정방법은 일정 부피의 드럼 내 매질의 무게를 측정하여 이로부터 매질의 평균밀도를 구하는 간단한 방법이다.

드럼 내 핵종의 분석을 위하여 본 실험에서는 밀도가 다른 두 개의 모델드럼을 이용하였으며, 드럼의 중앙에 표준선원을 위치시킨 후, 측정 시스템의 교정지점에 측정하고자하는 드럼을 장착하였다. 먼저 드럼으로부터 나오는 감마선을 계측하였으며, 감쇄보정이 되지 않은 이 측정값에 3 종류의 감마선 감쇄보정을 각각 실행하여 그 결과를 빈 드럼에서 측정한 값과 비교해 보았다. 그 결

과를 그림 1, 2에 나타냈으며, 밀도가 낮은 콜크(cork)드럼(0.2516 g/cm^3)의 경우 낮은 에너지를 제외하고서 평균밀도 보정방법이 대체적으로 좋은 결과를 보였고, 밀도가 높은 모래드럼(1.3480 g/cm^3)의 경우는 전송선원 보정방법이 좋은 결과를 보였다.

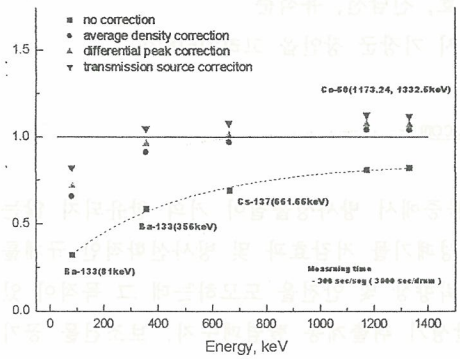


그림 1. 콜크드럼에서 분석된 핵종별 방사능과 빈 드럼에서 분석된 방사능의 비

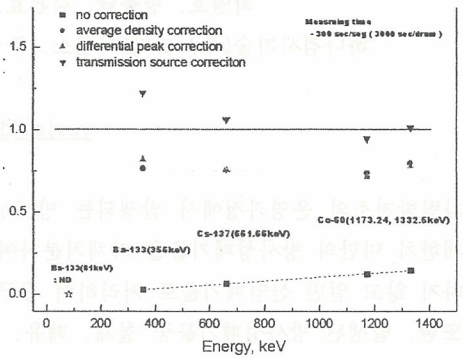


그림 2. 모래드럼에서 분석된 핵종별 방사능과 빈 드럼에서 분석된 방사능의 비

그림 1, 2에서 보듯이 낮은 에너지 영역에서 감쇄가 크게 나타났으며, 특히 모래드럼의 경우 ^{133}Ba의 81 keV 감마선 피크는 높은 밀도에 의한 산란으로 드럼 외부로 빠져나오지 못해 검출되지 않았다. 그로 인해 ^{133}Ba의 356 keV 피크로만 분석이 이루어져 전송선원 보정방법을 이용한 최종 핵종분석 시, 과대평가로 인해 오차가 크게 나타났다(표 1). 콜크드럼의 경우, ^{133}Ba의 81 keV 감마선 피크는 검출되었으며 356 keV 피크와의 가중 평균을 통하여 핵종의 양을 계산한 결과 평균밀도 보정방법보다 전송선원 보정방법이 좋은 결과를 보였다.

표 1. 모델드럼을 내의 핵종 분석 결과

	측정값 / 실제값		
	Ba-133	Cs-137	Co-60
콜크드럼 (평균밀도 보정)	0.851	0.840	1.048
모래드럼 (전송선원 보정)	1.316	0.943	1.033

처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분을 통한 방사성폐기물 저감사례

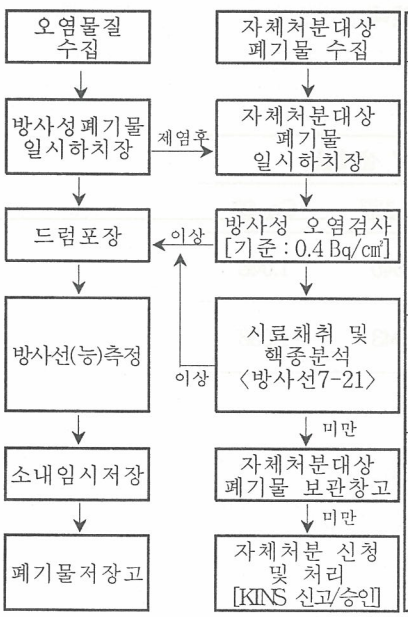
최영호, 방종남, 김건효, 이정호, 신남선, 유석준
하나검사기술(주) 고리2사업소, 부산광역시 기장군 장안읍 고리216번지

yusjgood@nate.com

원자력발전소의 운영과정에서 발생되는 방사성폐기물중에서 방사성물질이 거의 함유되지 않는 처분제한치 미만의 방사성폐기물을 자체처분하여 방사성폐기물 저감효과 및 방사선학적인 규제를 적용하지 않고 일반 산업폐기물로 처리하여 공공의 신뢰향상 및 안전을 도모하는데 그 목적이 있다. 또한, 발생된 방사성폐기물중 철재, 폐유, 증기발생기 취출계통 탈염폐수지, 보조건물 공기정화계통의 폐활성탄 등 취급 및 제염이 용이한 처분제한치 미만의 방사성폐기물을 원자력법에서 규정에 따라 자체처분하여 사회적 관심이 되고 있는 방사성폐기물 저감에 기여하고 있다.

방사선관리구역내에서 발생된 고체 방사성폐기물처리 방법(표1 고체 방사성폐기물처리 흐름도, 그림1 방사성오염검사 및 핵종분석설비)과 과학기술부고시 제2001-30호 제3조에서 과학기술부장관이 정하는 핵종별농도는 삼중수소 등을 포함한 32개 핵종 및 반감기가 100일 이하의 베타/감마 방사선 방출핵종이고, 방사성폐기물의 허용기준은 100 Bq/g이다.(표2 자체처분 허용기준 및 핵종별농도)

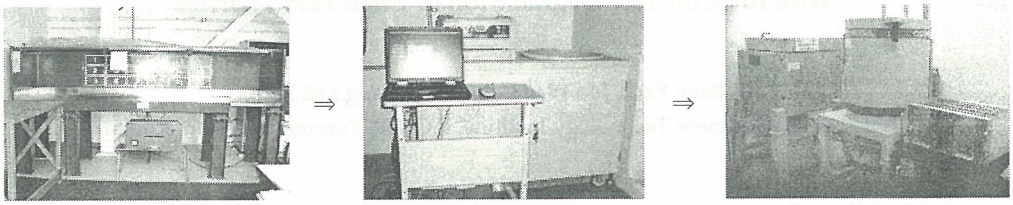
[표1] 고체 방사성폐기물처리 흐름도



[표2] 자체처분 허용기준 및 핵종별농도

방 사 성 핵 종	제 한 농 도	관 련 근 거
H-3, C-14, F-18, Na-24, P-32, S-35, K-42, Ca-45, Ca-47, Sc-46, Cr-51, Fe-59, Ga-67, Ge-71, Se-75, Br-82, Sr-85, Rb-86, Mo-99, I-123, Tc-99m, In-111, Sn-113, Co-58 I-125, I-131, Pr-144, Tl-201, Yb-169, Au-198, Hg-203, 및 반감기 100일 이하의 베타/감마 방사선 방출핵종	100 Bq/g	과학기술부 고시 2001-30호
기타 방사성핵종은 개인에 대한 연간 피폭방사선량이 10 μSv미만이고 집단에 대한 총 피폭방사선량이 1 man-Sv미만이 되는 것이 입증되는 농도		
방사성 핵종이 혼합되어 있는 경우는 다음과 같이 한다. $\sum \frac{Y(i)}{X(i)} < 1$ Y(i) : 방사성핵종 i의 방사능농도 X(i) : 위 표에 주어진 방사성핵종 i의 제한농도		

[그림1] 방사성오염검사 및 핵종분석설비



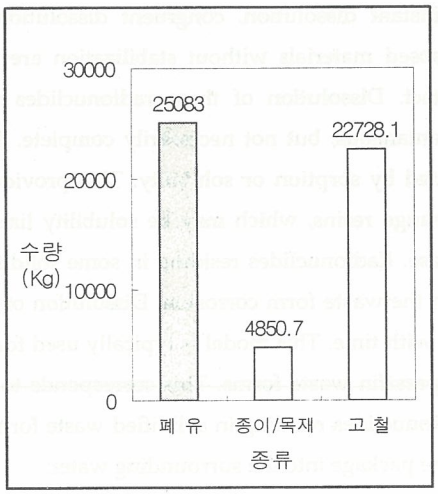
분류탁 ⇒ 백모니터 ⇒ 감마핵종분석장치

고리 2발전소에서 1997년부터 2003년까지 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분 품목 및 수량은 [표3 자체처분 실적]과 같으며, [그림2 종류별 자체처분 실적]는 종류별 자체처분 실적을 나타낸 그래프이다. 고리 2발전소 운영과정에서 발생하는 방사성폐기물중 고체 방사성폐기물은 연간 평균 500드럼이며 이들 중에서 방사성물질의 거의 함유되지 않은 철재, 폐유, 증기발생기 취출계통 탈염폐수지, 보조건물 공기정화계통의 폐활성탄 등 처분제한치 미만의 방사성폐기물을 자체처분(폐유 25,083 kg, 종이/목재 4,850 kg, 고철 22,728 kg)함으로서 방사성폐기물 저감에 기여하였다.

[표3] 자체처분 실적

연도	자체처분 수량		처분방법	비고
	품 목	수량(Kg)		
1997	폐 유	23,883.0	위탁처리	한국정제
1999	종이 목재	960.0	소내소각	고리1발 소각장
	고 철	9,000.0	위탁처리	위탁처리
	폐 유	1,200.0	위탁처리	한국정제
2001	종 이 목 재	3,890.7	소내소각	고리1발 소각장
	고 철	6,230.6	위탁처리	위탁처리
2003	고 철	7,497.5	위탁처리	위탁처리
합 계		52,661.8	-	-

[그림2] 종류별 자체처분 실적



참 고 문 헌

1. 고리2발전소 운영절차서(방사선 7-21, 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분)
2. 원자력법 제84조 (방사성폐기물의 처분제한)
3. 원자력법시행령 제228조의2 (방사성폐기물 자체처분의 절차 및 방법)
4. 원자력법시행규칙 제86, 87조 (방사성폐기물의 처분제한 및 자체처분 신고)
5. 과학기술부고시 제2002-01호 (방사선 방호등에 관한 규정)
6. 과학기술부고시 제2001-30호 (방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정)
7. KINS 보고서 : KINS/RR-144 (방사성폐기물 규제해제 요건 개발)

Conceptual Model of Source-Term Assessment with the Concrete Degradation of Engineered Barrier

Jin Beak Park, Joo Wan Park, and Chang Lak Kim,
Nuclear Environment Technology Institute, P.O.149, Yuseong, Daejeon, Korea

Radionuclide mobilization and subsequent release from waste package is initiated by water contact after the cover and vault materials allow movement of water into the vault. Failure usually will occur gradually, which results in water percolating into the waste form at a rate gradually increasing with time. To model this gradual failure process, several assumptions are needed that 1) flow through the disposal facility is uniformly distributed and steady, 2) at the time of closure, the combination of cover and vault functions as a perfect barrier to flow, and that this condition will persist for a relatively short time, 3) between the beginning of failure and the completion of failure, the system comprising vault and cover is permeable to flow, and the permeability increases with time. This hydraulic evolution is described by a function produced using the 4SIGHT code. That function is expected to be approximated by a series of steps for a linear function. Eventually, the flow rate reaches the ambient infiltration rate. In this conceptual model, three modes of dissolution are considered such as instant dissolution, congruent dissolution and diffusional release. Radionuclides residing in disposed materials without stabilization are assumed to quickly dissolve into water upon water contact. Dissolution of these radionuclides is assumed to happen instantly. The dissolution is instantaneous, but not necessarily complete. That is, the amount entering the liquid phase may be limited by sorption or solubility. This provides the flexibility to evaluate waste forms such as ion exchange resins, which may be solubility limited. Releases of this kind are often referred as rinse release. Radionuclides residing in some solidified waste forms are expected to dissolve congruently with the waste form corrosion. Dissolution of these radionuclides is assumed to occur at a constant rate with time. This model is typically used for evaluation of activated metals in low-level waste and for paraffin waste forms. This corresponds to the uniform release with a constant dissolution rate. Radionuclides residing in solidified waste forms may be limited by the rate of diffusion through the waste package into the surrounding water.

A Scoping Calculation of Radiological Impacts on the Generic Biosphere for LILW Disposal Safety Assessment

JooWan Park, JinBeak Park and ChangLak Kim
Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. Nuclear Environment Technology Institute
P. O. Box 149, Yuseong, Taejeon, Korea

The biosphere modeling is the portion of the analysis following the release of radionuclides into a well, surface water body, soil, or other potential locations where humans might be exposed to radionuclides. In order to undertake a safety assessment of a near-surface disposal facility for LILW, it requires a set of radionuclide-dependent biosphere factors which relate radionuclide fluxes to the geosphere-biosphere interface to effective dose rates to the critical group. For the calculation of such factor, considerable international effort has been conducted on analysis of the biosphere. In this paper, a Pathway Dose Conversion Factor (PDCF) approach was taken into consideration and implemented in Excel spreadsheets. The results of illustrative calculations undertaken using these spreadsheets were compared with the other dose factors estimated.

A large variety of exposure pathways can be envisioned, associated with the use of contaminated water. The contribution of each of these individual exposure pathways is summed for an appropriate media to which exposure is assumed to occur. Concentrations in the biosphere are treated as dynamic only to the extent of dynamic concentrations in groundwater, surface water, or ocean water. Depletion or accumulation in soil components is neglected. The underlying assumption when using this approach is that the dynamic behavior of the surface soil layers is much more rapid than that of the groundwater system. This conceptual approach leads to a constant multiplier to water concentrations, which converts those concentrations to doses. This approach is known as a Pathway Dose Conversion Factor (PDCF) approach. PDCFs represent the sum of all exposure pathways for a particular exposure situation. For terrestrial ingestion, exposures can be modeled as the sum of ingestion doses from consumption of contaminated crops and animals. PDCFs are defined such that for a given exposure medium (groundwater, river water, lake, or ocean), the equations are rearranged such that each exposure pathway (drinking water, terrestrial foods, fish) associated with the exposure medium are summed to form the PDCF. The dose for a particular exposure medium is $E_j = C_j PDCF_j$,where j refers to the exposure medium. To calculate total dose, this equation is summed over all exposure media.

The biosphere formulation was made to match the formulation given in NCRP[1]. The NCRP formulation uses lumped parameters rather than distributed parameters, with recommendations about uncertainties in their use. The use of these lumped parameters simplifies probabilistic sampling by reducing the number of parameters that may be sampled. Dose conversion factors are taken from IAEA Safety Series 115. Plant and animal uptake factors are consistent with NCRP. Exceptions are the values for H-3 and C-14. NCRP did not tabulate values for these radioelements. The parameters recommended by Yu et al. in RESRAD are used for these elements.

For the generic conceptual model considered in this paper, the results of sample spreadsheet calculations were tested against the other two approaches for the exposure situations. In each calculation, the same consumption rates and dilution factors are used to compare the approaches taken. Table 1 and 2 shows the comparison results of biosphere factor with the other two cases. In the Table 1, the Nirex study[2] considered abstraction from a well, which the well water can be used for irrigation. They used two stages of calculation to estimate the radionuclide concentrations in soils and plants, which considering water balance and radionuclide transport in the soil system, and then to estimate radiological impacts. Although the soil layer is not treated as a dynamic compartment in this study, the difference lies within the range of three orders of magnitude. In the Table 2, the KAERI developed compartment models for river and ocean release using AMBER code[3]. The results obtained from the spreadsheet are similar to those obtained from KAERI study, except for actinides. Key difference would come from the different mass transfer parameters such as soil to plant concentration factors, transfer coefficients etc. which is being incorporated. Nevertheless, it is thought that the NCRP formulation in this study could provide a defensible and traceable formulation. The simple and logical structure of the spreadsheet also facilitates the undertaking of sensitivity calculations and scoping analysis. It should be noted that the relationship of groundwater and surface water systems associated with real sites will have specific real characteristics. These characteristics cannot be adequately dealt with in a generic sense, since any generic assumption about dilution associated with transport to the surface water may be either underestimated or overestimated for a real site.

Table 1. Comparison of PDCFs (Sv/Bq) for well pathway

Radionuclide	This Study	Nirex Study[2]
H-3	1.86E-14	4.40E-17
C-14	1.46E-11	5.80E-13
Co-60	1.92E-10	7.23E-14
Ni-59	3.53E-11	5.23E-16
Ni-63	8.39E-11	1.15E-15
Se-79	1.08E-10	2.77E-12
Sr-90	5.03E-10	7.20E-14
Zr-93	1.17E-14	3.43E-15
Nb-94	6.49E-14	4.07E-13
Tc-99	8.72E-13	2.40E-15
I-129	8.32E-11	5.23E-13
Cs-134	1.46E-09	1.01E-12
Cs-135	1.54E-10	1.64E-13
Cs-137	9.99E-10	7.07E-13
Sm-151	3.67E-14	3.47E-16
Pb-210	4.95E-09	2.35E-11
Ra-226	1.68E-08	9.90E-12
Ra-228	4.14E-08	3.13E-12
Ac-227	1.36E-11	5.47E-12
Th-228	1.74E-11	7.43E-12
Th-229	7.59E-11	3.23E-11
Th-230	2.61E-11	1.93E-11
Th-232	2.86E-11	1.68E-11
Pa-231	2.16E-11	3.73E-12
U-233	2.21E-11	1.29E-13
U-234	2.13E-11	1.27E-13
U-235	2.04E-11	1.20E-13
U-236	2.04E-11	1.18E-13
U-238	2.08E-11	1.22E-13
Np-237	6.33E-13	2.81E-13
Pu-238	1.69E-12	8.10E-13
Pu-239	1.84E-12	9.03E-13
Pu-240	1.84E-12	9.00E-13
Pu-241	3.53E-14	1.71E-14
Pu-242	1.77E-12	8.70E-13
Am-241	3.66E-12	9.10E-13
Am-243	3.66E-12	9.83E-13
Ru-106	5.46E-12	1.84E-14
Eu-154	7.48E-13	1.75E-14
Cm-244	9.56E-12	5.40E-13

Table 2. Comparison of PDCFs (Sv/Bq) for river and ocean exposures

Radionuclide	This Study			KAERI Study[3]		
	River-Farming	River-Freshwater fishing	Ocean-Marine fishing	River-Farming	River-Freshwater fishing	Ocean-Marine fishing
H-3	9.32E-20	3.14E-24	9.00E-25	4.06E-20	3.14E-24	9.44E-23
C-14	1.75E-17	5.06E-18	1.48E-18	3.79E-19	9.05E-19	5.22E-19
Co-60	2.22E-16	6.10E-19	1.75E-19	1.71E-18	8.24E-19	4.99E-19
Ni-59	3.58E-17	1.10E-21	3.15E-22	2.39E-20	7.32E-22	2.57E-21
Ni-63	8.52E-17	2.61E-21	7.50E-22	5.64E-20	1.74E-21	6.12E-21
Sr-90	6.08E-16	5.40E-19	1.55E-19	1.01E-17	3.36E-19	6.06E-21
Nb-94	1.88E-18	2.96E-20	8.50E-21	7.38E-19	2.64E-18	6.23E-19
Tc-99	1.46E-18	3.35E-21	9.60E-22	2.68E-19	2.07E-21	1.21E-20
I-129	5.55E-16	9.59E-19	2.75E-19	5.23E-17	8.68E-19	6.23E-19
Cs-135	1.84E-16	3.49E-18	1.00E-18	9.92E-19	6.05E-19	7.63E-21
Cs-137	1.19E-15	2.27E-17	6.50E-18	6.43E-18	4.01E-18	4.05E-20
Ra-226	2.40E-14	2.44E-18	7.00E-19	2.90E-25	1.34E-30	1.03E-34
Ra-228	5.93E-14	6.01E-18	1.73E-18	1.78E-30	5.42E-36	4.09E-39
Ac-227	2.99E-16	0.00E+00	0.00E+00	3.61E-27	1.52E-31	8.70E-36
Th-229	5.83E-16	1.06E-17	3.05E-18	2.53E-28	7.52E-36	3.82E-37
Th-230	2.01E-16	3.66E-18	1.05E-18	3.60E-25	3.60E-33	3.99E-31
Th-232	2.20E-16	4.01E-18	1.15E-18	2.60E-31	2.99E-39	2.53E-38
Pa-231	4.93E-16	1.24E-18	3.55E-19	4.95E-27	5.31E-35	1.35E-34
Pa-233	6.04E-19	1.52E-21	4.35E-22	5.07E-26	3.25E-32	1.93E-29
U-233	5.07E-17	1.78E-19	5.10E-20	6.31E-30	1.70E-33	4.06E-34
U-234	4.87E-17	1.71E-19	4.90E-20	9.35E-25	3.72E-29	1.24E-26
U-235	4.68E-17	1.64E-19	4.70E-20	2.01E-27	2.11E-31	4.19E-30
U-236	4.68E-17	1.64E-19	4.70E-20	3.48E-26	4.87E-30	1.25E-28
Np-237	1.77E-17	1.92E-18	5.50E-19	3.16E-25	9.54E-29	1.23E-26
Pu-238	4.99E-17	2.00E-18	5.75E-19	4.60E-17	8.51E-20	1.86E-18
Pu-239	5.43E-17	2.18E-18	6.25E-19	1.96E-16	3.62E-19	7.91E-18
Pu-240	5.43E-17	2.18E-18	6.25E-19	5.05E-17	9.25E-20	2.02E-18
Pu-241	1.04E-17	4.18E-20	1.20E-20	9.58E-19	1.78E-21	3.85E-20
Am-241	7.27E-17	3.49E-18	1.00E-18	3.97E-17	5.81E-18	7.96E-18
Cm-244	1.64E-16	2.09E-18	6.00E-19	4.23E-17	4.12E-19	6.18E-18

References

[1] NCRP, Recommended Screening Limits for Contaminated Surface Soil and Review of Factors Relevant to Site-Specific Studies, NCRP Report 129 (1999).

[2] M. C. Thorne, A Guide to the Spreadsheet Calculations for the Generic Performance Assessment, UK Nirex Limited (2003).

[3] Development of ACBIO: A Biosphere Template Using AMBER for a Potential Radioactive Waste Repository, J. Korean Radioactive Waste Society, Vol.3(3), p.213-229 (2005).

밀봉선원폐기물 처분 방안별 예비 안전성 비교 평가

이지훈, 이은용, 김창락

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

밀봉선원폐기물의 동굴 처분 및 처분공 처분 시 예비 안전성 비교 평가를 수행하였다. 근계지역의 핵종 유출율은 처분공 처분의 경우 약 620년 후 Am-241선원에 의해 최고치를 나타내고 있으며 Po-210 및 Ra-226 순으로 높은 유출율을 보였다. 동굴 처분의 경우에는 780년 후에 Am-241 핵종에 의해 최고 유출율을 보인 후 1000년 후 타 핵종에 비해 Po-210 및 Ra-226의 유출율이 높게 나타났다. 근계 누출율의 경우 처분공 처분보다는 동굴처분이 높은 경향을 보였으나 각 처분방안별로 큰 차이는 없었다. 원계 핵종 유출율에 있어서는 2개 처분방안 모두 C-14의 경우 밀봉선원 폐기물 처분후 약 1000년까지 최고의 유출율을 보이다가 이후 약 6200년 경에는 Po-210, Ra-226의 유출율이 최고치를 나타내었다. 우물시나리오를 통한 생태계의 피폭선량의 경우 지하수 유동이 연간 10 m일 때, 밀봉선원폐기물의 처분 후 6200년에 Ra-226 단일 핵종에 의한 피폭선량이 2개의 처분방안에서 모두 최고치를 보였으며 이어 Pa-233이 높은 피폭선량을 나타내었다. 처분방안별로는 처분공 처분보다는 동굴처분이 높은 경향을 보였으며 동굴처분시 Ra-226에 의해 5.63 x 10^{-6} mSv/yr의 최대 피폭선량을 보였으나 처분안전성측면의 목표 피폭치(0.1 mSv/yr)를 모두 만족하는 것으로 평가되었다.

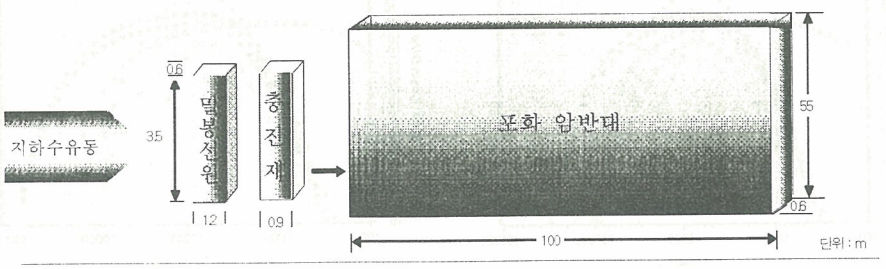


그림 1. 동굴 처분 평가모델

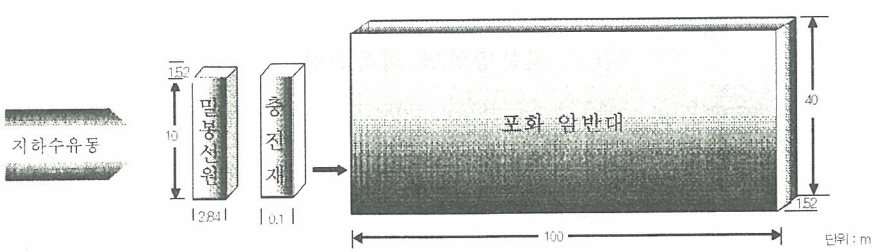
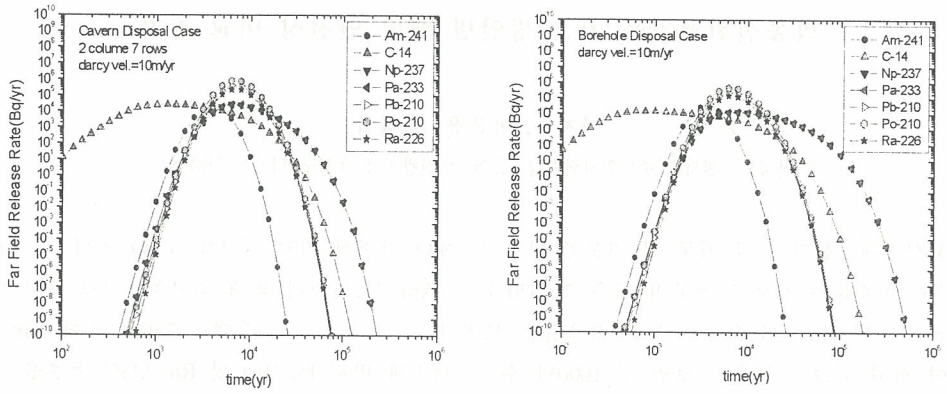
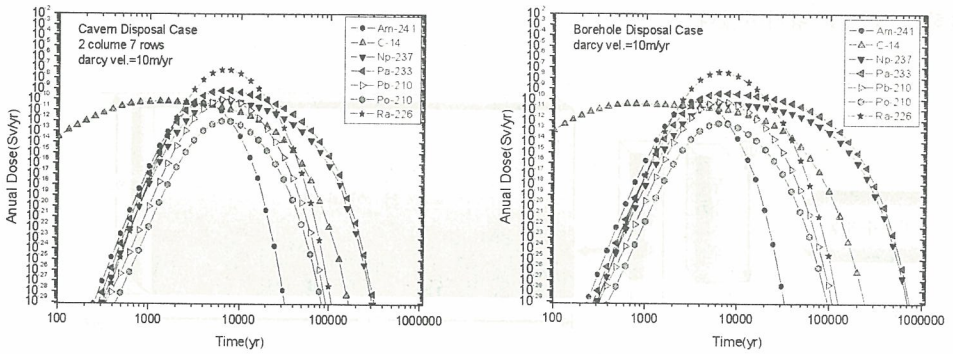


그림 2. 처분공 처분 평가모델



(a)동굴 처분 (b) 처분공 처분

그림 3. 처분방안별 원계지역에서의 핵종별 유출율



(a)동굴 처분 (b) 처분공 처분

그림 4. 처분방안별 피폭선량

Data fusion of priority information using a Dempster combination rule

덤스터 결합규칙을 이용한 우선순위 정보의 결합: 방폐물 처분장의 방출시나리오

Seong Ho KIM*, Tae Woon KIM and Jaejoo Ha

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon, Korea

*Corresponding author: shokim@kaeri.re.kr

Keywords: Dempster rule of combination, evidence fusion, belief function, plausibility function, Choquet integral, fuzzy measure, fuzzy integral.

Generally, in the science and engineering areas, there has been a need to integrate various data resulting from independent sources of information (e.g., different groups, algorithms, or methods). In the present study, to combine multiple pieces of information on priority values of decision alternatives determined by various sources of knowledge (i.e., different aggregation methods such as weighted arithmetic method, belief-based Choquet integral, and plausibility-based Choquet integral), the Dempster method based on the Dempster's rule of combination [1; 2; 3] is proposed.

As a case study, a multiple criteria decision-making problem, a ranking of radionuclide release scenarios in a low and intermediate radioactive waste repository [4], is taken into account. The ranking in terms of a relative degree of priority of scenario alternatives enables us to incorporate more effective safety measure in a design stage of the repository. To illustrate a proposed methodology for updating ranking priority of release scenarios, priority information from three individual methods as well as the combined Dempster method is compared. Three types of methods [5] to be combined are as follows: 1) the weighted arithmetic mean (WAM) method, a linear aggregation of a preference score matrix and a weighting vector is based on the no-interaction among criteria. The weighting vector is viewed as additive probability measures. The WAM method is bound to be equivalent to an AHP model; 2) the belief-based Choquet integral (BCI) method represents the pessimistic attitude towards aggregation using the synergistic interaction among criteria; 3) the plausibility-based Choquet integral (PCI) method leads to the optimistic assessment along with the inhibitory interaction among criteria. The finite frame of discernment, all the possible states of the problem under consideration, is Θ={WAM, BCI, PCI}. The framework of the Dempster combination rule is depicted in Figure 1 for three sources of evidence such as the WAM model {WAM}, the belief model {BCI}, and the plausibility model {PCI}.

Table 1 shows the priority scores and rankings obtained from three individual methods. It should be noted that they are normalized for data fusion and regarded as basic probability assignments at the combination stage. Table 2 shows the priority scores and rankings yielded from four combined methods using a Dempster rule of combination. Here, the operator $\oplus$ for two mass functions is an orthogonal sum and is both commutative and associative. The conflict measure for WAM$\oplus$BCI$\oplus$PCI(·) amounts to around 0.76. It is found that the priority scores and ranking orders are affected after the data fusion among independent sources of information such as WAM(·), BCI(·), and PCI(·). Thus, it suggests that the priority ranking among release scenario alternatives be dependent upon the applied

decision analysis methods. For the combination rule to be more practically applicable, the interpretation of the combined results is further to be studied.

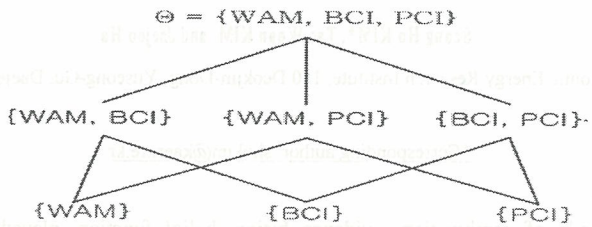


Figure 1: Structure of Dempster-Shafer theory

Table 1: A degree of priorities of the individual methods for each release scenario

Individual method / Scenario alternative	WAM method	BCI method	PCI method
S_1	0.2914 (1)	0.2609 (2)	0.4118 (1)
S_2	0.2535 (2)	0.3625 (1)	0.1556 (3)
S_3	0.1454 (4)	0.1345 (3)	0.1113 (5)
S_4	0.1441 (5)	0.1164 (5)	0.1248 (4)
S_5	0.1656 (3)	0.1257 (4)	0.1965 (2)

Notes: The number in () denotes the priority ranking.

Table 2: A degree of priorities of the combined Dempster methods for each release scenario

Combined method / Scenario	WAM⊕BCI	WAM⊕PCI	BCI⊕PCI	WAM⊕BCI⊕PCI
S_1	0.3378 (2)	0.5306 (1)	0.4927 (1)	0.5801 (1)
S_2	0.4083 (1)	0.1745 (2)	0.2587 (2)	0.2650 (2)
S_3	0.0869 (4)	0.0715 (5)	0.0687 (4)	0.0403 (5)
S_4	0.0745 (5)	0.0796 (4)	0.0666 (5)	0.0388 (4)
S_5	0.0925 (3)	0.1438 (3)	0.1133 (3)	0.0758 (3)

References

1. G. Shafer (1976) A Mathematical Theory of Evidence, Princeton University Press, Princeton.
2. M.J. Beynon, B. Curry, and P.H. Morgan (2000) The Dempster-Shafer theory of evidence: An alternative approach to multicriteria decision modelling, OMEGA 28 (1), 37-50.
3. M.R. Ahmadzadeh and M. Petrou (2003) Use of Dempster-Shafer theory to combine classifiers which use different class boundaries, Pattern Analysis and Applications, v.6 no.1, pp.41-46.
4. K.Y. Kim (1995) A study on the relative importance assessment of the radionuclide release in a low and intermediate waste repository, Master Thesis, Seoul National University, Seoul (In Korea).
5. Seong H. Kim et al. (2004) Non-additive ranking of release scenarios in a low and intermediate waste repository, Proceedings of 2004 KRWS Spring Conferences, Suwon, Korea.

방사성폐기물 처분 부지 특성연구를 위한 한반도 선구조 예비 통계분석

박경우, 김천수, 배대석, 김경수

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

woosbest@kaeri.re.kr

고준위방사성폐기물 처분장의 후보 부지를 결정하는데 있어, 안전성 평가(Safety assessment)를 위한 전제 조건으로 지질의 구조적 안정성이 주요 필수 조건이 된다. 일반적으로 광역규모의 지질구조를 파악하기 위해서는 우선 지질도에 기재된 단층 및 전산 음영기복도를 종합하여 선구조를 분석하며, 분석결과를 바탕으로 현장조사를 실시하여 지질구조에 대한 정보를 획득하게 된다. 고준위 방사성폐기물이 처분될 영역은 심부 지하 영역에 초점이 맞춰지는데, 심부 지질의 구조는 선구조 및 지표지질 분석결과 파악된 지표 지질구조와의 상관성에 대한 논의가 필수적이다. 이는 시추공 또는 지하 터널에서 나타나는 심부영역의 지질구조에 대한 파악이 필수적이다. 본 연구에서는 기존 지질도에 기재된 단층, 전산 음영기복도에서 분석된 한반도의 선구조 분석결과를 바탕으로 프랙탈 차원 분석을 실시하였으며, 한반도의 선구조 통계분석 결과 한반도의 평균적인 암괴규모를 추정하여 보았다.

본 연구에서 사용한 선구조는 단층 혹은 단층대로 확인된 지질구조와 직접적 조사가 이루어지지는 않았으나 지형적 특성으로 볼 때 잠재적인 지질구조로 사료되는 선형 구조를 통칭한다. 이들 선구조를 길이에 따라 40 km 이상은 F_1, 20~40 km는 F_2, 1~20 km는 F_3, 1 km 이하는 F_4로 분류하였다. 상기 자료에서 도출된 선구조는 1:50,000 수치지도를 이용한 음영기복도 상에서 명확하게 보여지는 선구조만을 추출한 것이 대부분을 이룬다. 실제 준광역 내지 부지규모의 선구조 분석에서는 1:25,000 혹은 1:5,000 수치지도를 이용하기 때문에 이보다 훨씬 세밀한 분석이 가능해지고 결과적으로 더 많은 수의 선구조를 추출할 수 있게 된다. 따라서, 광역 선구조 분석에서 추출되지 않은 선구조 외에도 실제 국지 영역에서는 지질구조의 가능성이 있는 선구조가 다수 인지될 수 있다.

본 연구에서는 상기 자료를 근거로 공간적 분포특성을 도출하였다. 통계적 분석에는 Fracman(Golder. Co.)의 geofractal module을 이용하였다. 남한 지역 중 제주도와 일부 소규모 도서를 제외한 도면 (296km×387km) 상에서 도출된 선구조의 개수는 총 1,247개이고, 총 누적길이는 10,976.5 km이다. 선구조의 평균 길이는 8.802 km 이며, 표준편차는 8.910 km로 다소 크게 나타났다. 선구조 밀도(intensity)는 P_{20}값이 0.0109 개/km^2이고, P_{21}값은 0.0963 km/km^2 로 나타났다

남한 영역에 분포하는 선구조의 box 프랙탈 차원을 분석해 본 결과, box size에 따라 1.59~1.63의 값을 보인다. 기본적으로 box 프랙탈 차원 값은 1에서 2의 값을 보이는데, 1에 근접한 값을 나타내는 것은 선구조가 일정 영역에 집중되어 분포하고 있음을 의미하고, 2에 가까운 값을 보이면 전체 영역에 고루 분포함을 의미하여 선구조의 선형성을 지시하게 된다. Box 프랙탈 차원 값(1.59~1.63)의 한반도의 선구조 패턴이 비교적 전체적으로 고루 분포함을 의미한다.

질량 프랙탈 타원을 분석해 본 결과, 계산방법(선형중심, 선형 자취, 선형 교차)에 따라 프랙탈 차원의 값이 다양해진다. 질량 프랙탈 타원 값은 또한 프랙탈 차원을 결정하기 위한 원의 중심 위치에 따라 달라지는데, 남부 지역과 북부 지역에 각각 중심 위치를 두고, 질량 프랙탈 타원 값을

분석해 보았다. 분석에 사용된 원은 내원의 반경이 5 km, 외원의 반경이 100 km이며, 그 내부에 20개의 원이 존재하는 모형을 사용하였으며, 전체 영역을 포함하기 위해 다중중심 방법을 사용하였다.

남쪽과 북쪽 지역의 질량 프랙탈 타원은 선구조 중심과 연장길이를 이용하여 계수할 때 1.988~1.996(선형 중심), 1.821~1.868(선형 자취)로 남쪽 지역에서 약간 높게 나왔다. 그러나, 선구조 교차점을 이용하여 계산한 결과, 남쪽 지역에서는 2.012, 북쪽 지역에서는 1.824의 값을 보여 차이를 보였다. 이는 남쪽에 분포하고 있는 선구조의 밀도가 북쪽에 비해 더 크며, 선구조의 연결성도 더 양호한 결과이다.

광역 선구조 자료를 대상으로 이들이 경계를 이루는 개략적인 암괴의 규모를 가늠할 수 있다. P_{20}은 선구조의 크기 분포에 지배되고, 따라서 선구조의 최대 연장길이보다 작은 규모에서는 규모 종속적이다. 반면에 P_{21}은 선구조의 크기를 직접적으로 통합하기 때문에 규모에 종속되지 않는 특성을 갖는다. 다만, 양자의 밀도 모두는 선구조의 상대적인 방향성에 대해서는 영향을 받는다.

Dershowitz and Herda(1992)가 제안한 관계식으부터 선구조 간의 간격(S_f)를 얻을 수 있다. 이때, Cp_2는 방향성에 대한 Fisher 분포함수의 밀집도 매개변수인 K에 따라 결정되는 상수로서, 선구조의 수선방향과 간격 측정방향이 이루는 사잇각에 따라 K=5일 때, 1.0부터 3.0까지의 범위를 갖는다.

선구조 수선과 간격 측정방향의 사잇각이 평행하다는 가정에서 Cp_2는 1.0(Dershowitz and Herda, 1992)이므로, 본 분석을 통하여 얻어진 P_{21}의 값(0.0963)을 대입하여 Sf는 대략 10km 인 것을 알 수 있다. 즉, 3개 방향군으로 분포하는 광역 선구조들은 상호 간에 확률적으로 최소 약 10km×10km의 암괴를 형성하면서 분포함을 의미한다. 이러한 암반블록의 규모 내에는 지역적으로 정밀한 분석을 통하여 적어도 F_3(1~20 km) 등급 규모와 동등하거나 그 이하 규모의 선구조가 인지될 가능성은 충분하다.

처분 안전성 평가요소로서 결정질 암반내 2차생성광물의 미세구조특성

김건영*, 고용권, 배대석

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kimgy@kaeri.re.kr

고준위방사성폐기물의 심지층 처분개념은 다중방벽 개념으로써, 처분장으로부터 핵종 유출을 최대한 차단하도록 설계되는 공학적 방벽과 더불어 수십만년에서 수백만년의 장기간의 안전성을 고려해야하는 지질학적 방벽으로 이루어진다. 지질학적 방벽으로서 불투수성인 결정질 암반을 고려할 경우, 처분장으로부터 유출된 방사성 핵종의 이동은 주로 단열대를 따르는 지하수의 유동특성에 좌우되게 되며, 유출된 핵종의 지화학적 거동은 이를 운반하는 지하수의 화학성분 및 지하수와 접촉하는 암석과 광물특성에 좌우된다. 따라서 처분장의 안전성 평가를 위해서는 모암에 따른 수리지화학적 특성규명과 더불어 지하수와 접촉하는 모암 및 단열충전광물의 특성규명이 필요하다. 그러나 이러한 암반내 단열대는 지질학적 연대를 거치면서 고온의 열수의 통로로도 작용하여 단순한 물-암석반응에 의해 생성되는 2차광물 이외에도 열수변질산물로서 점토광물이 생성된다. 따라서 현재 관찰되는 단열대 내의 단열충전광물들은 흔히 과거의 열수변질작용이 중첩된 경우가 매우 흔하며 변질정도 및 양상에 따라서는 특정점토광물의 광상을 형성하기도 한다. 이 중 충남 유구지역에는 화강암질 편마암 내에 활석광체가 생성되어 있으며 이는 화강편마암을 관입한 초염기성암기원의 사문암이 열수변질작용을 받아 생성된 것으로 알려져 있다. 산출되는 활석광석의 주 구성광물은 활석, 녹니석, 금운모 등이고 이밖에 변질되지 않고 남아있는 사문석, 투각섬석-양기석 계열의 각섬석류와 탄산염광물 등이 수반된다. 구조적, 화학적으로 매우 유사하게 산출되는 점토광물들의 집합체를 EDS 분석을 병행하여 주사전자현미경(SEM)과 후방산란전자상(BSEI)을 관찰하였을 경우, 입자의 크기와 관계없이 매우 미세한 구조로 서로 다른 점토광물끼리 층상으로 교호하고 있는 조직을 관찰할 수 있다(그림 1). 이는 일반적인 X선 회절분석으로는 인지가 되지 않는 규모의 혼합층상광물상의 존재가능성을 암시하고 있다. 이러한 부분에 대해서 투과전자현미경을 이용하여 관찰한 결과 특히 녹니석과 운모류 또는 녹니석과 활석간의 혼합층상이 흔하게 관찰되었다(그림 2). 기존에 녹니석과 운모류의 혼합층상특성은 잘 알려져 있으나 녹니석과 활석간의 혼합층상관계는 알려진 바가 매우 드물다. 이번 연구결과 일반적으로 활석내에 녹니석의 패킷이 존재하거나 혹은 그 반대로 녹니석내에 활석의 패킷이 존재하는 것을 쉽게 관찰할 수 있었으며 일부 시료에서는 국지적으로 불규칙한 활석-녹니석 혼합층상을 보인다. 확인된 활석-녹니석의 반응관계는 활석층내에서 브루사이트층이 첨가 또는 제거되어 1개의 활석층과 1개의 녹니석층의 반응으로 나타나는 경우와, 하나의 활석층이 손실되면서 브루사이트층을 제공하거나 브루사이트층이 활석화되어 2개의 활석층과 1개의 녹니석층의 반응관계로 나타는 경우가 있다. 이들은 각각 50.5%, 32.9%의 상당한 부피 변화를 수반한다. 또한 부피변화가 최소화되는 반응으로서 앞의 두 경우가 서로 결합된 경우와 부피변화가 증가되거나 감소되는 반응이 복합적으로 일어나는 경우가 있다. 이 경우 2개의 녹니석층과 3개의 활석층, 두 개의 녹니석층+1개의 활석층과 1개의 녹니석층+3개의 활석층, 3개의 녹니석층과 5개의 활석층 등의 복합적인 반응관계가 관찰되었다(그림 3). 이처럼 일반적인 광물학적 방법으로는 단일광물로 감정되었으나 미세구조적으로는

서로 다른 점토광물의 혼합층상광물일 경우 지질학적 방벽내에서 흡착능과 같은 점토광물의 주요 광물학적 특성이 기존에 알려진 값과는 차이를 보이게 된다. 또한 혼합층상을 이루면서 생성되는 결정구조상의 결함부분은 용액내의 이온들의 주 유동경로가 될 수 있기 때문에 암반내 용질이동 측면에서 매우 중요하다. 따라서 열수변질작용에 의한 2차광물의 연구시 고분해능 투과전자현미경을 이용한 혼합층상 가능성의 확인이 필수적이며, 이를 통해서 연구대상 점토광물의 보다 정확한 광물학적 특성을 밝힐 수 있을 것으로 사료된다.

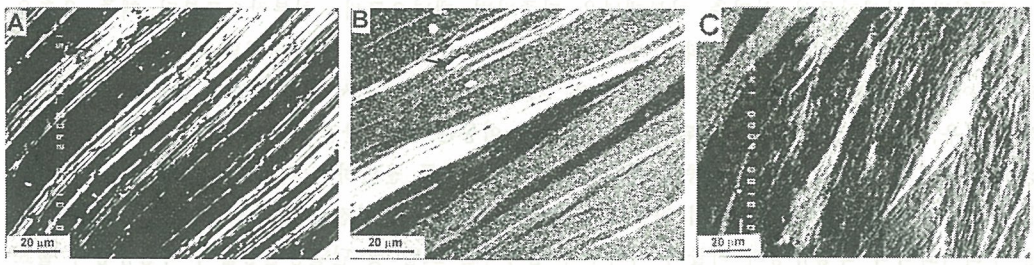


그림 1. 연구지역 점토광물의 후방산란전자상 (흰부분: 운모류, 검은부분: 활석, 점부분: 녹니석)

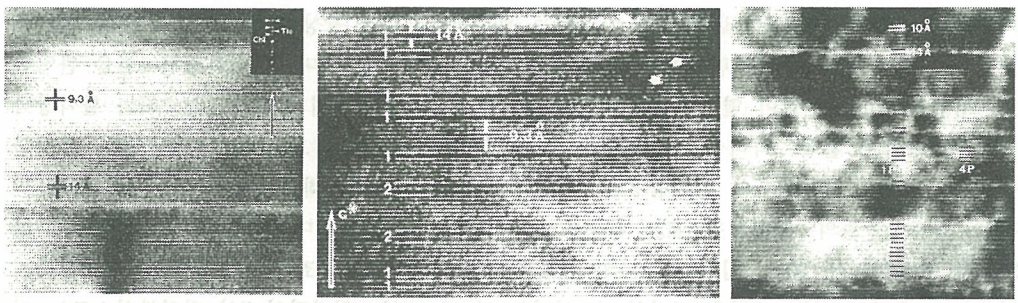


그림 2. 연구지역 점토광물의 투과전자현미경상 (T:활석(9.3Å), C:녹니석(14Å), P:운모류(10Å))

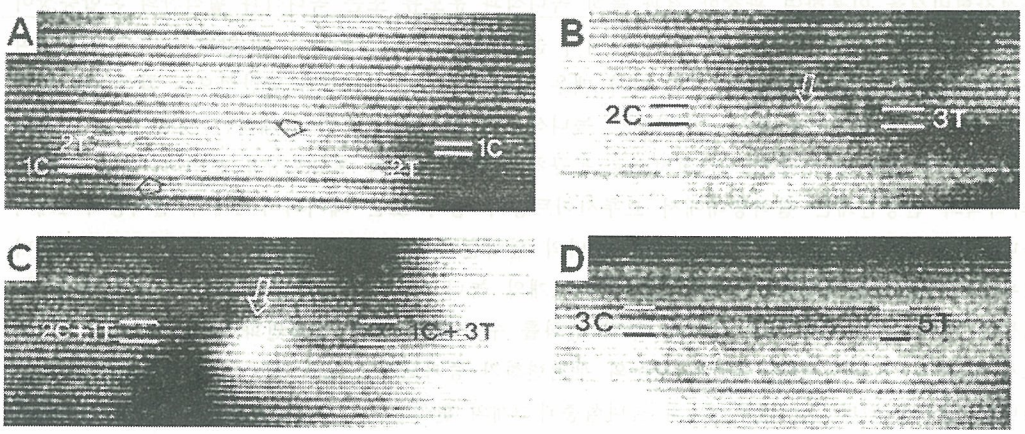


그림 3. 연구지역 점토광물의 투과전자현미경상 (T:활석(9.3Å), C:녹니석(14Å))

지하공동을 이용한 단열암반의 수리지질학적 특성 연구

조성일*, 김천수, 배대석, 김경수, 고용권
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

chosi@kaeri.re.kr

지하암반 내에 처분된 방사성폐기물의 노출을 최소화하기 위해 요구되는 천연방벽의 기능을 확보하기 위해서는 암반의 지질 및 지질구조, 지하수유동체계에 대한 정확한 해석이 요구된다. 그러나 단열암반 내 지하수유동은 소수의 투수성 단열에 의해 불규칙한 특성을 갖기 때문에 단열 및 수리특성이 유사한 영역(hydraulic compartment)으로 구분하여 해석하는 것이 타당한 것으로 보고되었다[1]. 본 연구는 지하공동 굴착 시 조사된 단열체계 및 수리인자를 토대로 투수성구조영역(Hydraulic Conductor Domain)과 수리암반영역(Hydraulic Rock Domain)으로 세분화하여 연구지역의 불규칙하고 복잡한 수리지질학적 특성을 해석해 보고자 하였다. 지하공동 내에서 확인된 단열분포특성과 지하 공동굴착과 동시에 지표관측공 28개를 통해 측정된 지하수위와 유류저장의 효율성을 향상시키기 위해 공동 상부 약 20 m 지점에 설치되는 수평수벽공 95개와 수직수벽공 63개에 의해 일별로 계측된 압력 및 주입량[2]에 의해 연구지역은 지하수의 방벽역할을 하는 3개의 투수성구조영역과 4개의 수리암반영역으로 구분 가능하다(그림 1). 연구지역의 지하수체계는 기존시설과 수리학적 방벽역할을 하는 FZ-1과 FZ-2 구조대로 수리경계를 이루고 있다. 공동심도에 발달된 투수성 구조는 국지적 큰 규모 단열대인 NE-1과 2개의 국지규모 단열대로 구성되고 있으나, 수리암반영역은 국지규모 단열대에 의하여 4개영역으로 구분된다.

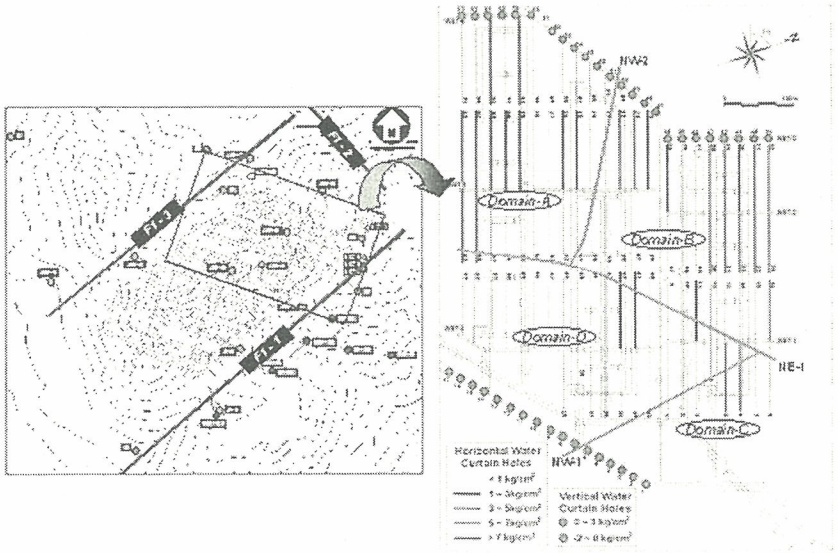


그림 1. 수벽공의 초기압 분포 및 수리영역

FZ-2 구조대와 인접한 수리암반영역 Domain-A와 B는 수평수벽공의 초기압이 최대 약 15 kg/cm^{2}까지 높으며, 지하공동 굴착 시 상·하부의 지하수위변화의 차가 10 ~ 40 m로 상·하부의 수리적 연결성이 양호한 것으로 평가된다. 반면, FZ-1 구조대와 인접한 Domain-C와 D는 이중수위측정시설 설치 시 상부와 하부의 지하수위차는 최대 약 120 m로 매우 크게 나타났으며, 상부지하수는 공동 굴착 시 수위가 크게 변화하지 않았다. Domain C, D의 하부암반의 수리전도도 기하평균은 7.2 × 10^{-10} m/sec로 Domain-A와 B에 비해 약 6배 낮게 나타나는 특성으로도 알 수 있으며, 이 구역의 상대적으로 낮은 지하수 함양량의 원인을 제공하고 있다. 연속체개념의 지하수유동모델링을 통해 계산된 함양량은 Domain-A는 50 mm/year, Domain-B는 35 mm/year, Domain-C는 15 mm/year, Domain-D는 10 mm/year로 연구지역의 20년간 평균 강수량이 1,356 mm/year인 것을 감안하면 약 2 %로 매우 낮은 함양률을 나타낸다.

참 고 문 헌

1. Anndersson, J., Berglund, J., 2002, Testing the methodology for site descriptive modelling . Application for the Laxemar area. SKB TR-02-19, SKB, Stockholm.
2. 대우엔지니어링(주) 시공감리단, 2003, 00 추가비축기지공사 공사 평가보고서 제 3권.

고준위방사성폐기물처분 연구를 위한 영서형 광역 지하수 유동 모델링

박경우*, 김천수*, 김경수, 이강근

*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
서울대학교, 서울시 관악구 신림동 산56-1번지

woosbest@kaeri.re.kr

고준위방사성폐기물 처분장의 안전성 평가를 위한 수리지질환경 특성 규명은 지표 및 천부지하 환경 뿐만 아니라 심부환경이 포함된다. 실제로 고준위 방사성폐기물이 처분될 영역은 심부 지하 영역으로 초점이 맞춰지며, 심부지질환경의 특성 규명은 고준위방사성폐기물 처분의 주요 과제가 된다. 그러나 방사성폐기물 처분장 안정성 평가에 중요한 과제중의 하나인 심부 단열대의 특성 및 단열체계 분석에 대한 연구는 심부 시추공의 부존 및 검층장비의 결여, 경제적, 사회적 요인으로 인해 일부 연구에 제한되어 왔다. 따라서, 소위 한국형이라고 말할 수 있는 대표되는 지역에 대한 심부 단열 특성 및 단열체계 구축이 어려운 것이 현실이다. 이에 한국원자력연구소에서는 우리나라의 대표적 결정질 암반인 쥬라기 화강암 중, 강원도 고성지역의 화강암과 대전 유성지역의 화강암을 선정하여 이에 대한 심부 시추조사 및 장기적 모니터링을 통한 방사성폐기물 처분관련 연구를 수행하고 있다. 이들 지역은 우리나라의 지형특성이 고려되어 영서형과 영동형으로 구분된 2개의 지역이며, 처분장의 요건으로 복잡한 지질환경을 보이지 않으면서 규모가 비교적 큰 단일암종을 대상으로 선정되었다. 이 중 유성지역은 행정구역상 대전시 유성구 한국원자력연구소내 부지가 중심이 된다.

광역 지하수 시스템은 일반적으로 다공성 연속체 개념으로 해석하는 것이 일반적이다. 그러나, 충적층이 수 미터 밖에 되지 않는 결정질 암반지역에서 전체적으로 연속체 개념을 도입하는 것은 REV(Representative Element Volume)을 설정하는데 어려우며, 지하수의 유동은 다공성 매질에서와는 매우 다른 양상을 나타낸다(Bear, 1993). 다공성 매질에서는 일반적으로 Darcy법칙에 따르는 3차원의 문제로 해석되고 있지만, 결정질 암반에서는 단열대가 지하수의 주요 유동로가 되어 지하수의 유동은 단열대를 통해서 주로 이루어지게 된다. 그러나 관심영역에서 단열대를 확인하여 이를 주유동로로 정의하는 데에는 많은 어려움과 불확실성이 존재하기 때문에 일반적으로 결정질 암반에서도 다공성 연속체 개념을 적용한 지하수 수치모델로서 유체의 유동 및 용질이동에 대한 문제를 해석하고 있는 것이 현실이다.

본 연구에서는 고준위방사성폐기물 처분의 연구부지 중 한 곳인 유성지역에 대한 광역 지하수 흐름을 다공성 연속체 개념을 이용하여 모사하였다. 수치 모델에 사용한 software는 유한 차분법을 이용한 Modflow이며, Modflow의 Modpath module을 이용하여 가상의 방사성폐기물처분장에서 누출될 수 있는 입자의 유동경로를 모사하였다. 수치모델에 사용된 영역은 16.32km X 20.16km의 광역 영역이며, 광역흐름을 가정하여 지하 6000m까지 모델을 확장하였다. 전술한 바와 같이 모사 영역이 다공성 매질이라고 가정하였으며, 현장 수리시험 및 지화학 자료로서 인지되는 경계 영역인 지하 250m를 기준 상, 하부 층으로 구분하여 모사를 수행하였다. 실제로 고준위 방사성폐기물 처분의 대상이 되는 영역은 지하 500m 하부 영역으로 수리토양층 제외하였으며, 따라서

입력되는 함양율을 실제 측정치가 아닌, 수치모델로 산출하여 입력자료로서 활용하였다. 또한, 현장수리시험 결과 도출된 수리인자를 가능한 적용하고자 하였다.

가로 248 × 세로 297 × 높이 7개의 mesh를 구성하여 정류 상태의 흐름을 가정하여 지하수 유동모의를 수행하였으며, Modpath module을 이용하여 모사를 수행함에 있어, 수치 모델링 영역이 시간에 따라 지각의 변화가 없는 안정된 지괴로 가정하여 부정류 모의를 수행하였다.

한국원자력연구소내 지하처분연구시설 건설 현황

권상기, 박정화, 조원진, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
kwonsk@kaeri.re.kr

고준위폐기물 처분시스템 거동 실증 및 처분 안전성 평가와 관련된 현장 실증 연구들을 수행하기 위해서 현재 한국원자력연구소내 화강암반에 소규모의 지하연구시설인 Underground Research Tunnel(URT)가 추진되고 있다. 고준위폐기물 처분개념을 실증하기 위해 추진되는 지하연구시설은 결정질 암반에 위치시키고 처분개념과 유사한 터널 크기를 가지며 처분장에서 적용될 방법으로 굴착함으로써 향후 처분장에서의 적용에 활용될 수 있도록 하여야 한다. 2005년 5월부터 2005년 8월까지 실시된 URT의 1단계 건설에서는 6mx6m 크기의 마제형 터널이 암반의 특성을 고려한 조절 발파기법을 통해 110m까지 굴착되었다. 조절발파란 터널 단면이나 노천 사면을 깨끗하기 얻기 위해 적용되는 발파기법을 뜻한다. 연구용원자로인 하나로를 비롯한 연구시설이 주변에 위치하고 있는 연구소내에 서 지하연구시설을 발파작업을 통해 건설하기 위해서는 시험발파를 통해 부지의 동적 특성을 파악하여 발파에 의해 발생 가능한 진동 및 소음을 예측 평가할 필요가 있다. 본 부지에서의 시험발파는 2005년 5월27일 실시되었으며 발파후 발파면에 대한 조사 결과 좌측 상부좌측부에 일부 미굴이 발생하였으나 미굴량이 적었으며, 굴진장은 1-1.2m, 파쇄암의 크기는 평균 10-30cm 정도로 집적형태 또한 양호한 결과를 얻을 수 있었다. 시험발파시 8대의 진동측정기에서 얻어진 거리에 따른 발파진동값의 변화를 통해 다음의 진동추정식을 얻을 수 있었다.

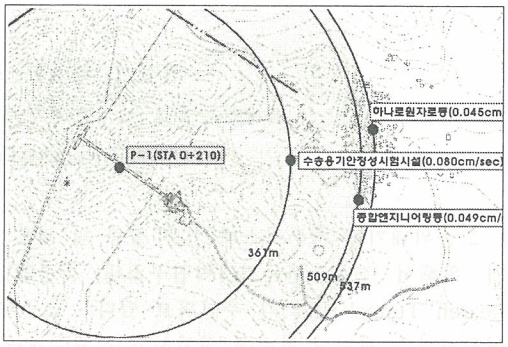
$$V = 83.24\left(\frac{D}{\sqrt{W}}\right)^{-1.45}$$

여기서, V= 발파진동속도 (㎝/sec), W= 지발당 최대 장약량 (kg), D= 발파지점으로부터의 거리 (m)이다. 얻어진 진동추정식을 이용하여 실제 굴착을 위한 발파 작업시에 측정된 소음,진동 값을 분석하여 URT 부지의 진동특성을 평가하였다. 장약량이 최대인 터널 중심부에서 순간적으로 기폭되는 폭약량이 9kg 일 경우 원자력연구소 주요시설에서의 발파진동 예상값은 표 1과 같다. 하나로에서의 예상진동은 0.045cm/sec 로 진동기준치인 0.2cm/sec 보다 훨씬 낮음을 알 수 있다. 그림 1은 URT의 굴진에 따른 측정 지점(터널 입구에서 약 200m 떨어짐)에서의 발파진동 변화를 보여준다. 터널 굴진과 함께 폭약량이 늘어나면서 측정지점에서의 발파진동 및 소음이 증가하고 있음을 알 수 있지만 진동기준치에 비해서는 낮음을 알 수 있다. 그림 2는 발파후 숏크리트와 록볼트, 철재 격자지보로 보강한 터널 모습을 보여준다.

부지조사를 통해 얻어진 부지의 특성값은 터널 굴착면에서 얻어진 값과 비교 검토할 수 있다. 그림 3은 시추공을 이용한 부지조사를 통해 추정된 암반의 RMR 값과 터널 발파후 노출된 암반면에서 평가한 RMR(불연속면, 암반물성, 지하수 상태 등을 종합적으로 고려하여 암반의 상태를 정량적으로 평가한 값)을 비교하여 보여준다. RMR은 값이 높을수록 양질의 암반임을 뜻한다. 비교 결과 수직절리가 많은 터널입구부와 dyke가 대규모로 나타나는 70m 구간에서 차이를 보여주지만 대체적으로 유사한 경향을 보이며 터널이 깊어짐에 따라 암질도 나아짐을 알 수 있다.

표 1. 진동추정식을 이용한 발파진동의 영향 추정

구 분	제 원
패턴구분	P-1
지발당장약량	9kg/delay
진동기준치	0.2cm/sec
진동예측치	0.080cm/sec(수송용기)
검 토	OK



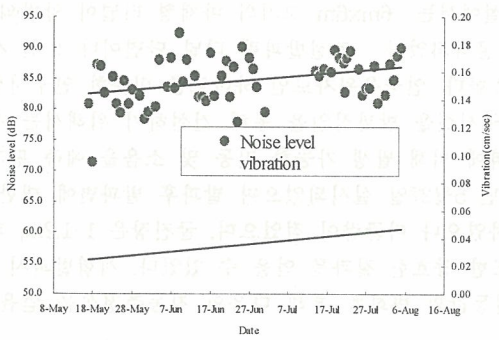


그림 1 굴착 진행에 따른 발파, 진동 변화

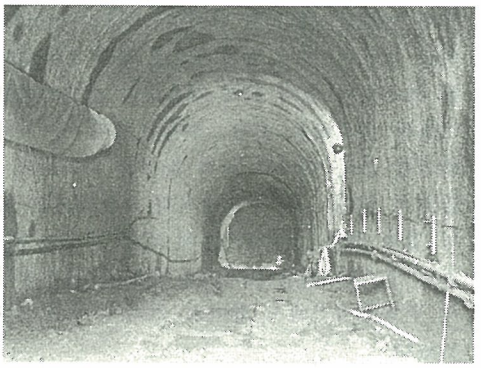


그림 2. 1 단계 공사후 터널 모습

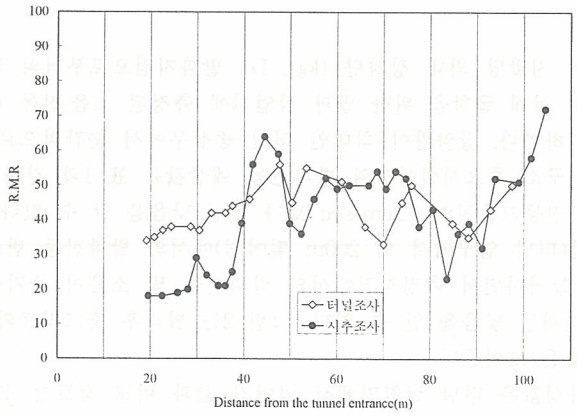


그림 3. RMR 비교표

지하수 흐름에 의한 벤토나이트의 침식과 콜로이드의 발생 특성 : 지화학 변수의 영향

백민훈, 조원진, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

mhbaik@kaeri.re.kr

벤토나이트는 낮은 침투성, 높은 수착성, 자기밀봉특성, 내구성 등으로 인해 고준위 방사성폐기물 처분을 위한 지하처분장에서 완충재 후보물질로 고려되어져 왔다. 원계와 근계의 경계(즉, 벤토나이트가 지하수와 접촉하는 지역)에서 지하수의 침식현상에 의해 벤토나이트 콜로이드가 발생된다면 대부분의 방사성핵종들이 이들 벤토나이트 콜로이드에 강하게 수착되어 균열을 통해 따르게 이동하기 때문에 방사성핵종의 이동에 있어 매우 중요하다 하겠다. 최근에 이러한 처분장의 완충재와 주변 암반 사이의 경계에서 완충재로부터 벤토나이트 콜로이드가 발생되어 암반 균열을 따라 이동하고 악틴족 핵종의 이동에 큰 영향을 미친다는 연구 보고가 있었다[1]

점토성 콜로이드가 방사성폐기물 처분장으로부터 오염물질을 얼마나 유출시킬 수 있는가 하는 문제를 해결하기 위해서는 콜로이드의 발생, 안정성, 그리고 유동경로를 따른 이동 특성 등에 연구를 필요로 한다. 지금까지 오염물질이 콜로이드와 결합하였을 때 더 긴 거리를 이동한다는 보고들이 많이 있었다[2]. 생태계로의 콜로이드의 이러한 가속화된 이동의 관점에서 보면 안정된 콜로이드 부유물, 가역적 회합을 나타내는 콜로이드 부유물, 그리고 이류 이동과 비교할만한 시간대에서 회합의 성장을 보이는 콜로이드 부유물들만이 주요한 관심이 된다고 하겠다[3]. 왜냐하면 불안정한 콜로이드들은 결국 회합물을 형성하여 침전되거나 여과되어 이동될 수 없기 때문이다. 실제로 침식된 입자들이 평면형태 몬모릴로나이트(montmorillonite) 입자들의 구형 회합에 의한 것이라는 연구결과가 제시되었다[4]. 따라서 입자들의 안정성과 침식 현상이 서로 관련되어 있음을 알 수 있다. 회합된 입자들의 안정성은 용액의 이온강도 및 pH 등 화학적 조건 등에 의존하게 된다.

따라서 본 연구에서는 타당한 처분장 조건에서 국내 Ca-벤토나이트를 이용하여 이온강도, pH 등의 지화학적 조건 변화에 따른 압축 벤토나이트 블록의 침식 특성을 관측함으로써 지하수 침식에 의한 벤토나이트 블록의 입자발생 가능성과 발생된 벤토나이트 입자들의 안정성에 대한 실험적 연구가 수행되었다. 아울러 이러한 발생된 칼슘벤토나이트 콜로이드의 안정성에 대한 연구를 동적광산란 방법을 이용하여 이온강도 및 pH 등의 지화학적 조건 변화에 따른 크기 변화를 관측하여 수행하였다. 이러한 안정성에 대한 연구 결과를 벤토나이트의 침식 메카니즘 및 지화학적 변수 영향을 규명하는데 적용하였다.

실험결과, 용액의 용출시간이 증가함에 따라 벤토나이트 입자들의 유출량도 지화학적 조건(pH 및 이온강도) 변화에 따라 변화함을 보여주고 있다. 벤토나이트 입자들의 유출량은 시간이 지날수록 점점 감소하여 200mL의 용액이 용출된 뒤(약 1.4일)에는 일정하게 유지되고 있다. 용액의 이온강도가 큰 경우에 벤토나이트 입자의 유출량은 증가할 것이지만 유출된 벤토나이트의 안정성은 감소하여 서로 회합하거나 침전하여 이동성은 감소하게 될 것으로 예상된다. 반대로 이온강도

가 낮은 경우엔 유출량은 크지 않지만 일정하게 유지될 것이고 유출된 벤토나이트 입자들이 안정하므로 지하수를 따라 균열을 통한 이동성은 커지게 될 것이다. 그리고 고려된 pH 범위, 즉 pH 7~10, 범위 내에서는 벤토나이트의 유출량에 미치는 영향이 크지 않음을 알 수 있었다. 이는 고려된 pH 범위 내에서 벤토나이트 입자들의 안정성이 크게 영향 받지 않는다는 것을 간접적으로 보여주는 것이라 하겠다.

참고문헌

[1] A. Möri, W.R. Alexander, H. Geckeis, W. Hauser, T. Schäfer, J. Eikenberg, Th. Fierz, C. Degueldre and T. Missana, Colloids and Surfaces A: Physicochem. Eng. Aspects 217, 33-47, 2003.

[2] A.B .Kersting, D.W. Efurt, D.L. Finnegan, D.J. Rokop, D.K. Smith and J.L. Thompson, Nature 397, 56-59, 1999.

[3] R. Kretzschmar, H. Holthoff and H. Sticher, H, J. Coll. Interf. Sci., 202, 95-103, 1998.

[4] R. Pusch, SKBF/KBS Technical Report TR 83-04, 1983.

벤토나이트/지하수에서 구리, 철, 스텐레스 강의 부식

김승수, 전관식, 김성기, 최종원
방사성폐기물처분연구부
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

사용후핵연료 혹은 고준위방사성폐기물을 담은 처분용기는 방사성핵종이 생태계로부터 영구히 격리되도록 지하 수백미터에 위치한 처분공에 처분될 것이다. 이 처분용기는 각 국의 처분개념에 따라 500년에서 100,000년까지 용기수명을 달리하고 있는데, 처분공의 주위조건과 처분용기의 재질 및 두께에 따라 용기수명이 달라진다. 일반적인 고준위폐기물 처분용기는 지하수의 흐름뿐 아니라 핵종의 이동을 지연시키기 위하여 벤토나이트와 같은 팽윤성 점토로 둘러싸이는데, 본 연구는 벤토나이트에 모의 지하수 혹은 실제 유성지하수를 첨가하여 겔 상태로 만든 모의 처분환경에서 처분용기 후보재질인 구리, 철, 스텐레스 강의 부식실험을 실시하였다. 실험과정은 스텐레스 강 내부를 테프론으로 코팅한 부식실험용기에 겔 상태의 국산 벤토나이트를 넣은 다음, 이 벤토나이트 속에 금속 시편들을 격리시켜 넣었다. 부식실험용기내 산소를 제거하기 위하여 알곤을 흘려주었으며, 70℃ 혹은 상온에서 장기간 보관하였다. 일정기간이 경과한 후 용기를 해체하여 시편의 무게를 측정하였으며, 표면 상태를 전자현미경으로 조사하였다. 또한, 시편 표면에 생성된 부식생성물을 확인하기 위하여 XRD를 측정하였다.

실험 후 철의 표면에는 검은 녹색 혹은 검정색의 표면층이 나타났으나, 초음파로 세척하거나 건조시켰을 경우 쉽게 시편으로부터 이탈되었다. 구리의 경우는 노란색의 Cu_2O가 표면에 나타났으며(그림 1), 초음파 세척에도 일부는 쉽게 제거되지 않았다. 316L 스텐레스 강의 경우는 실험 전 연마한 표면의 광택이 거의 변하지 않고 유지되었다. 시편의 질량변화에 따른 실험결과로부터 표 1을 얻었는데, 이 표에서 부식속도는 부식기간에 따른 시편의 무게 변화를 표면적으로 나누어 균일부식으로 계산하였다. 그 결과 얻어진 철과 구리의 부식속도는 각각 10, 0.3 ㎛/y로서 외국의 연구결과들과 매우 유사하였으며[1], 스텐레스 강의 부식속도는 구리와 유사하였다.

참고문헌

1. 김승수, 전관식, 강철형, 최종원, 한경원, "처분환경에서 고준위폐기물 처분용기의 후보재질별 예상 부식두께" TR-2172/02, 한국원자력연구소, 2002.

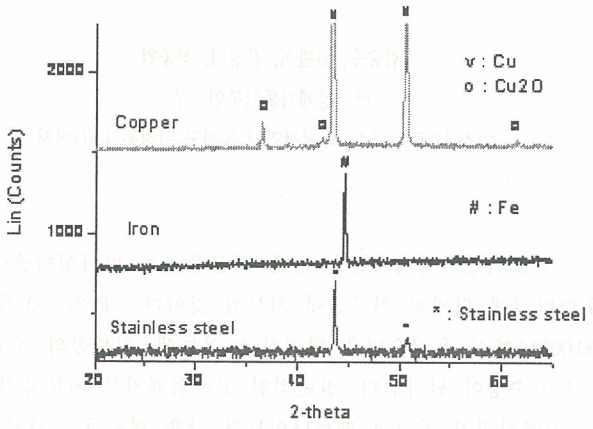


그림 1. 530일 부식실험후 시편의 XRD 스펙트럼

표 1. 부식기간에 따른 시편의 부식률 변화

부식기간 (일)	재질	부식속도 (㎛/y)	실험조건
170	구리	0.00-0.07	실제 지하수, 상온
	철	14	
	스텐레스 강	0.00-0.16	
530	구리	0.35	모의 지하수, 70℃
	철	9.2	
	스텐레스 강	0.35	
844	구리	0.24	
	철	12	
	스텐레스 강	0.19	

PWR 사용후핵연료 처분용기(KDC-1)의 핵임계 안전성 평가

조동건, 최종원, 이종열, 최희주, 김성기
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

dkcho@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 사용후핵연료를 심지층에 안전하게 처분하고자 처분용기를 개발 중에 있다. 중장기연구개발사업 2단계까지의 연구를 통하여 개발된 PWR 처분용기는 네 개의 사용후핵연료 집합체를 수용할 수 있으며 외부용기와 내부용기의 이중구조로 되어 있다. Cast iron 재질의 내부용기는 처분용기가 심지층에 위치했을 때, 외압으로부터 구조적 건전성을 확보해 주며, 구리재질로 이루어진 외부용기는 부식을 억제하는 역할을 한다. 이 처분용기의 반경은 122 cm이며, 축방향 총 길이는 483 cm 이다. 그런데, 이 처분용기의 문제점은 무게가 약 40 톤으로 매우 무겁다는 것이다. 3단계 연구에서는 보수성을 줄이고 공학적이고 실제적인 입력자료를 적용하여 구조해석을 재수행하였으며, 이를 통하여 지름을 102cm로 감소시킨 PWR 처분용기 개념설계안(KDC-1)을 제안하였다. 따라서 본 연구에서는 이 설계안이 심지층 처분장에 위치하였을 때 핵임계 안전성이 확보되는 지를 평가하였다.

핵임계 해석 시 연소 및 냉각시간에 따른 핵종생성량은 SCALE5.0의 SAS2 모듈을 이용하여 산출하였으며, 단위 처분공 모델에서의 핵임계도는 MCNP4c2를 이용하여 평가하였다. 기준사용후핵연료로 초기농축도 4.0 wt.%, 방출연소도 45 GWD/MTU를 적용하였으며, 제어봉이나 가연성 독봉은 없는 것으로 가정하였다. 핵연료는 3주기 동안 원자로 내에서 연소된 후 방출되며 37.5 W/gU의 비열출력으로 400 일간 연소시켰으며, 실제 발전소 데이터를 근거로 재장전 기간은 60일을 가정하였다. 처분되는 핵연료의 냉각기간은 40년을 가정하였으며, 연소에 의한 반응도 감소효과(burnup credit)는 액티나이드 핵종만을 고려하였다. MCNP에서 6 m 간격의 단위 처분공만을 묘사하였으며, 처분공 안에는 한 개의 처분용기를 묘사하였다. 압축벤토나이트는 반경방향으로 60 cm, 아래쪽으로는 50 cm, 위쪽으로는 250 cm가 채워져 있다. 압축벤토나이트 외곽에는 천연방벽인 암반이 벤토나이트를 감싸고 있다. 처분용기 및 처분공의 각 구성 물질 조성은 사용후핵연료가 처분된 심지층 처분장의 핵임계 안전성을 평가한 SKI Report 00:13 보고서에서 사용한 조성을 그대로 적용하였다.

심지층 처분장의 핵임계 안전성에 대해 언급하고 있는 10CFR60.131(h)에서는 고준위폐기물 처분장에 관하여 반응도를 가장 크게 야기 시키는 조건에서 불확실도를 포함하여 유효증배계수가 0.95 이하로 유지될 것을 요구하고 있다. 표 1에는 본 연구에서 고려한 불활실성을 유발하는 인자와 이에 상응하는 불확실도가 기재되어 있다. 표 1에서 보듯이 총 불확실도는 매우 보수적으로 고려했을 때, 0.079 △k로 나타났다.

표 1. Summary of the uncertainties

Factor	Uncertainty
Operating history	0.002
Declared burnup	0.007
Power history	0.002
Axial burnup distribution	0.005
Control rods	0
Calculational uncertainty	0.02
MCNP statistical uncertainty	0.002
Emplacement uncertainty	0.001
Isotopic prediction	0
Long term reactivity change	0.040
Total	**0.079**

고려된 불확실도 중에서 방출연소도(declared burnup) 및 장기저장에 따른 반응도 변화(long term reactivity change)에 대해서만 언급하면 다음과 같다. 사용후핵연료의 연소도는 원자로의 열출력과 관련이 있으며, 보통 열출력은 약 2% 정도의 오차를 보인다. 또한 노심계산코드로부터 원자로 출력을 각 핵연료 집합체 출력으로 변환하는 데는 약 1% 정도의 오차를 야기 시킨다. 따라서 각 핵연료 집합체당 명기된 방출연소도는 약 3% 정도의 오차를 갖으며, 이에 의한 불확실도가 고려되었다. 그림 1은 원자로에서 방출된 사용후핵연료를 처분공에 처분하였을 경우 시간에 따른 유효증배계수의 변화를 나타낸다. 그림에서 보는 바와 같이, 냉각기간이 40년인 핵연료를 처분하면 시간이 지남에 따라 반응도 값은 증가하다가 다시 감소하는 경향을 나타낸다. 본연구의 기준핵연료는 냉각기간이 40년이므로 이로 인한 반응도 증가를 불확실도에 포함시켰다.

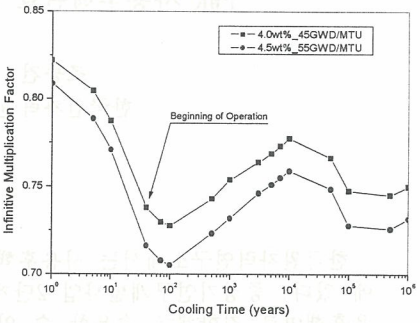


그림 1. 냉각기간에 따른 유효증배계수 변화

핵임계 해석은 정상 및 비정상 조건에 대해 각각 해석하였다. 정상조건은 KDC-1 처분용기가 처분공에 거치된 후, 공학적 방벽의 건전성 및 성능이 유지되면서 지하수에 의해 최적 감속조건을 이룰 때의 조건이며, 이때, 최대 핵임계도를 나타내는 조건은 1.0 g/cc의 밀도를 갖는 지하수가 처분용기 바스켓 내와 벤토나이트에 포화되었을 때로 나타났다. 이 조건에서의 유효증배계수 값은 표 2에서 보듯이 불확실도를 포함해도 0.816로 나타나. 새로이 제안된 KDC-1 처분용기 및 단위 처분공은 정상조건에서 미임계 기준을 만족하였다.

비정상 조건은 매우 극단적인 조건으로 인위적으로 추가한 공학적 방벽은 모두 소실되고 천연방벽만이 존재하면서 지하수에 의해 최적 감속조건을 이룰 때이다. 즉, 벤토나이트가 물에 의해 소실되고 이차적으로 처분용기를 구성하고 있는 모든 재질이 소실되어 사용후핵연료 집합체만 물속에 남은 경우를 고려하였다. 그림 2는 이 경우에 대하여 평가된 핵임계도를 나타낸다. 계산 시, 물의 밀도는 0.6~1.0 g/cc까지 변화시켰으며, 집합체 간의 거리는 0~13cm까지 변화시켰다. 가장 반응도가 높은 조건은 물의 밀도가 1g/cc 이고, 집합체 네 개가 상호간에 붙어 있는 경우로 나타났으며, 이 경우의 핵임계도 값은 0.86717로 나타났으며, 불확실도를 고려하면, 0.946으로 미임계 한계치를 만족하였다.

표 2. 핵임계도 평가 결과

	K_{eff} + uncertainty
정상상태	0.73686 + 0.079[1)] = 0.81586
비정상상태	0.86717 + 0.079[1)] = 0.94617

1) Sum of uncertainties : 고려된 불확실도의 총 값임

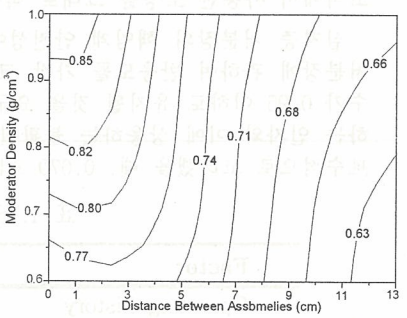


그림 2. Criticality Map for four spent fuel assemblies in pool.

앞서 언급한 바와 같이, 새로이 제안된 PWR 처분용기 KDC-1은 불확실도를 보수적으로 적용하고 극단적인 비정상조건을 적용한다 해도 해임계 안전성이 확보되는 것으로 나타났다. 본 연구에서 수행한 핵임계 해석은 예비 안전성 평가로서 불확실도를 지나치게 보수적으로 적용하였으므로 향후 이에 대한 개선연구가 필요하다.

고준위폐기물 심지층 수평처분 개념설정

이종열, 이 양, 조동건, 김성기, 최희주, 최종원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

njylee@kaeri.re.kr

사용후핵연료는 원자력발전소에서 발전하고 난 후 배출되는 것으로 현재는 각 발전소부지의 저장고에 임시저장 되어 있으며, 이를 고준위폐기물로 고려하여 심부지층에 처분하기 위한 연구가 진행되고 있다. 원자력발전소는 '제2차 전력수급기본계획'에 따라 2013년에 폐로 예정인 월성1호기를 고려할 경우 2015년에 총 27기의 원전이 가동될 예정이며, 이후 더 이상의 추가 원전건설이 없다는 가정 하에, 이들 원전으로부터 예상되는 사용후핵연료 발생량을 추정하면 약 35,000톤에 이를 것으로 전망된다.

사용후핵연료 처분용기를 수평으로 처분하기 위한 고려요소는 다양하지만, 여기서는 사용후핵연료 처분량 및 그에 따른 처분용기 제원 및 수량, 그리고 심부지하에 존재할 가능성이 있는 불연속면 등 주요 영향인자를 고려하였다.

국내 사용후핵연료 총 예상발생량으로부터 산출된 사용후핵연료 처분용기의 수량은 PWR 처분용기 11,375 개, CANDU 처분용기 2,835 개로 약 15,000 개를 처분해야 하고, 사용후핵연료를 포장하는 처분용기는 구조적 건전성을 유지하기 위한 탄소강과 내부식성을 위한 니켈합금 또는 구리로 이루어지며, 지속적인 개선이 이루어질 예정이다. 현재까지 개념에 있어서의 처분용기 제원은 외곽 직경 1.02 m, 길이 4.83 m, 핵연료를 포함한 무게는 약 30 톤이다. 수평처분을 위하여 완충재 블록과 일체화시킨 콘테이너를 취급하게 되며, 그림 1.은 일체화된 콘테이너 개념을 나타내고, 그 무게는 약 40 톤에 이를 것으로 판단된다.

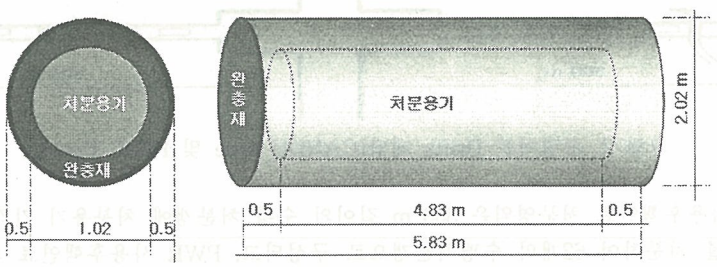


그림 1. 수평처분을 위한 처분 콘테이너 개념

심부지층 암반내의 균열대는 암반의 역학적 변위를 야기할 수 있는 연약면이고 지하수 흐름의 주된 통로가 되므로, 처분장의 건설과 폐기물 처분이 절리암반의 거동과 수리적 거동에 미치는 효과를 고려하는 것이 필요하며, 처분장주변에서 고려해야할 균열대의 분류체계 중 처분공과 관련된 등급 3에 대한 처분터널에 직교하는 균열로부터의 처분공까지의 이론적인 안전거리와 그에 따른 처분터널의 증가량을 표 1.에 나타내었다.

표 1. 3등급 균열대에 따른 안전거리 및 증가율

Width of fracture (m)	Sum of safety distances (m)	Total (m)	Interval/1000 m	Proportion (%)
0,1	6	6,1	2	1,22
1	10	10,1	2	2,02
5	10	15	2	3,00

수평처분개념 처분장 지하시설의 주된 3개의 구조는 이송터널, 처분용기를 처분하기위한 운영챔버 및 처분갱도이다. 개념설정 단계의 수평처분개념과 관련된 장비 및 방법의 개발에 있어서 굴착과 처분을 위한 장비의 길이는 향후 지하 배치에 필요한 이송터널과 운영챔버로의 연결을 위한 곡률반경 및 그 길이를 결정하게 될 것이므로 이를 충분히 고려하여야 한다. 또한 운영챔버의 높이는 처분터널 개구부 위로 들어 올리는 중장비 리프트의 작업을 위한 충분한 공간이 확보되어야 한다. 또한, 처분용기의 지름과 수평처분개념에서는 공정운영장비를 고려하여 처분갱도의 규모를 산출하여야 한다. 이상의 주요 고려인자에 대한 분석을 근거로 산출한 터널 및 수평처분 소요수량 및 제원은 표 2 및 그림 2.에 나타낸 바와 같다.

표 2. 3등급 균열대에 따른 안전거리 및 증가율

구 분	내 용
처분 Drift 제원	- PWR ; 32 처분용기/Drift -> 32 x 9 m + 15 m ≒ 300 m - CANDU ; 48 처분용기/Drift -> 48 x 6 m + 15 m ≒ 300 m
처분 Drift 소요 수	- PWR ; 1.05 x 11,375 = 11,944 처분용기 ▸ 11,944/32 ≒ 374 Drifts - CANDU ; 1.05 x 2,835 = 2,977 처분용기 ▸ 2,977/48 ≒ 62 Drifts

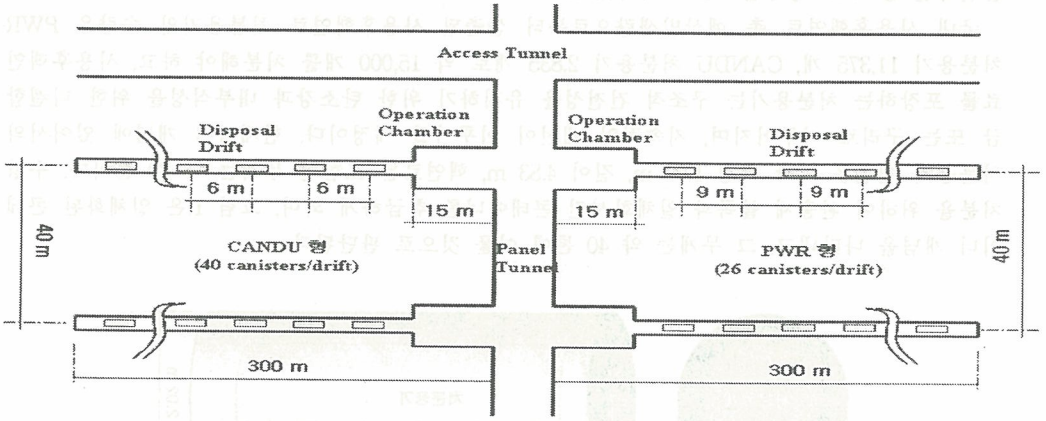


그림 2. 수평처분 Drifts 개념(CANDU type 및 PWR Type).

CANDU 사용후핵연료 처분영역은 300 m 길이의 수평 처분갱에 처분용기 간격 6 m로 48개의 처분용기를 처분하여 62개의 수평처분갱으로 구성되고, PWR 사용후핵연료 처분영역은 길이 300 m 처분갱에 처분용기 간격 9 m로 32개의 처분용기를 처분하여 374개의 수평처분갱으로 구성된다.

고준위폐기물 처분용기 수직처분에 대한 수평처분개념의 특성은 다음과 같다.

- 처분장 깊이, 환경 등 일반 조건과 처분용기개념 및 포화된 벤토나이트 완충재의 밀도는 수평, 수직개념 모두 동일한 것으로 가정한다.
- 수평처분개념에서는 수송 및 처분을 위하여 처분용기와 벤토나이트 완충재를 감싸 일체화시킨 별도의 콘테이너를 사용하며, 이를 고려하였을 경우 전체 콘테이너의 무게는 약 40톤 정도이다.
- 수평처분 개념에서 콘테이너간에는 격리블럭으로 구분하여 수평처분갱(drift)에 배열하는 것으로 하며, 수평처분 갱 외에 운영을 위한 챔버를 두고, 최종적으로 처분갱도 밀봉을 위하여 콘크리트 플러그를 사용한다. 기준 사용후핵연료의 붕괴열, 암반의 열전도도 및 수평처분 갱의 간격을 사용하여 처분용기간 거리를 예비적으로 CANDU 사용후핵연료는 6 m, PWR 사

용후핵연료는 9 m로 설정하며, 이들 처분용기 간 간격은 지속적인 검토/분석을 통하여 최적화하여야 한다.

- 수평처분갱도의 길이는 300 m까지 고려하며, 처분갱도의 경사는 상향 2도로하고, 처분갱도 간 간격은 40 m로 하되, 추후 열, 구조해석을 통하여 최적화하여야 한다.

이상의 고준위폐기물로 고려하고 있는 사용후핵연료 수평처분을 위하여 고려한 인자인 열-역학 분석 및 암반 균열대 영향 분석은 향후 실제 처분장의 물성자료를 입력하여 정량적인 해석이 필수적이다.

심지층 처분장 건설에 대한 불연속면의 역학적 영향 분석

이양, 김진웅, 이종열, 최희주, 최종원

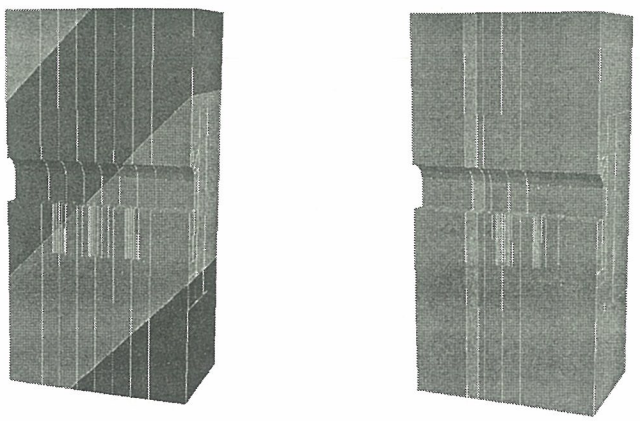
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

yalee@kaeri.re.kr

심지층 처분장의 건설 단계에서 암반내에 존재하는 절리가 처분공 및 처분터널에 미치는 영향을 분석하였다. 또한, 처분공과 인접한 단층 파쇄대의 영향을 조사하였다. 본 분석에서는 지하수의 유동이나 버퍼-암반의 상호작용 및 열적인 효과는 고려하지 않았으며, 3차원 불연속체 해석 코드인 3DEC을 이용하여 처분터널 및 처분공 굴착에 대한 역학적 해석을 수행하였다. 다양한 불연속면의 영향을 평가하기 위해서 절리의 배치 및 절리의 물성, 초기응력 방향, 파쇄대의 크기 및 위치에 대한 분석을 하였다. 절리 및 파쇄대의 형상과 물성은 지하 부지별로 고유한 특성을 나타내지만, 현재 처분장 부지가 결정되지 않았으며 심부 지하의 절리에 대한 자료가 거의 없으므로 가정과 문헌을 통해 사용하였다. 따라서 본 연구의 목적은 심지층 처분장에서 절리 및 단층 파쇄대의 정성적인 영향을 파악하는 것이다.

해석모델은 현재 한국형 기준처분개념으로 고려되고 있는 KRS-1 처분개념에 따라 모델링 되었다. 분석 내용에 따라 2개 또는 3개의 처분공을 포함하는 모델을 이용하여 절리의 방향 및 배치, 절리와 터널의 교차여부, 초기응력 방향, 절리의 물성, 파쇄대 위치 등을 달리하며 총 29경우에 대한 해석을 수행하였다. 처분터널과 처분공은 동시에 굴착되는 것으로 가정하였으며, 결과분석은 주로 처분터널과 처분공 주변의 암반에 대해서 이루어졌다. 분석된 내용은 암반의 변위와 Mohr-Coulomb 파괴 기준에 의한 안전율 변화이며, 이 외에도 소성대, 절리면 변위, 응력변화 등도 평가되었다.

다음 그림은 본 해석에 사용된 불연속체 모델의 일부이다.



(a) 절리 모델 (b) 파쇄대 모델

그림 1. 해석에 사용된 모델

심지층 처분장의 안정성과 관련한 주요 항목들은 처분장의 건설단계, 처분단계, 운영단계 등 다양한 단계를 고려하여 평가되어진다. 이 연구에서는 처분장이 건설되는 단계에서 불연속면의 역학적인 영향을 평가하고자 하였다. 본 해석을 통해 얻어진 일반적인 결론은 다음과 같다.

- 본 연구에서 고려된 절리형태는 처분터널 및 처분공 주변의 암반에 크게 직접적인 영향을 미치지 않으며, 암반의 역학적 거동에는 처분터널에 상대적인 초기응력 방향이 가장 중요한 인자로 나타났다. 특히 암반내의 수평방향 최대주응력 방향이 처분터널의 축방향과 수직하고 절리의 주향 방향과 터널의 축방향이 서로 수직일 때, 역학적으로 가장 불안정한 경향을 보였다.
- 절리 수와 절리 간격의 차이는 고려된 범위 내에서는 큰 영향이 없었으며, 절리와 처분장이 교차하는 위치에 따라서 역학적 거동에 가장 큰 차이가 발생하였다.
- 처분공에 인접한 파쇄대의 두께는 역학적으로 주요한 인자가 아니며, 파쇄대와 처분공 사이의 거리 그리고 파쇄대의 물성이 주요 인자로 나타났다.

본 연구에서 고려된 절리는 처분터널과 처분공의 역학적 안정성에 크게 영향을 주지 않았지만, 절리의 경향에 따라 절리면을 통한 미끄러짐 또는 쐐기 블록의 생성 및 탈락이 발생할 수가 있다. 이는 실제 처분장 부지의 절리 분포 형상과 관련되며, 처분공의 과도한 변위는 처분공정을 방해할 수 있으므로 적절한 보강을 통해 변위를 억제시킬 필요가 있다. 또한, 절리면을 통한 지하수의 유동은 절리의 거동에 영향을 줄 것으로 판단되며, 현재 절리면을 통한 지하수의 유동과 관련한 분석이 수행중에 있다.

공학적 방벽에서의 학제적 연구에 관한 고찰

Some Notes on the Interdisciplinary Study in EBS

최희주, 황용수, 최종원, 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

고준위폐기물 처분시스템은 공학적방벽(EBS)과 자연방벽으로 구성된다. 공학적방벽은 사용후핵연료, 캐니스터 또는 오버팩으로 불리는 처분용기, 완충재, 뒷채움재, 밀봉재 등으로 구성되며, 지하 암반 및 생태계와 같은 자연방벽으로 둘러 싸여 고준위폐기물 내에 포함되어 있는 방사성핵종들을 인간 생활환경으로부터 격리하고 있다. 고준위폐기물 처분시설은 일반적으로 지하 수백미터의 깊이에 건설되며, 따라서 이 시설만의 고유 특성을 갖는다. 처분시설 설계시 반드시 고려하여야 할 고유 특성들은 지하수에 의한 수십 기압의 수압, 산화-환원 특성, 지열 등이다. 처분시설 설계 및 안전성 평가에는 이런 특성을 충분히 이해되고 고려되어야 한다.

한국원자력연구소에서는 고준위폐기물 처분관련 연구를 수년간 수행해 오고 있다. 그동안의 연구는 주로 각 방벽에서의 물질전달, 지하수 흐름, 부식 현상 등과 같은 단일 현상에 대해 이해와 해석 능력의 보유에 주안을 두었다. 수년간의 연구 수행 결과 각 분야에서의 노하우는 많이 축적되었다. 그러나 향후 연구를 위해서는 새로운 현상의 발견, In-situ 실험, 대형 장치 개발 혹은 좀 더 복합적인 현상 등에 대해 관심을 갖기 시작할 시점이 되었다. 이런 관점에서 비교적 적은 비용으로 수행할 수 있는 학제적 접근법(interdisciplinary approach)은 보다 도전할 만한 주제가 될 것으로 판단되어 공학적방벽에서의 몇 가지 예를 도출하였다. 본 논문에서는 인공방벽에서 예상되는 다양한 복합 현상들을 개괄적으로 살펴보며 향후 공학적방벽 연구에서 좀 더 심층 분석이 필요한 항목들을 도출하였으며, 이 항목들은 추가의 분석을 통하여 FEP 작성, 수학적 모델링, 실험실 및 현장 실험 등의 계획 수립의 기회가 될 것이다.

일반적으로 자연방벽의 경우 부지 선정과 그에 따른 부지환경평가가 중요하나 공학적방벽은 다양한 엔지니어링 작업을 요구한다. 공학적방벽은 방벽 자체를 개발하는 것 외에도 전체 처분시스템의 설계 및 성능평가, 인간에의 피폭 평가를 위한 안전성 평가 등과 같은 복합적 평가를 통하여 개발되고 있다. 고준위폐기물 처분시설 설계의 핵심은 그 안에 포함된 방사성 핵종들과 이들의 방사성 붕괴에서 발생하는 열을 적절히 관리하는 것이다.

영구처분 관점에서 파악하여야 할 사용후핵연료의 주요 특성은 핵종 재고량, 열원, 침출률 등이다. 핵종 재고량과 열원은 ORIGEN 코드로 계산되며, 이 계산 결과는 별도의 실증 없이 사용가능하다. 침출율의 경우 실험을 통해 측정되고 있으나, 처분환경에서 사용후핵연료는 100℃ 이상에 노출될 것으로 예상된다. 따라서 처분용기 결함에 의해 용기 수명이전에 지하수 유입에 의한 핵종 누출 평가에는 다음 사항이 고려되어야 한다. 사용후핵연료가 충분히 냉각되기 전에 캐니스터 내부로 유입된 지하수는 대부분 수증기 상으로 존재할 것으로 예상되므로 수증기 상에 의한 침출 효과 평가 혹은 초기 침출률 평가를 위한 지하수와의 접촉 면적이 평가를 위한 모델 개발이 매우 중요하다. 적절한 처분용기 부식 모델의 선정과 캐니스터 내부로 유입되는 지하수량을 예측하는 모델에 대한 개발이 필요하며, 침출률 측정을 위한 실험도 이런 조건을 고려하여 설계하여야 한다.

현재의 PWR 사용후핵연료 처분용기의 기본적인 개념은 스웨덴에서 제시하였다. 이 개념의 주요 설계요건은 십만년의 용기수명과 용기표면 최고온도 100℃이다. 처분용기는 사용후핵연료를 담고 있는 실질적 첫 번째 공학적방벽이며, 가장 다양한 엔지니어링이 요구되고 있다. 처분용기의 부식은 지하수를 통한 산화제의 유입에 의하여 이루어진다. 부식평가를 위한 기존의 모델은 외부시스템으로부터 완충재 공극을 채운 지하수를 통해 산화제가 유입되며, 유입된 산화제의 몰

수에 비례하여 부식이 일어난다고 가정하고 있다. 구리 외부용기에 대한 부식평가 모델의 경우 기존 모델이 합리적이나 일본처럼 주철을 이용한 내부구조물로만 용기를 만들 경우 산화제가 방사선에 의한 지하수의 방사분해에 의해 발생되는 산화제에 의한 부식도 가능하다. 따라서 방사분해에 의해 발생되는 산화제 선원항을 고려한 부식모델을 개발하여야 한다.

구조해석의 주요한 2가지 인자는 지하수압과 팽윤압이다. 팽윤압은 지하수 포화도에 따른 변수이며, 외국의 경우 팽윤압 예측을 위한 모델도 개발 중임. 지하수재포화-팽윤압 변화-구조해석을 연계한 해석 모델 개발이 필요하다. 또한 온도상승에 의한 TM 해석은 현재 수행되고 있는 평가 방법이다. 열 해석은 구조해석과 아주 밀접한 관계에 있으며, 처분용기 표면온도는 대부분의 국가에서 고려하고 있는 설계기준이다. 따라서 보다 정확한 예측을 위한 복합평가가 필요하며, 완충재에서의 포화도 변화에 따른 열전달 해석 등은 일본의 경우 해석을 수행한 분야이다.

현 완충재 개념은 스웨덴에서 제시하였다. 스웨덴의 경우 지열구배가 우리 지질조건과 너무 상이하여, 이 개념을 그대로 받아들일 경우 처분용기표면 온도 제한 때문에 용기 설계에 어려움이 많다(그림 참조). 따라서 이것을 해결할 수 있는 개념 도출이 필요하다. 완충재의 핵종이동 억제 기능의 중요성이 의문시 되며, 완충재의 기능 중 지하수 유입억제, 기계적 충격에 대한 완충 작용, 흡착능 등에 대한 정량적 비교가 필요하다. 이를 위해서는 열전달뿐만 아니라 지하수 유입(재포화 시간 계산), 핵종 누출 억제 기능 해석 등 다각적 측면에서 비교되어야 한다. 앞서 언급한 바와 같이 지하수 유입에 따른 팽윤압 변화 모델과 팽윤압 증가에 따른 수리전도도 변화 예측 모델 및 실험이 수행되어야 한다.

국내 처분관련 연구의 기술적 성숙을 위해 현재의 연구 상황이 갖는 한계 상황의 극복을 위한 한 가지 대안으로서 학제적 연구를 제시하였다. 본 논문에서 제시한 연구 항목은 학제적 연구가 필요한 예에 불과하며, 학제적 연구 항목 도출을 위한 보다 다각적이고 전문적 노력을 통하여 이에 대한 개발이 필요할 것으로 판단된다.

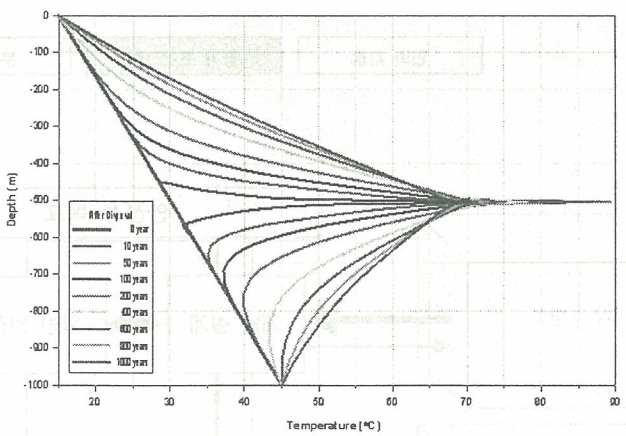


그림. 고준위폐기물 처분시설의 온도 변화 예측.

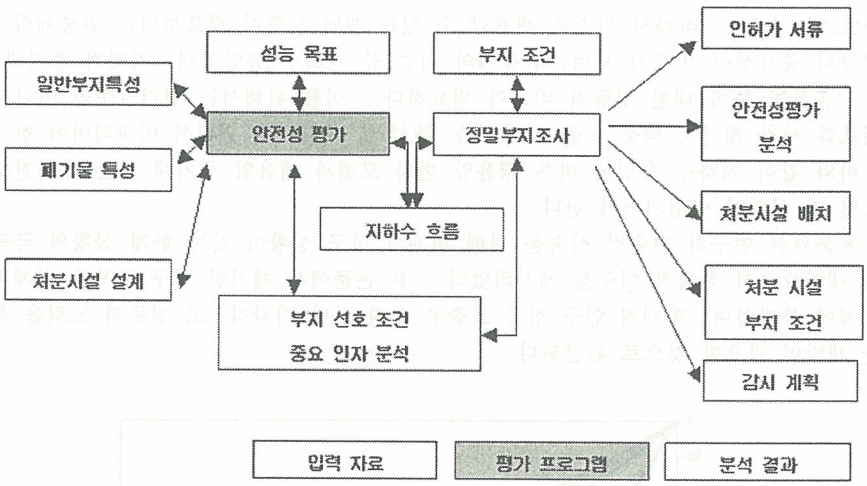
처분시설 건설시 기술적 고려사항

이동석
한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 167번지

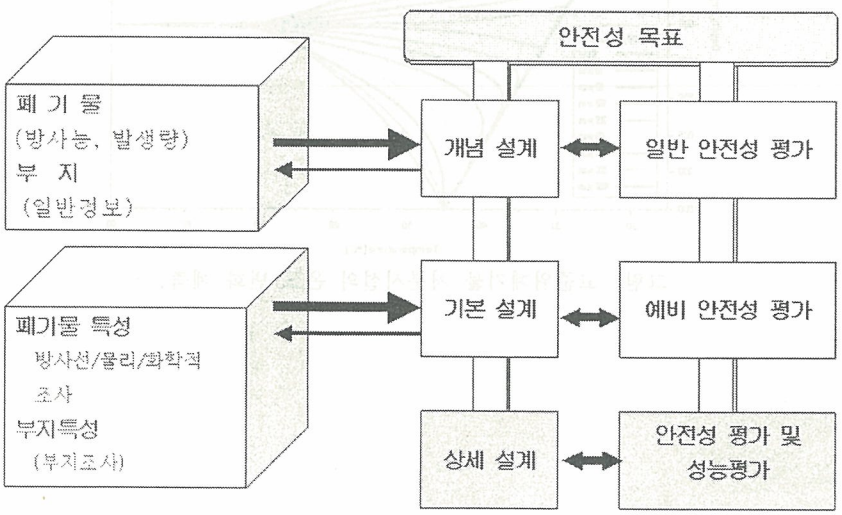
ldsuck@khnp.co.kr

I. 처분방식 설계 개념

1. 설계 수행 개념



2. 설계 진행 절차



Ⅱ. 기술적 고려사항(주요 설계 인자)

1. **폐기물 특성** : 처분기준 수립
   ○ 폐기물 핵종과 수량, 물리 화학적 특성, 처분 제한치 등

2. **부지특성** : 부지의 물리 화학적 특성과 취약점 보상 방안
   ○ 부지의 격리특성, 기후 및 수문학, 지질구조 특성, 수문지질 및 지구화학 특성, 지형작용 등
   ○ 천층/ 동굴처분시설의 지반조건

3. **공학적 방벽** : 안전 시스템에 대한 여유 확보
   ○ 폐기물 고화체 포장재, 공학적 구조물 또는 격리층, 채움재, 인공 덮개, 재료의 장기내구성, 재료의 물리 화학적 침식 저항 등

4. **운영 중 고려사항**
   ○ 시공단계 : 성능발현 시공성(시공절차, 재료의 사용가능성 등)
   ○ 운영단계 : 작업자 보호, 포장물의 물리적 방호, 감시, 제염 등
   ○ 폐쇄단계 : 폐쇄의 안정성, 침식저항, 처분고 격리, 배수 시스템, 기록유지, 침입자 방벽, 완충구역, 기체배출 등

5. **인허가 및 안전성 평가** : 인허가 기관과의 안전성 평가 방법론 협의

6. **방사성핵종 노출 시나리오 및 경로** : 설계에 피드백
   ○ 물의 이동 용해 부유, 가스, 인간침입, 자연적 파괴사건 등

7. **품질보증** : 사전에 설정된 기술적 요건에 대한 성능 보증

※ 참고도서

- Technical Considerations in the Design of near surface Disposal Facilities for Radioactive Waste(IAEA, 2001.11)
- 원전수거물관리시설 기술지침 설명서(한국전력기술, 2004.12)

가상 고준위 방사성폐기물 처분장 주변 3차원 지하수 유동 해석

서은진, 황용수, 강철형
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지
ejseo@kaeri.re.kr

고준위 방사성폐기물 처분장 폐쇄 후 장기 방사선적 안전성 평가에서 고려되어야 할 주요 사항들 중 지하 매질에서의 지하수 유동 평가 단계에 대한 연구를 수행하였다. 방사성폐기물 처분 안전성 평가에 있어서 지하수 유동 평가는 처분 동굴, 공학적 방벽, 천연 방벽, 천연 방벽과 생태계 접면(Geosphere Biosphere Interface: GBI)에서의 지하수 이동 거리(Path length), 시간(Travel time), 유입 속도(Darcy velocity) 등을 산정해 종합 안전성 평가 코드인 MASCOT-K[1]나 AMBER[2]의 입력 자료로 최종적으로 사용된다.

고준위 방사성폐기물 처분장 주변 지하수 유동을 평가하는 것은 이를 통해 이동하는 방사성 핵종들로 인한 처분 안전성을 평가하는데 중요하다. 본 연구에서는 가상 평가 대상 지역을 다공 암반으로 가정하고 CONNECTFLOW [3]코드의 다공 암반 해석 모듈인 NAMMU [4]를 이용하여 3차원 지하수 유동을 해석하였다. 평가 지역은 우리 나라 영서형 지형 특성을 반영하여 처분장 주변 암반 분포와 단열 특성을 가정하였다. 그림 1은 3차원 지하수 유동 해석을 위한 모델을 나타낸다. 평가 결과 지하수 이동 거리, 시간, 유입 속도 등을 산정하였고 각 평가 인자들의 영향을 살펴보았다.

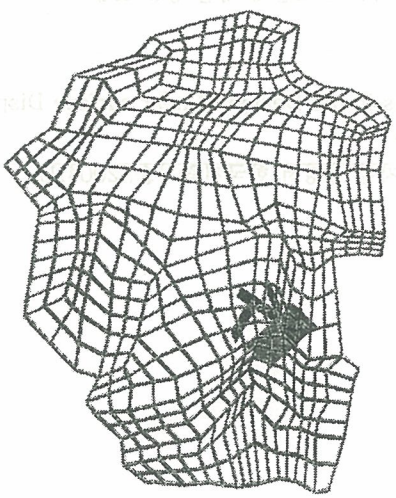


그림 1. 지하수 유동 해석을 위한 모델

참고문헌

1. Robinson, P. C. and Y. S. Hwang, Confidence Building in MASCOT-K, QRS-1106A-1, Vol 3.0, Quintessa, 2002.
2. Enviros QuantiSci, Amber 4.4 Reference Guide, Version 1.0, April 2002.
3. Serco Assurance, Connetflow (Release 8.1) Technical Summary Document, 2004.
4. L. J. Hartely, C. P. Jackson and S. P. Watson, NAMMU (Release 6.4) User Guide, AEA Technology, 1998.

빈 면

제3분과
사용후핵연료 및 핵연료주기

빈 면

Current Status and Future Prospects of the IAEA Program in the Fields of Nuclear Fuel Cycle and Materials Technologies

핵연료주기 기술개발을 위한 IAEA 프로그램의 추이 분석 및 전망

Kyoung-Pyo KIM*, Seong-Won PARK, Chung-Suk SEO, Ho-Dong KIM, Kee-Chan SONG, Sang-Mun JEONG
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

김경표*, 박성원, 서중석, 김호동, 송기찬, 정상문
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kpkim@kaeri.re.kr

Abstract

The objectives of this paper are to present the general features of the current IAEA programs and their future prospects in the fields of the nuclear fuel cycle and the related materials technologies, thus responding to a need to achieve a consolidated understanding of the Agency's programs for an effective implementation of the respective national R&D projects in Korea. During the development of the Agency's programs for 2006-2007 in the aforementioned fields, it is foreseen that an considerable attention will be attributed to the concepts, models and opportunities for optimizing the fuel cycle, mining the raw materials, re-using the materials and reducing the waste arisings (e.g. through partitioning and transmutation), all of which, will include an enhanced consideration for proliferation and security concerns.[1)]

Key Words : IAEA program, nuclear fuel cycle, spent fuel, nuclear policy

요 약

본 연구는 핵연료주기 기술개발에 있어서 우리나라가 연구개발 사업을 추진하는 데 도움이 될 수 있도록 국제원자력기구(IAEA) 프로그램의 2004년도 IAEA 프로그램의 추진실적과 2005년도 수행사업을 살펴보고 2006~2007년도 주요이슈와 기획방향을 제시하였다. 아울러 핵연료주기 기술개발과 관련하여 현재 수행중인 기술협력 사업을 고찰함으로써 동 프로그램의 신규 참여를 확대하고자 한다. 본문에서 제시된 추진실적 고찰, 추이분석 및 향후 프로그램 전망 등이 향후 국제공동연구 확대를 위한 원자력정책 수립에 활용될 수 있기를 기대한다.

중심 단어 : IAEA 프로그램, 핵연료주기, 사용후핵연료, 원자력정책

1) This study is a partial product of the national project for the establishment of an infrastructure for international cooperation, which is supported by the Ministry of Science and Technology.

1. 서 론

우리나라는 1957년에 설립된 국제원자력기구(IAEA)의 창설 회원국으로 가입한 이래 원자력발전 기술뿐만 아니라 방사선·동위원소의 농업, 산업, 환경, 보건의료 등 이용 분야에서 괄목할 만한 성장이 이루었다. 이제는 세계 5위권의 원자력 과학기술 진입을 목표로 원자력연구개발 사업을 수행하고 있으며, 이의 효과적인 추진을 위해서는 원자력 선진국과의 국제협력이 필수적인 과제가 되고 있다.

원자력 분야에 있어서 국제협력의 핵심적인 국제무대이며 중추적인 역할을 수행하고 있는 국제원자력기구(IAEA)가 선진국과 개도국간의 원자력관련 연구 증진을 목표로 추진하고 있는 공동연구프로그램과 기술협력 사업은 개별적인 양자 간 기술협력 협정 없이도 참여할 수 있는 국제협력 메카니즘이다.

IAEA 사무국은 중기전략을 제시하면서 핵연료주기 기술개발을 위해 i) 우라늄 공급량 평가에 대한 최신 정보 유지, ii) 사용후핵연료 누적량 증가에 대처한 대응방안 모색을 지원 (저장시설 확충 및 수명연장 등), iii) 핵비확산성 핵연료주기기술 강화, iv) 전 세계적 핵연료주기에 대한 포괄적 모형구축 및 공감대 형성을 꾀하고 있다.

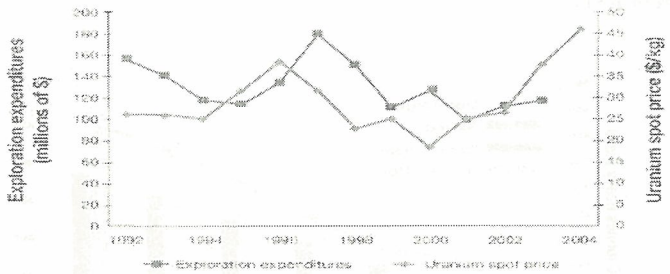
본 논문은 핵연료주기 기술개발을 위한 2004년도 IAEA 프로그램의 추진실적과 2005년도 수행사업을 살펴보고 2006~2007년도 주요이슈와 기획방향을 제시하고자 한다. 아울러 핵연료주기 기술개발과 관련하여 현재 수행중인 기술협력 사업을 고찰함으로써 동 프로그램의 신규 참여를 확대하고자 한다.

2. 2004년도 IAEA 프로그램 추진 실적 고찰

현재 IAEA는 선·후행 핵연료주기 기술 및 현안과 관련하여 4개의 서브프로그램을 수행하고 있다. 이의 추진 목적은 회원국이 안전성, 신뢰성, 경제성, 핵비확산성, 환경친화성, 안정성 등을 갖춘 핵연료주기 프로그램을 수행할 수 있도록 정책 결정, 전략 기획, 기술 개발·이행 등의 능력을 강화시키는 데 있다.

2.1. 우라늄 생산과 환경

IAEA 및 OECD/NEA는 공동으로 격년지 'Red Book' (Uranium 2003: Resources, Production and Demand) 최신호를 2004년에 발간하였다. 44개국의 자료를 검토한 결과 Red Book의 주요 결론은 우라늄 시장이 중기적으로 매우 불확실하다는 것이다. 이는 향후 2차 공급원으로 이용될 수 있는 민간 및 군용 비축물량, 우라늄 재처리와 감손우라늄의 농축에 대한 정보가 부족하기 때문이다. 2003년 초에 민간 발전용 원자로에 필요한 세계 우라늄 필요량의 46%를 2차 공급원이 차지하였지만, 비축량이 부족해짐에 따라 공급물량이 크게 감소할 것으로 예측하고 있다. 2015년 이후, 생산용량의 증가와 추가적인 발전센터의 개발 또는 대체 연료주기의 도입으로 인해 원자로의 요건이 점점 강화될 전망이다. 또한, 시장의 불확실성, 원자력에너지에 대한 세계적인 밝은 전망 및 과거의 낮은 광산투자와 같은 개별적인 요소들이 결합되어 최근의 시장가격의 상승을 부채질하였다. 실제로 2002년 말에 비해 100% 이상의 가격상승이 발생하였다.



(그림 1) Uranium market price and exploration expenditures, 1992~2004

IAEA는 우라늄 생산 주기 및 환경에 대하여 발간한 기술보고서는 i) Recent Developments in Uranium Resources, Production and Demand with Emphasis on In Situ Leaching (IAEA-TECDOC-1396), ii) Treatment of Liquid Effluents from Uranium Mines and Mills (IAEA-TECDOC-1419), iii) Recent Developments in Uranium Resources, Production and Demand and the Environment (IAEA-TECDOC-1425), iv) Guidebook on Environmental Impact Assessment for In Situ Leach (ISL) Mining Operations (IAEA TECDOC-1428) 등이다.

IAEA의 기술협력 프로그램의 일환으로 루마니아의 우라늄 채광산업 구조조정에 관한 프로젝트의 현황이 검토되었고, 아르헨티나의 감마선 분광 측량을 이용한 우라늄 및 다른 원소들의 채광 산출예상을 위한 분석이 수행되었다.

2.2. 핵연료 성능 및 기술

지르코늄 합금 피복관 연료의 성능 및 신뢰성을 높이는 분야에서 회원국들을 지원하기 위해 IAEA는 지르코늄 합금 연료의 피복관 물질에 DHC (delayed hydride cracking)에 대한 공동연구프로그램(CRP)을 착수하였다. 이의 참여를 통해 DHC의 재현성 있는 측정결과를 도출하기 위한 지원이 수행될 것이며, 이 후 실험 결과를 공유함으로써 이 현상을 잘 파악할 수 있을 것이다.

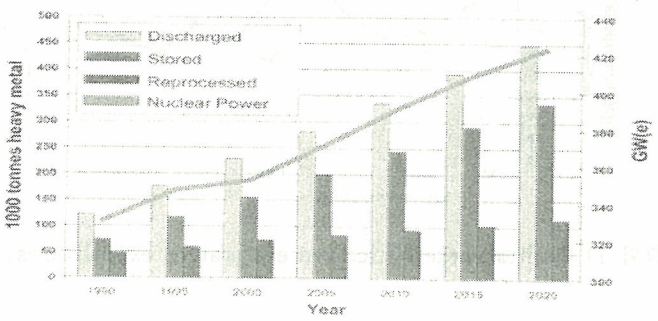
FUMEX (Fuel Modelling at Extended Burnup)에 대한 초기의 CRP 권고사항 중 하나는 연료 모델링에서의 해결이슈에 대한 정보회의가 개최되어야 한다는 점이다. 이에 따라 IAEA와 OECD/NEA는 프랑스 카다라쉬에서 펠렛-피복관 상호작용에 관한 회의를 개최한 바 있다. 연료 모델링과 관련된 다른 연구는 IAEA-OECD 국제 연료성능실험 데이터베이스 (IFPE)에 자료를 공급하는 것이다. 이 연구는 개발된 코드를 시험하고 타당성을 입증하기 위한 실험 데이터를 포함하고 있다. IFPE는 고연소율에서 연료 모델링을 연구하고 있는 2차 FUMEX CRP에 대한 자료원이다.

2004년 2월부터 조사후시험 (PIE) 시설과 기술에 대한 데이터베이스를 IAEA 홈페이지 (http://www-nfcis.iaea.org)에서 이용할 수 있게 되었다. 이는 19개국 33개 고방사선취급 실험실 (hot lab)로부터 얻은 기술 자료를 포함한다. 이 데이터베이스는 고방사선취급 실험실에 대한 유럽의 연구팀에 의해 개발된 핫셀 설계 데이터베이스와 6차 EU 프레임웍프로그램(FP) 일환으로 추진되고 있는 원거리 조작에 대한 데이터베이스를 보충하거나 이 데이터베이스들과의 상호협력하에 운영되고 있다.

2.3. 사용후연료 관리

2004년 9월 개최된 제48차 IAEA 총회 시 개최된 과학포럼은 폐기물 및 사용후핵연료 관리에 대하여 장기적 옵션과 이슈를 유연성 있게 다루기 위해 안전하고 확실한 중간 저장기술이 필요하

다는 결론을 도출하였다.



(그림 2) Cumulative spent fuel discharged, stored and reprocessed between 1990 and 2020

또한 조사된 원자로 연료의 재처리는 폐기물 부피를 감용 시키면서 적용가능한 모든 필요조건과의 양립성이 실증된 발전된 기술이어야 한다는 것을 강조하였었다. 지층처분과 관련하여 주요 기술적 이슈는 만족스럽게 해결되었지만, 대중적 수용이나 정치적 지지와 같은 비 기술적 이슈는 여전히 미해결과제로 남아 있다. 다국적 처분장에 관한 세션에서는 국내 처분장을 먼저 운영함으로써 다국적 지층처분장에 대한 진척이 용이할 것으로 전망하였다.

한편, 사용후핵연료 성능평가연구 (SPAR-II)에 관한 새로운 CRP가 승인되었다. 이 과제는 선행 CRP로부터 도출된 결과들을 이용하여 발전용 원자로의 사용후핵연료 장기 저장에 관한 지식기반을 개발하려는 것이다. 2004년 10월 슬로베니아에서 개최된 사용후핵연료의 저장에 관한 기술회의는 시스템 적용, 운영경험 및 협력프로그램에 관심을 기울이면서 지난 2~3년간에 걸쳐 불가리아, 크로아티아, 체코, 헝가리, 리투아니아, 루마니아, 슬로바키아, 슬로베니아 및 우크라이나에서 사용후핵연료의 중간저장에 상당한 진보가 있었다고 평가하였다.

2.4. 핵연료주기 주요 이슈 및 정보체계

선행·후행 연료주기에 관한 업무 외에도, IAEA는 가입국들의 특정 관심분야에 대한 연구 활동을 수행하였다. 예를 들면, 2004년 IAEA는 "Thorium Fuel Cycle-Potential Benefits and Challenges" 이라는 기술보고서를 발간하였다. 이 보고서는 선행·후행 토륨 연료주기, 주요 연료제조, 실행 시나리오, 필요 자료, 재처리, 폐기물 관리 분야에서의 주요 이슈에 대하여 요약하였다.

2004년 6월에 개최된 가스 냉각로의 현황과 전망에 관한 기술회의는 피복입자연료 개발의 핵심적 측면에 관해 심층 논의하였다. 특히 회원국의 진행사항을 검토하고 현재의 개발 필요성과 피복입자 모델 연료의 특성과 한계에 대해 논의하였으며, 안전기준, 고온 연료 성능, 초우라늄 원소의 소각 및 새로운 연구방향을 검토하였다.

고농축우라늄 (HEU)의 잠재적 핵확산에 관하여, 고농축우라늄의 관리, 제어 및 처분이 전 세계적인 핵비확산성이 중요함을 인식하고 IAEA 사무국은 HEU 관리 및 HEU로부터 파생된 LEU의 경제적·기술적 영향을 해결하기 위한 기술보고서가 발간하였다.

IAEA내의 프로그램을 지원하고 회원국에 일반적 서비스를 제공하기 위해, IAEA는 다수의 데이터베이스를 보유함으로써 전체적인 측면에서의 핵연료 주기 및 전 세계적인 핵연료 주기 활동

에 대한 정보를 제공한다. 현재 3개의 데이터베이스와 한 개의 시뮬레이션 시스템을 http://www-nfcis.iaea.org (the Nuclear Fuel Cycle Information System, World Distribution of Uranium Deposits, Post-Irradiation Examination Facilities, Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA))에서 온라인상으로 이용할 수 있다.

2004년 IAEA는 회원국들의 높은 관심에 부응하기 위해 분리 및 소멸처리 (P&T)에 대한 새로운 CRP를 착수하였다. 이 기술들은 pyrochemical 방법 또는 차세대 습식공정을 이용하여 사용후 연료의 방사성 독성을 저감하고 핵분열 가능물질을 효율적으로 이용하기 위한 것이다. MA (Minor Actinides)의 특성에 대한 정보에 용이하게 접근함으로써 P&T 시스템의 성공적인 개발과 실행이 용이하게 됨에 따라 이들 악틴족의 열화학·열물리에 대한 Minor Actinide Database의 개발이 수행되고 있다.

3. 2004~2005년도 IAEA 프로그램 추이

핵연료주기 기술개발을 위한 프로그램을 통해 기대되는 성과는 IAEA의 권고, 지침 및 정보를 회원국에 제공함으로써 회원국이 연구개발을 포함한 지속가능한 핵연료주기 활동을 수행하고 핵연료주기의 주요 현안을 해결할 수 있도록 그 능력을 제고시키는 것이다. 이의 수행 지표로는 i) 핵연료주기 및 재료 기술 분야에서 IAEA가 권고하는 지침, 방법 및 절차를 활용하는 회원국의 수, ii) 핵연료주기 프로그램의 일환으로 수행되는 기술회의, 공동연구, 데이터베이스, 출판 간행물 등의 IAEA 활동에 참여하고 있는 회원국의 참석자와 기관의 수 등이다. 이들 활동의 우선순위 결정은 i) 사용후핵연료 관리의 향상, ii) 핵연료주기 활동의 환경 영향의 극소화, iii) 핵연료 성능 향상, iv) 핵연료주기 혁신의 촉진 등을 기준으로 한다.

이와 같은 배경 하에 IAEA는 2004~2005년도 핵연료주기 관련 프로그램으로 i) 우라늄 생산과 환경, ii) 핵연료 성능 및 기술, iii) 사용후핵연료 관리, iv) 핵연료주기 주요 이슈 및 정보시스템 등의 활동을 수행하고 있으며, 이를 위해 수행하고 있는 프로젝트를 살펴보면 다음과 같다.

첫째, '우라늄 생산과 환경'을 위한 세부 과제는 i) 우라늄 자원의 정량적·정성적 분석 및 수요 공급 예측, ii) 우라늄 생산의 지속성과 환경 영향의 극소화를 위한 최적 사례 개발 (2002~2008년까지 수행 예정) 등 2개의 프로젝트가 있다. 한편, 정규예산에 의한 상기 프로그램 이외에 자발적 기여금에 의한 사업으로 수행되고 있는 동 분야의 기술협력 사업은 표 1과 같이 5개의 프로젝트가 수행되고 있다.

< 표 1 > 우라늄 생산과 환경을 위한 기술협력사업

프로젝트 코드	사 업 명	사업착수 년도	총예산 (USD)
CPR3007	Exploration Techniques and Prospecting for Sandstone Type Uranium Deposit in Ordos Basin	2005	233,688
EGY3015	Uranium Resources Development	2003	258,020
NAM3003	Environmental Control, Audit, and Safeguarding of Namibian Uranium Industry	2001	215,020
PAK3010	Investigation of Uranium Sources in Sedimentary, Igneous, and Methamorphic Environments	2003	97,518
ROM3003	Restructuring of the Uranium Mining Industry	2001	124

둘째, '핵연료 성능 및 기술' 을 위한 세부 과제는 i) 원자력발전소 노심 및 일차 계통 재료 열화 평가 및 경감 (2002~2007년까지 수행), ii) 원자력발전소 핵연료 성능 향상 (2002~2006년까지 수행 예정), iii) 핵연료 품질관리 및 원전 연료 신기술 증진 (2002~2006년까지 수행 예정) 등 3개의 프로젝트가 있다.[2] 한편, 정규예산에 의한 상기 프로그램 이외에 자발적 기여금에 의한 사업으로 수행되고 있는 동 분야의 기술협력사업은 표 2와 같이 2개의 프로젝트가 수행되고 있다.

< 표 2 > 핵연료 성능 및 기술을 위한 기술협력사업

프로젝트 코드	사 업 명	사업착수 년도	총예산 (USD)
ARG4087	Irradiation Devices for Nuclear Fuel Elements	2003	475,650
BRA4052	Fabrication Process Development of the Uranium-Gadolinium Nuclear Fuel for Nuclear Power Plants	2001	729

셋째, '사용후핵연료 관리' 를 위한 세부 과제는 i) 사용후핵연료 관리 기술과 전략의 증진 및 관련 정보의 제공 (2002~2010년까지 수행 예정), ii) 사용후핵연료 장기 저장을 위한 실행 지침의 제공 (2001~2008년까지 수행 예정) 등 2개의 프로젝트가 있다. 한편, 정규예산에 의한 상기 프로그램 이외에 자발적 기여금에 의한 사업으로 수행되고 있는 동 분야의 기술협력사업은 표 3과 같이 3개의 프로젝트가 수행되고 있다.

< 표 3 > 사용후핵연료 관리를 위한 기술협력사업

프로젝트 코드	사 업 명	사업착수 년도	총예산 (USD)
CPR9032	Safety Criteria and Guidelines for Radioactive Waste Management	2003	258,138
ROM4022	Safety Systems and Tritium Monitoring for Cernavoda NPP	1999	234,508
SCG4002	Safety of Irradiated Fuel and Radioactive Waste at Vinca Research Institute	2001	283

넷째, '핵연료주기 주요 이슈 및 정보시스템' 을 위한 세부 과제는 i) 혁신적인 핵연료주기 기술의 촉진 (2002~2008년까지 수행 예정), ii) 핵연료주기 관련 현안의 해결 방안 모색, iii) 핵연료주기 정보시스템의 유지 및 업데이트, iv) 핵연료주기 옵션별 재료 관리 (2004~2008년까지 수행 예정) 등 4개의 프로젝트가 있다.

2004~2005년도 핵연료주기 분야의 프로그램을 2002~2003년간 수행된 프로그램과 비교하여 보면, 현행 프로그램의 네 번째 서브프로그램인 '핵연료주기 주요 이슈 및 정보시스템' 하에 신규 프로젝트인 '핵연료주기 옵션별 재료 관리' 가 추가된 것 이외에는 각각의 서브프로그램은 동일한 프로젝트를 수행하고 있다.

2) 이 분야의 공동연구로는 "원전의 데이터 처리 기술 및 수화학·부식 제어를 위한 진단 (2001~2006)"과 "핵연료거동 시뮬레이션을 위한 모델 향상 (2002~2007)"이 수행되고 있다.

4. 2006~2007년도 주요이슈 및 IAEA 프로그램 전망

IAEA 사무국이 핵연료주기 기술개발을 위해 고려하고 있는 2006~2007년도의 주요이슈는 다음과 같다.

첫째, 원자력발전소, 핵연료주기 시설 및 연구용 원자로의 운영과 관련된 모범 사례 (good practice) 지원이다. 이러한 이슈로는 수명주기관리, 폐로, 에너지시장 자유화, 지식보전, 노령화, 안전성, 사용후핵연료관리, 방사성폐기물관리 등이 취급될 전망이며, 연구로의 경우에는 공동사용 및 지역 협력을 포함될 것이다.

둘째, 동력로와 비전력 응용, 핵연료주기 모든 활동 및 중소형로 설계를 위한 개량 및 혁신기술의 개발 지원

셋째, 핵연료주기 전체에 걸친 핵확산저항 기술을 강화하며, 점증하는 핵확산 및 보안에 대한 우려를 완화하기 위하여 연구로 고농축 우라늄의 사용 저감

넷째, 전 세계를 대상으로 하는 원자력발전 및 핵연료주기에 관한 포괄적인 분석모형을 개발하고, 이에 대한 이해를 회원국과 공유하는 것으로 이러한 분석은 증가하는 에너지 수요, 혁신과 관련된 전망, 점증하는 핵확산 우려 및 고준위 처분장에 대한 서로 다른 진척상황 등을 포괄할 전망이다.

다섯째, 우라늄 및 기타 원료물질의 수요와 공급을 최신 정보로 갱신

여섯째, 고연소도 핵연료의 사용에 대한 경험을 공유하고, 사용후핵연료의 노화 및 거동에 대한 이해를 제고하며, 증가하고 있는 사용후핵연료 누적을 해결하기 위한 방안과 대안에 대한 이해 증진

일곱째, 다양한 원자로의 핵연료 설계, 기술 및 이용과 관련된 최고의 사례를 공유하여 공통의 이해를 이루도록 하며, 안전성, 효율성 및 경제성 개선 노력 지원

여덟째, 혁신 핵연료주기, 플라즈마 물리 및 기타 원자력분야에 응용할 수 있도록 정확한 원자 및 핵자료 제공

2006~2007년 IAEA 프로그램의 주요 기획방향은 2004~2005년에 수행되고 있는 프로그램과 비교하여 근본적인 변화는 없으나, 다음과 같은 부분이 강조될 전망이다.

첫째, 전체 핵연료주기에 걸쳐 핵비확산성을 강화하기 위한 기술에 노력이 집중되었으며, 이러한 과정에서 원자력발전의 혜택을 누리기를 기대하고 있는 회원국들에 대한 지원이라는 측면과 일관되도록 하였다. 이러한 노력은 사무총장이 제기하고 있는 핵연료주기 민감 측면에 대한 통제를 강화하자는 발상의 후속조치 지원을 포함하고 있다.

둘째, INPRO는 원자력발전의 미래에 대한 공통의 비전에 기여하게 될 것이다. 회원국과 INPRO 회원국간의 2단계 추진방향을 위한 자문회의에서 구체화될 전망이다. 이에 따라 연구개발 프로그램의 협동을 통한 혁신 원자력 에너지 계통의 공동 개발을 촉진하기 위한 회원국 간의 협력 강화에 노력을 집중할 것이다. 이러한 활동을 통해 핵비확산에 대한 새로운 발상과 제안, 공통 현안에 대한 관심 제고, GIF와의 교류 증진 등이 모색될 것이다.

셋째, 기초과학 및 기술개발을 강화하기 위한 노력과 함께 첨단 원자력기술개발 및 발전소 수명연장과 해체 기술에도 주의를 기울일 것이다.

넷째, 원자력발전, 핵연료주기, 능력축적 및 원자력과학을 위한 지역 내 통합 (regional integration)에 노력을 경주할 것이다.

다섯째, 핵연료주기 시설을 포함하여 원자력시설의 설계 및 관리에 있어서 기술선도 방식보다는 더욱 통합적이고 수명주기 관리에 의한 접근법을 강조할 전망이다.

여섯째, 연구로를 포함하여 원자력 시설의 해체에 관심을 증대할 것이다. 또한 해체 작업과 종합적인 미래계획에 착수하기 전에 포괄적인 분석을 더욱 강화할 것이다. 이러한 활동은 시너지를 극대화하기 위한 통합된 접근법(one-house approach)을 활용할 것이다.

일곱째, 핵연료주기, 원료물질 채굴, 자원의 재사용, 핵종변환을 통한 폐기물 발생 저감과 관련된 개념, 모델 및 조건 파악에 관심을 집중할 것이며, 이러한 활동은 핵확산 및 보안에 대한 우려를 감안할 것이다.

여덟째, 원자력발전과 핵연료주기 서비스, 특히 연구개발 분야를 더욱 개발시키기 위하여 필요한 인프라 구축에 보다 많은 노력이 집중될 전망이다.

5. 결 론

IAEA에서 추진하고 있는 핵연료주기 및 재료기술 프로그램과 관련하여 2004년도의 추진 실적, 2005년도 현재의 추진 현황 및 2006-2007년도 사업의 주요 이슈 및 기획방향에 대하여 살펴보았다.

핵연료주기 및 재료기술 프로그램의 주요 목적이 세계 각국의 관련 정보의 수집 및 제공, 이를 통한 새로운 방향의 제시라는 점을 감안할 때 핵연료 성능, 사용후핵연료 관리 및 핵연료주기 주요 이슈 및 정보시스템 분야에서 CRP, Consultancy meeting 및 Advisory group meeting 등에 적극적으로 참여하여 IAEA의 활동에 능동적으로 기여함은 물론, 관련 정보를 적기에 입수하여 이를 우리나라의 프로그램에 반영할 필요가 있다.

아울러 IAEA가 향후의 주요 이슈 및 기획방향으로 제시하고 있는 핵비확산성 제고, 원전 수명연장 및 해체, 지역협력, 자원의 재사용 및 핵종변환을 통한 폐기물 발생 저감화 및 연구개발을 촉진하기 위한 관련 인프라의 구축 등은 우리나라의 관련 정책 및 연구개발 방향을 설정하는데 좋은 지침이 될 것이다.

참 고 문 헌

1. 한국원자력연구소, IAEA 중기사업 계획 및 기술협력 사업 방향, KAERI/TR-1154/98, 1998. 10.
2. 한국원자력연구소, 2006~2007년도 IAEA 프로그램 기획에 관한 분석 및 한·IAEA간 협력방안에 관한 연구, KAERI/RR-2471/2003, 2004. 12.
3. IAEA, The Agency's Programme and Budget 2004~2005, 2003. 8.
4. IAEA, Project Summaries for the proposed 2005~2006 Programme, 2004. 11.
5. IAEA, Technical Cooperation Evaluation Activities in 1998~2003, 1998. 11.~2003. 11.
6. IAEA, The Research Contract Programme : Annual Report and Statistics for 1996~2004, 1997. 5.~2005. 5.
7. IAEA, Annual Report 2004, GC949)/5, 2005. 9.

고연소도 UO_2 사용후 핵연료의 고온 산화.환원에 따른 미세조직 거동

김대호, 방제건, 양용식, 송근우, 전용범, 이형권
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

조사후 핵연료 가열장비(PIA)를 이용한 고연소도 UO_2 사용후 핵연료의 시간에 따른 고온산화와 환원을 통한 미세조직의 거동변화를 관찰하였다. 본 시험에 사용된 시편은 울진 2호기에서 봉평균 57,000 MWd/tU-rod avg.까지 연소된 핵연료로 국부연소도 65,000 MWd/tU UO_2 소결체의 고형체 200 mg 정도를 사용하였다. 본 시편을 사용후 핵연료 가열시험장비(PIA)를 이용하여 핫셀 내에서 3시간의 산화시험과 15시간 산화시험 후 각각 연속적으로 환원분위기에서 1,400 ℃ 까지 가열하였다. 1차 시험에서 결정립경계까지의 산화를 위하여 500 ℃에서 헬륨 50 mℓ/min, 표준공기 100 mℓ/min를 혼합한 산화분위기로 3시간을 유지하였고, 연속적으로 헬륨 150 mℓ/min 분위기에서 1,400 ℃로 가열환원시험을 실시하였다. 2차 시험에서는 같은 산화분위기에서 16시간 산화를 시킨 후 연속적으로 1차 시험과 같은 환원분위기조건에서 가열시험을 실시하였다. 핵분열기체 방출거동을 알기위해 시험 전과정중에 ^{85}Kr의 방출량을 베타 측정기와 감마 측정기를 이용하여 실시간으로 측정 하였으며, 가열시험이 종료된 후 전자주사현미경(SEM)을 이용하여 미세구조의 변화를 관찰하였다. 특히, 2차 시험에서는 산화 시간대별 시편의 SEM 시편을 만들어가며 4개의 연속시편을 제조하였다. 고연소도 UO_2 핵연료 산화시 고연소도에 따라 생성된 핵분열생성물에 의해 안정화된 U_4O_9의 중간 형태가 화합물을 구성함으로서 산화거동을 지연시키는 현상이 발생하며 미조사 UO_2와는 산화거동이 다르게 나타난다.

1차 시험결과 시편의 무게이득이 대략 3%로 UO_2의 시료가 대부분 U_3O_8으로 변화한 것으로 판단되며, 가열에 의한 이물질이 급격하게 외부로 이동한 결과를 보였다. 관찰결과 그림 1과 같이 부분적으로 표면이 녹아 흐른 흔적이 있으나 이는 환원과정을 통하여 재결정립화가 발생한 것으로 판단된다. 대부분 5 ~ 10㎛ 정도의 결정립크기를 보였으며 결정립표면이 둥근 타원형의 형상을 하고 있다. 또한, 결정립경계와 표면에 핵분열생성물로 보이는 입자상이 형성되어 있는 것을 확인하였다. 2차 시험은 장기 산화과정을 거치면서 UO_2의 시료가 대부분 U_3O_8으로 변화되었으며 그림 2와 같이 SEM 제조를 위해 무게이득의 측정은 없었다. 단, 장기 산화과정에서 결정립 내부까지 충분히 산화되었으며 미세조직관찰결과 5 ㎛이하의 결정립의 크기를 확인할 수 있었다. 두번의 시험결과에서 1,000℃ ~ 1,200 ℃ 사이의 환원과정에서 핵분열기체가 급격한 방출되었으며, 이때 재구조화가 시작되는 것으로 판단된다. U_3O_8상에서 이물질의 이동속도가 UO_2상보다 현격하게 빠른 것을 감안하면 가열 환원과정에서 핵분열생성물을 포함한 이물질은 결정립경계 밖으로 빠져나오게 된다. 그림에서 보는 것과 같이 결정립계에 작은 알갱이들이 모여 있는 결과로 확인할 수 있었다.

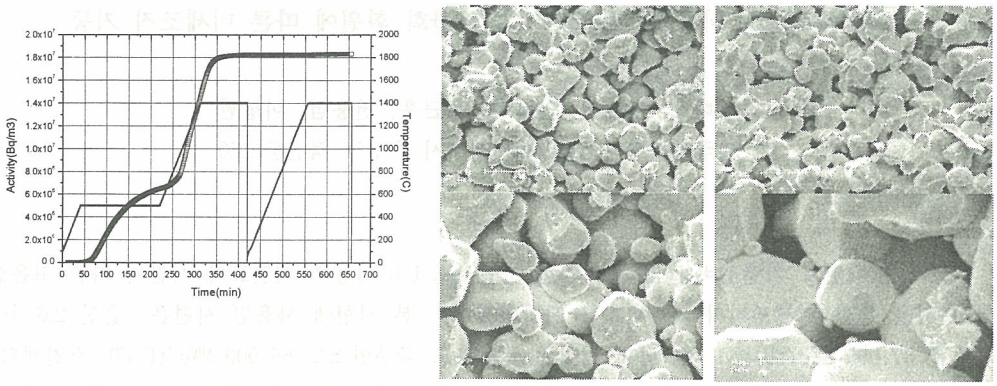
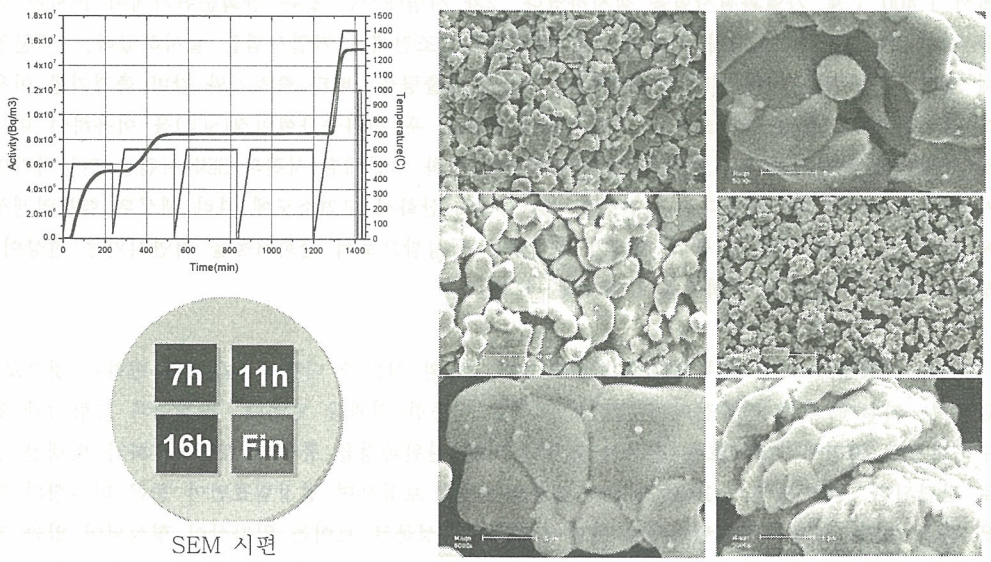


그림 1. 1차 산화.환원 가열시험 및 미세조직 결과(3시간 산화)



SEM 시편

그림 2. 2차 산화.환원 가열시험 및 미세조직 결과(16시간 산화)

$LiCl-Li_2O$ 용융염계에서 우라늄산화물의 전해환원에 대한 환원전극의 전기화학적 거동에 대한 연구

박성빈 ,박병홍, 서중석, 강대승, 권선길, 정기정, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sbpark68@kaeri.re.kr

최근 고온용융염 상에서 산화물 사용후핵연료를 전기화학적으로 환원하는 공정에 대한 연구들이 진행되고 있다. 이 공정은 양호한 경제적 잠재력과 고유의 증식 저항성이 있는 차세대연료주기의 첫 번째 단계이다. KAERI에서는 PWR 사용후핵연료를 다루는 혁신적인 기술로 ACP (Advandce Spent Fuel Conditioning Process) 공정을 제시하였고 그 공정의 일환으로 우라늄산화물을 우라늄금속으로 금속전환하는 ER(Electrolytic Reduction) 공정을 개발하였다. ER 공정에 적용되는 전해셀은 일체형 음극전극, 용융염 그리고 양극전극 등으로 이루어져 있으며 일체형 음극전극은 전기전도체, 우라늄산화물, 그리고 우라늄산화물을 담는 마그네시아 멤브레인으로 이루어져 있다. 전해환원셀에서 인가전류에 따라 음극 및 양극전극의 전위를 달라지게 된다. 인가전류와 전극전위에 대한 관계는 보통 Butler-Volmer식으로 나타낼 수 있다. 계의 용액이 잘 교반되거나 전류가 충분히 작아서 전극의 표면 농도가 용액의 벌크농도와 그리 차이가 없을 때 이 근사식이 잘 설명이 된다. Butler-Volmer 식에서 물질전달이 전류에 영향을 미치지 않고 과전위가 충분히 클 때 인가전류와 과전위 사이의 관계는 Tafel 거동으로 설명되어진다. Tafel 거동으로부터 인가전류에 대한 과전위의 데이터로부터 교환전류 및 전달계수를 구할 수 있다. 일체형 음극전극의 구조에 따라 인가전류에 대한 음극전극 및 양극전극의 전위에 미치는 영향을 알아봄으로써 $LiCl-Li_2O$ 용융염계에서의 우라늄산화물의 전해환원 공정에 대한 이해를 증대할 수 있다. 그리고 전해환원셀의 셀전위가 LiCl의 분해전위보다 클 경우에는 염소가 발생하므로 LiCl의 분해전위보다 낮은 셀전위로 전해환원공정을 조작해야 한다는 한계가 있다. 본 연구에서는 $LCl-Li_2O$ 용융염계에서 Li_2O 전해반응과 우라늄산화물의 금속전환이 동시에 진행되는 통합 반응메카니즘에 적용되는 일체형 음극전극의 대해 우라늄산화물의 두께와 마그네시아 멤브레인의 두께에 따른 인가전류에 대한 음극 및 양극전극의 전위를 측정하고 교환전류 및 전달계수를 비교하고자 하였다. 그리고 LiCl의 분해전위에 대한 셀전위의 한계로부터 우라늄산화물의 두께와 마그네시아 멤브레인의 두께에 따른 허용최대전류밀도를 산출하고자 하였다.

Fig.1은 본 연구에 사용된 전해셀 장치를 설명하는 그림이다. Fig.2는 우라늄산화물의 두께의 변화에 따른 인가전류에 대한 음극 및 양극전극의 전위 변화를 나타낸 그림이다. 우라늄산화물의 두께가 두꺼워질수록 우라늄산화물층의 저항 증가로 인해 음극전위가 커짐을 확인할 수 있었다. 또한 인가전류에 대한 전위의 선형성으로부터 평형전류를 구한 후 과전압데이터를 얻을 수 있었다. 본 계는 대류에 의한 교반이 잘 이루어지므로 Butler-Volmer식을 적용할 수 있으며 과전위가 크므로 Tafel 거동을 적용하여 교환전류 및 전달계수를 인가전류에 대한 과전위 데이터로부터 구할 수 있었다. 그 결과를 표.1에 수록하였다. 그리고 LiCl의 분해전위에 대한 한계로부터 허용최대전류밀도를 구하였고 표.1에 같이 수록하였다. Fig.3은 마그네시아 멤브레인의 두께의 변화에 따른 인가전류에 대한 음극 및 양극전극의 전위 변화를 나타낸 그림이다. MgO의 두께가 두꺼워질수록

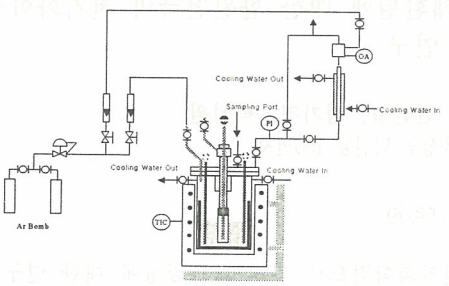


Fig.1 Experimental apparatus for the electrolytic reduction reduction.

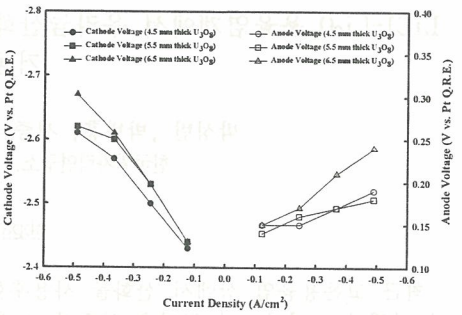


Fig.2 The plot for the cathode and the anode vs. the applied current density with respect to the thickness of uranium oxide.

멤브레인의 저항 증가로 인해 음극전위가 커짐을 확인할 수 있는데 3mm 두께의 MgO 멤브레인의 데이터에서 실험오차가 있다. Fig.2의 결과처럼 Tafel 거동을 적용하여 마그네시아 멤브레인의 두께의 변화에 따른 교환전류 및 전달계수를 구하였고 LiCl 분해전위에 대한 한계로부터 허용최대전류밀도를 구하여 표.2에 수록하였다.

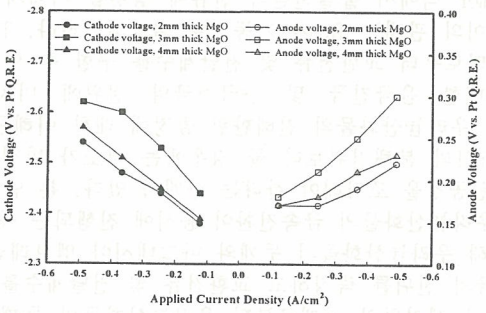


Fig.3 The plot for the cathode and the anode vs. the applied current density with respect to the thickness of MgO membrane.

Table 1. 우라늄산화물의 두께에 따른 교환전류, 전달계수 및 허용최대전류밀도

우라늄산화물의 두께 (mm)	Exchage Current (A)	Transfer coefficient (α)	Maximum allowable current density (A/cm^2)
4.5	0.28	0.61	1.57
5.5	0.28	0.44	1.57
6.5	0.29	0.56	1.22

Table 2. 마그네시아 멤브레인의 두께에 따른 교환전류, 전달계수 및 허용최대전류밀도

M해의 두께 (mm)	Exchage Current (A)	Transfer coefficient (α)	Maximum allowable current density (A/cm^2)
2	0.27	0.72	1.76
3	0.23	0.55	1.14
4	0.27	0.63	1.50

전기화학적 금속전환을 이용한 미세 탄탈륨 금속입자의 제조

정상문,정진영,서중석,정기정
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

미세 탄탈륨 금속입자는 통신장비 커패시터의 제조를 위해 사용된다. 일반적으로 알려진 산업용 탄탈륨 입자는 1000 ℃ 이상의 고온에서 Na 용융염으로 K_2TaF_7 을 환원시킴으로써 제조되고 있다. 이 방법은 에너지 절약, 폐기물 관리 및 생성물 수율 측면에서 단점을 가지고 있다. 최근에 탄탈륨 금속입자를 제조하기 위한 다양한 방법들이 제시되고 있다. 본 연구에서는 기존의 산업용 제조방법인 Hunter Process (1000 이상의 고온에서 Na 용융염으로 K_2TaF_7 을 환원)를 대체하기 위해 Ta_2O_5의 전해 환원을 통해 탄탈륨 금속을 직접 회수하는 전기화학적 공정을 이용하였다. 한국원자력연구소에서 개발된 전기화학적 금속전환 공정은 비교적 낮은 온도에서 조업이 가능하며 99% 이상의 높은 금속전환율을 얻을 수 있다는 장점이 있다. 본 연구에서의 전기화학적 금속전환 반응은 LiCl 과 Li_2O 의 분해 전위차 (LiCl: -3.46 V, Li_2O: -2.47)에 근거한다. 각 분해전위의 중간 전위에서는 LiCl-Li_2O 용융계에서 Li_2O 의 선택적 전해을 통해 환원전극에서는 Li 가 생성되며, 산화전극에서는 O_2 가 생성되어 가스상으로 방출된다. 본 연구는 일체형 산화전극이 부착된 전해셀을 이용하여 LiCl-Li_2O 용융염계에서 Ta_2O_5 의 전해환원 반응특성과 제조된 탄탈륨 금속입자에 대한 분석을 수행하였다. Ta 금속입자를 제조하기 위해 대시간전위차법 (chronopotentiometry)이 이용되었다. 생성된 탄탈륨 금속입자의 기기분석을 통해 가해준 전류의 세기에 따라 탄탈륨 금속이 입방형의 α-상과 정방구조 (tetragonal)의 β-형상이 존재한다는 것이 밝혀졌다. 본 연구에서 전기화학적 금속전환 공정은 고부가가치의 금속을 제조하기 위한 매우 효과적인 수단인 것으로 확인되었다.

차세대관리 종합공정 실증시설 성능시험

정원명, 유길성, 구정회, 조일제, 국동학, 권기찬, 이원경, 이은표, 정기정
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

차세대관리 종합공정 실증시설(ACPF)은 사용후핵연료의 안전하고 효율적인 관리를 위하여 산화물 형태의 사용후핵연료를 금속으로 전환하고, 고발열성 및 고방사성 핵종을 효율적으로 제거하여 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기 크게 감소시켜 처분용기와 처분장의 소요를 축소함으로서 처분 안전성과 경제성을 높이기 위하여 건식처리공정으로 개발되고 있는 차세대관리 종합공정(ACP: Advanced SF Conditioning Process)의 실증시험을 수행하기 위한 핫셀 시설이다. 차세대관리 종합공정 실증시설은 한국원자력연구소 내 조사재시험시설(IMEF) 지하에 확보된 기존 예비핫셀을 α-γ type의 핫셀로 구조물을 개조하고, 핫셀 운전에 필요한 장비들을 제작, 설치하는 등 개조공사를 완료하였으며, 설치된 실증시설의 핫셀 구조물 및 핫셀장비에 대한 성능시험을 완료하고, 차세대관리 종합공정의 실증시험 수행에 필요한 핵물질 사용을 위한 원자력법상 기본요건인 KINS의 사용전검사를 완료하였다.

차세대관리 종합공정 실증시설의 성능시험은 시공된 핫셀 구조물의 성능시험과 설치된 핫셀 환기계통설비 및 핫셀 운전을 위해 설치된 장비들의 성능시험을 수행하여 설계에 기준으로 제시된 성능을 확보하고 있는지를 확인하였다.

핫셀 구조물의 성능시험은 구조적 건전성과 차폐성능 및 기밀성능을 측정하여 설계에 제시된 설계기준치와 비교하였으며, 핫셀 구조물의 구조적 건전성은 중량콘크리트 구조물의 비파괴 검사 결과 측정평균치가 446 kg/cm^{2}로서 설계기준치(350 kg/cm^2) 약 1.3배로 나타났으며, 구조물의 차폐능은 Co-60 73 Ci 시험선원을 사용 측정한 결과 0.11~1.15 μSv로서 설계기준치(5.0 μSv)의 약 1/5 이하로 나타났다. 또한 핫셀 containment의 기밀성능 시험은 차폐창은 100 mmAq, 핫셀 전체는 40 mmAq 가압조건에서 bubble test 및 누설율을 측정하여 설계기준치를 만족하는 것으로 나타났다.

그리고 신설된 환기계통의 TAB 측정 결과 핫셀 부압조건이 약 75% load에서 -32 mmAq로 측정됨으로서 설계기준치(-27~-37 mmAq)를 만족하였으며, filter bank 및 닥트의 기밀성 등의 성능시험 결과도 설계기준을 만족하는 것으로 확인되었다. 핫셀 운전에 필요한 장비로서 설치된 MSM, Rear Boor 및 Padirac Cask 운반대차, 핫셀 Crane 및 Jib Crane의 작동시험 및 load test 등의 핫셀 장비의 성능시험을 통하여 설치된 핫셀 장비들의 성능이 설계기준을 만족하는 것을 확인하였다. 이 이외에도 방사선 안전관리장비인 RMS, 화재감지(thermal detector & smoke detector) 및 방호설비(Halon 방출설비), 전기 수배전 설비 및 유틸리티 공급설비들의 성능시험을 설비의 설치 후 현장에서 확인하였다.

이상의 내용과 같이 차세대관리 종합공정 실증시설의 성능시험 결과 핫셀 구조물 및 핫셀 장비들의 성능이 설계기준치를 만족하였다. 그리고 공정 시험장치들의 핫셀 내 설치 및 공정시험을 위한 cold test를 마쳤으며, 핵물질을 사용한 차세대관리 종합공정 실증시험을 위한 준비를 완료함으로서 차세대관리 종합공정 실증시설이 완공되었다.

디지털 목업을 이용한 차세대관리공정의 원격운전 시뮬레이션 및 분석

김성현, 송태길, 임광묵, 홍동희, 윤지섭
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyun@kaeri.re.kr

가상환경에서 디지털 목업을 구성하여 시설의 구조 및 외형뿐만 아니라 장치들의 조립과정에서의 조립성, 기기의 동작특성 및 대규모 공정의 전 과정을 모사하여 실제 장치에서 발생할 수 있는 문제점을 검증하고 있다. 본 연구에서는 차세대관리 공정을 수행할 Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility(ACPF)를 3차원 모델링 하여 가상환경을 구축하였고, 차세대관리 공정에서 설치될 장치들은 운전 및 유지/보수 측면에서의 분석하고자 하였다. 공정운전 및 유지보수의 가능성을 디지털 목업에서 검토한 결과를 바탕으로 장치 설계에 반영하여 수정하고자 하였다.

ACPF 는 고방사성 핵물질을 취급하는 시설로서 현재 IMEF 지하에 있는 예비핫셀을 차세대관리 공정에 맞도록 개조하였다. 핵물질 취급, 각종 실험 장치를 원격으로 조작 및 유지보수를 수행하는 마스터-슬레이브 매니퓰레이터가 핫셀 벽면에 설치된다. 핫셀 벽면에 설치되는 기계식 마스터-슬레이브 매니퓰레이터는 핫셀의 공정 운전 및 유지보수를 위한 주요 장비이다. 이 장치의 작업영역 분석은 핫셀에 설치되는 공정장치의 설계에 매우 많은 영향을 미친다. ACPF를 3차원으로 모델링하여 디지털 목업을 구축하였으며 가상 핫셀 안에 공정장치 및 유지보수 장치들을 그림 1과 같이 배치하였다.

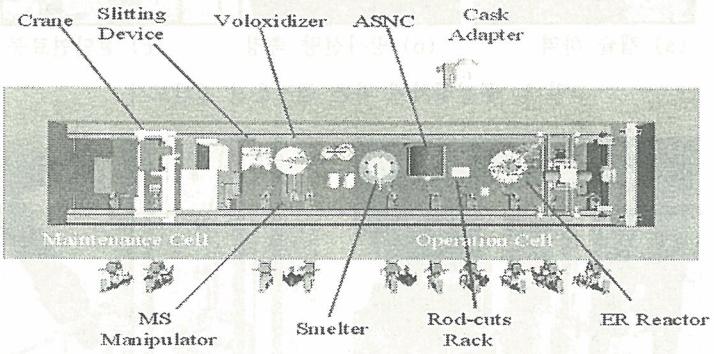
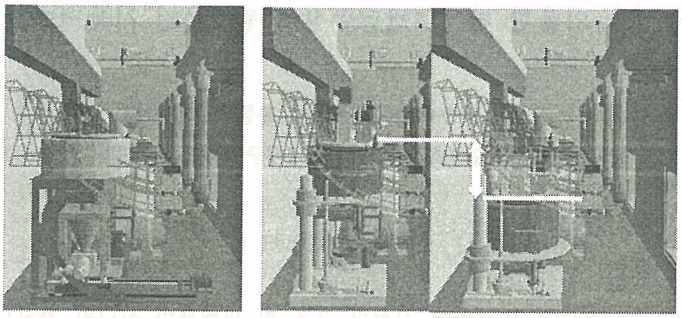


그림 1. 가상환경의 ACPF.

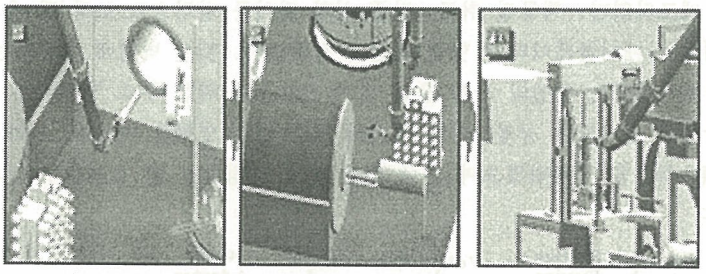
본 연구에서는 공정을 위해 개발된 장치들이 MSM의 작업영역 안에 있는지 디지털 목업에서 작업영역을 분석하였다. 그림 2의 a와 같이 분말화장치의 상부는 MSM의 작업영역 안에 있지 않기 때문에 접근이 불가능하다. 따라서 장치가 MSM의 작업영역 안에 위치할 수 있도록 그림 2의 b와 같이 노(reactor)가 상하로 이동될 수 있도록 설계 변경 하였다.



(a) (b)

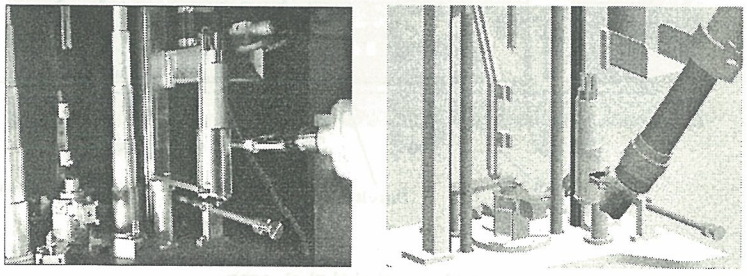
그림 2. 작업영역에 따른 분말화장치의 수정.

ACPF에서 수행할 시험공정의 절차에 따라 이루어지는 작업을 디지털 목업을 이용하여 가상공간상에서 시뮬레이션으로 구현하였다. 이 시뮬레이션은 공정절차에 따른 시나리오가 작성되고 그 절차에 따라 그림 3 과 구현을 하였다. 구현과정에서 MSM의 작업영역 안에서 움직이도록 path 설정을 하였다. 또한, 시뮬레이션에서 구현한 결과를 바탕으로 그림 4와 같이 physical mockup에서 운전을 수행 할 수 있었다.



(a) 캡슐 하역 (b) 방사선량 측정 (c) 절단연료봉 장착

그림 3. 운전절차에 따른 공정운전 전산모사.



(a) physical mockup에서 운전 (b) 그래픽 시뮬레이션

그림 4. 슬리팅장치의 캡슐 장착.

본 연구에서는 운전을 위한 시뮬레이션을 구현하면서 마스터-슬레이브 매니퓰레이터의 이동경로와 작업 대상의 위치에 따른 작업 및 접근가능성에 대한 자료를 생산할 수 있었다. 또한 실제 작업과 비교할 수 있는 검증과정을 수행하여 만족할 만한 결과를 도출할 수 있었다. 또한, 디지털 목업을 이용한 가상의 시뮬레이션을 먼저 해봄으로써 작업자의 공정운전에 대한 이해도를 높일 수 있었다.

A Verification of Tip-Over Analysis of a Dry Concrete Storage Cask under The Accident Conditions by a Test for the 1/3 Scale Model

사고조건하의 건식저장용기 전복해석검증을 위한 1/3축소모델의 시험

Dong-Hak Kim, Ki-seog Seo, Ju-Chan Lee, Ki-Jung Jung, Chun-Hyung Cho*, Byung-Il Choi*, Heung-Young Lee*

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

*KHNP Co., Ltd. Nuclear Environmental Technology Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

김동학,서기석,이주찬,정기정,조천형*,최병일*,이흥영*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dhkim@kaeri.re.kr

Abstract

A tip-over test of the 1/3 scale model is conducted to verify the tip-over analysis of a dry concrete storage cask under a hypothetical accident condition. The tip-over analysis is executed using the velocity at each point which are determined from the initial angular velocity as the initial conditions of the model just before the impact. To confirm the structural integrity of the canister of a dry concrete storage cask, the non-detective testing such as Liquid Penetrants testing and Ultrasonic Testing are conducted. The strains and the accelerations acquired by the tip-over test are compared with those by the analysis to verify the tip-over analysis. The lid of a storage cask are plastically deformed at the impact point. Liquid

Key word : A dry concrete storage cask, a Tip-over analysis, the 1/3 scale model, an initial angular velocity.

요 약

고연소도 PWR 사용후연료 건식저장용기의 전복사고조건에 대한 해석 검증을 위한 1/3 축소모델의 시험을 실시하였다. 전복해석은 전복각도에 따른 위치에너지와 동일한 운동에너지를 가지는 초기각속도를 이용하여 결정된 각 점에서의 속도를 충돌직전 모델에 대한 초기경계값으로 입력하여 해석하였다. 전복각도 50°에 대한 1/3시험모델 전복시험를 실시하였다. 전복시험에 따른 캐니스터의 구조적 건전성을 확인하기 위하여 육안검사 및 비파괴검사를 실시하였다. 시험에서 취득한 변

형률과 가속도를 해석결과와 비교하여 해석에 대한 검증을 실시하였다. 전복충격에 의하여 저장용기의 뚜껑에 변형이 발생되었지만 캐니스터의 구조적 건전성의 손상은 없었다. 전복해석은 보수적인 결과를 보여줌을 알 수 있었다.

중심단어 : 고연소도 PWR 사용후연료, 건식저장용기, 전복사고조건, 전복해석, 초기각속도

1. 서 론

원자력발전소의 가동과 더불어 발전소 내 사용후핵연료 누적 저장량이 지속적으로 증가하여 2004년말 까지 약 6,588톤이 발생되었다.[1] 오래전에 상업운전을 시작한 울진발전소나 고리발전소 등의 저장용량을 확장하기 위해 조밀저장대를 설치하고 있다. 또한 월성발전소의 공기냉각식 콘크리트 구조물 형태의 건식저장소를 건설하였다. 하지만 현재 상태에서는 부지별로 2006~2008년까지 사용후연료의 원전부지내 저장은 포화된다. 그러므로 단계적으로 조밀저장대 및 건식저장소 추가 설치와 함께 호기간 사용후연료 수송 등을 통하여 원전부지 내에 추가로 저장할 수 있는 방안이 마련되어야 한다. 사용후연료 건식저장방식은 습식저장방식에 비하여 저장용량의 증대 및 운영측면에서 보다 유리하며 경제성 및 안전성이 뛰어나 전 세계적으로 널리 사용되는 추세이다. 현재 발전소 가동 효율을 향상시키기 위해, 고 방사능 및 고 발열성을 가진 고연소도 사용후연료가 발생되는 추세이다. 고연소도 사용후연료의 저장안전성 평가는 임계 안전성, 차폐능 및 냉각효율 증대를 요구하고 있다. 고연소도 PWR 사용후연료의 건식저장용기의 개발이 요구된다.

건식저장용기는 홍수, 폭풍, 지진 등에 의한 전복사고의 가능성을 평가하여야 한다. 또한 전복사고의 가능성과 상관없이 전복사고조건에 대한 분석이 필요하다.[2~4] 전복사고조건은 초기 속도가 없는 상태로 중력 및 자중에 의해 용기의 측면 모서리를 축으로 단단한 면에 충돌하는 것이다. 전복사고조건에 대한 해석은 초기의 강체운동, 바닥 면과의 1차 충돌, 반발, 2차 충돌 등으로 이루어진다. 초기의 강체 운동은 전체 해석 시간의 많은 부분을 차지하면서도 실제로 해석결과에서 중요한 바닥 면과의 충돌에 대한 초기 조건을 결정하는 역할을 한다. 상용코드를 사용하여 전복응력해석 수행 시, 이러한 전복 시작각도에서 바닥면에 충돌이 발생하기 직전까지의 강체운동에 의하여 해석시간이 늘어난다. 강체 운동을 정확히 묘사하여 전복직전 모델의 초기 조건을 결정하고 해석을 수행하면 해석시간을 크게 줄일 수 있다. 낙하해석을 수행할 경우, 낙하시작에서부터 충돌직전까지의 강체운동을 충돌직전의 모델에 낙하높이에 해당하는 초기 속도를 부여함으로써 해석에서 제외하여 해석시간을 단축한다. 전복해석의 경우에도 이와 같이 충돌직전의 속도를 계산하여 충돌직전의 모델에 초기속도로 부여함으로써 강체운동을 해석에서 제외하여 해석시간을 단축시킬 수 있을 것이다. 전복직전의 무게중심의 높이에서 모델이 수직으로 떨어진다고 가정하여 초기속도를 계산하고 이로부터 전복해석을 수행하기도 한다. 이러한 경우 모델의 전체 영역에서 같은 속도를 부여함으로써 실제 경우와 많은 차이를 보인다.

이러한 문제점을 극복하기 위하여 초기각속도 이용하여 전복해석을 수행할 수 있다.[5] 그림 1은 이러한 전복해석에 대한 순서도이다. 먼저 저장용기에 대한 모델링을 실시한다. 대칭성을 고려하여 모델링을 수행하면 해석시간을 줄일 수 있다. 두 번째로 저장용기의 무게중심으로부터 전복각도를 결정한다. 전복각도는 무게중심이 저장용기의 아래 부분의 최대반경을 벗어나는 위치에 오

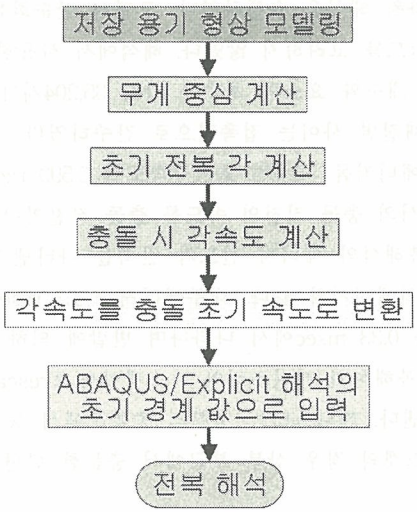


그림 1. 전복해석 순서도.

는 각도를 의미한다. 세 번째로 전복각도에 따른 초기각속도를 결정한다. 각속도를 가정하여 결정된 초기 속도를 이용하여 해석을 수행하여 최대 운동에너지를 결정하고 초기각속도와 최대운동에너지의 관계를 결정하여 전복각도에 따른 초기 각속도를 결정한다. 네 번째로 초기 각속도를 이용하여 각 위치에서의 초기 속도를 결정한다. 이렇게 결정된 초기속도를 충돌직전의 모델에 대한 초기 경계값으로 입력하여 ABAQUS/Explicit을 이용하여 유한요소해석을 수행한다. 본 논문에서는 이러한 건식저장용기의 전복해석에 대한 검증을 위하여 건식저장용기의 1/3시험모델의 전복시험을 실시하였다. 전복각도 50°에 대한 1/3시험모델 전복시험에 대한 캐니스터의 구조적 건전성을 확인하기 위하여 육안검사 및 비파괴검사를 실시하였다. 시험에서 취득한 변형률과 가속도를 해석결과와 비교하여 해석에 대한 검증을 실시하였다.

2. 전복해석

그림 2는 전복해석에서 초기속도를 결정하는 방법을 나타내는 개념도이다. 전복이 시작하는 경우와 전복 충돌이 일어나기 직전에서의 위치에너지의 차이가 전복직전에서 모델이 가지고 있는 운동에너지와 같다. 그러므로 이러한 위치에너지와 동일한 운동에너지를 가지는 초기 각속도를 결정하여 각속도에 따른 각 점에서의 속도를 계산한다. 각속도를 가정하고 이에 따른 각 점에서의 속도를 이용하여 해석한 결과에서 최대운동에너지를 구하여, 각속도와 운동에너지와의 관계를 결정한다. 이러한 관계를 이용하여 전복각도에 따른 초기 각속도를 결정한다.

PWR 사용후연료글 저장하기 위한 콘크리트 건식저장용기는 116톤의 용기본체와 중량이 38톤인 24다발의 사용후연료를 장전하는 캐니스터로 구성된다. 건식저장용기에 대하여 각속도와 운동에너지의 관계를 알아본 결과 그림 3과 같이 2차식으로 표현할 수 있다. 2차식의 계수는 모델에 따라서 다르며 저장용기의 경우 1 rad/sec에 대하여 595.91 kJ이다. 또한 1/3시험모델의 경우 1 rad/sec에 대하여 12.465 kJ이다.

1/3시험모델의 전복해석을 ABAQUS/Explicit 전산코드[6]를 이용하여 그림 4와 같은 대칭면을

고려한 1/2모델에 대하여 3차원 해석을 수행하였다. 모델의 단순화를 위하여 저장용기의 공기 유동을 위한 입력덕트와 출력덕트를 고려하지 않았다. 해석에서 사용한 요소는 3차원 8절점육면체요소인 C3D8R이며 총 절점의 개수와 요소의 개수는 각각 35,204개와 18,006개이다. 중앙면은 대칭면으로 구속하고 바닥면과 재질별 사이는 접촉면으로 간주하였다. 전복각도 50°에 해당하는 위치에너지 32.4 kJ과 같은 운동에너지를 가지는 초기각속도인 2.599 rad/sec에 대하여 앞에서 언급한 방법과 같이 구한 각 절점에서의 충돌 직전의 속도를 충돌 직전의 모델에 적용하여 해석하였다.

그림 5는 1/3시험모델 전복해석의 에너지 선도와 반력을 나타낸다. 최대운동에너지 16.65 kJ은 전복각도 50°에 해당하는 위치에너지와 같다. 내부에너지는 1.3 msec에서 14 kJ의 최대값을 보인다. 반력의 최대값 6.8 MN은 0.33 msec에서 나타나며 반발에 의하여 3 msec에서 반력이 사라진다. 그림 6은 1/3시험모델 전복해석의 캐니스터와 바스켓에서 Tresca 응력분포와 최대응력이 발생하는 위치, 응력선도를 나타낸다. 캐니스터는 상부의 충돌부에서 충돌과 동시에 239 MPa의 최대 Tresca 응력이 발생하고 바스켓의 경우 상부 부근에서 충분한 변형이 발생하여 291 MPa의 최대 Tresca 응력이 발생한다.

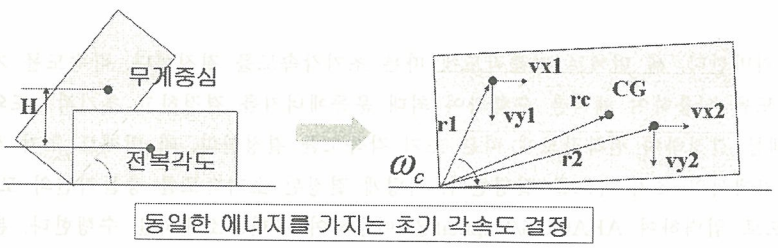


그림 2. 전복해석 초기속도를 결정하는 개념도.

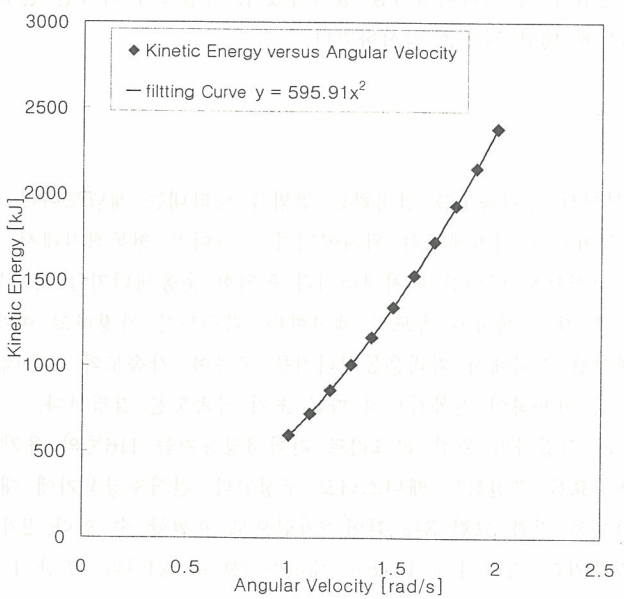


그림 3. 저장용기 본체 모델에 대한 각속도에 따른 최대 운동에너지.

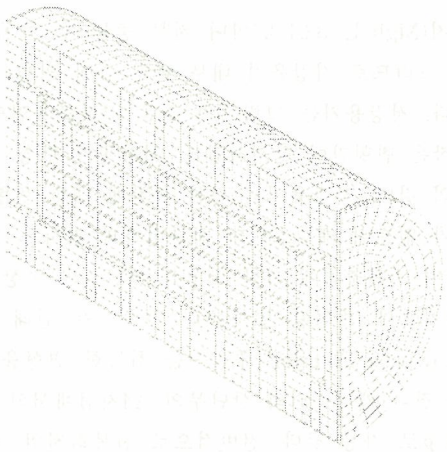


그림 4. 1/3시험모델 전복해석 모델

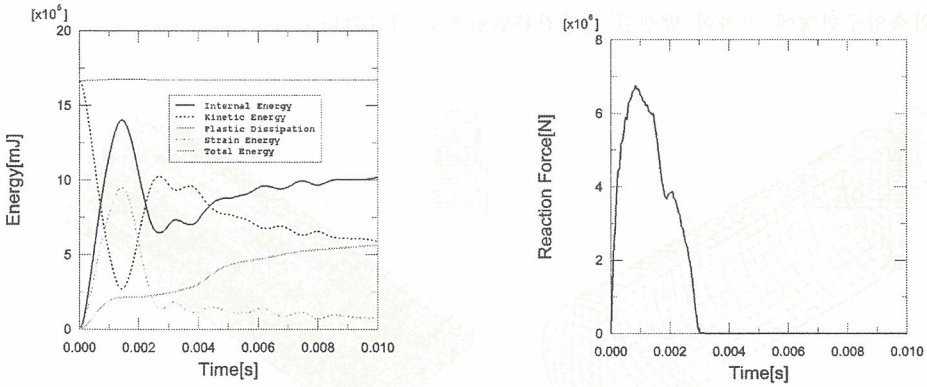


그림 5. 1/3시험모델 전복해석에서 에너지선도와 반력선도.

3. 전복시험

1/3시험모델의 전복시험은 전복각도가 50°에 대하여 실시하였다. 캐니스터와 저장용기의 직경과 높이를 측정하고 캐니스터에 대하여 액체침투비파괴검사와 초음파비파괴검사를 실시하여 시험전의 구조적 건전성을 확인하였다. 캐니스터와 저장용기에서 전복시의 가속도와 변형률을 측정하기 위하여 그림 7과 같은 위치에 가속도계를 8개, 스트레인 게이지를 14개를 설치하였다. 캐니스터에 설치된 센서의 보호와 케이블을 보호하기 위하여 전복충돌부와 반대되는 저장용기 내부에 원주방향과 길이방향으로 홈을 가공하였다. 캐니스터가 저장용기 내부에서 회전하지 않도록 이 홈에 맞게 가이드를 부착하였다. 캐니스터를 저장용기에 넣고 뚜껑을 용접하였다. 그림 8과 같이 저장용기에 변형이 많이 되도록 뚜껑 쪽 덕트가 충격되도록 전복각도를 50°만큼 기울인 다음 전복시험을 실시하였다.

저장용기는 1차 전복충격 이후에 전복방향으로 약 1 m 정도를 움직이면서 2~3회 충격되었다.

전복이전의 초기 위치에너지(Mgh)는 32.4 kJ이며 전복 충돌 후 이동 일(μMgl)은 마찰계수 0.4라고 하였을 때 24.1 kJ이다. 그러므로 저장용기 내부 변형 등에 의한 에너지는 약 8.3 kJ로 전복전체에너지의 약 1/3 정도이다. 저장용기는 그림 9와 같은 전복충격면의 저장용기 뚜껑부분의 변형과 저장용기 본체 상부에 작은 변형만이 발생하였다. 저장용기 뚜껑 상부의 직경감소량은 4.4 mm로 해석결과 4.3 mm와 거의 같다. 저장용기의 다른 부분에 대한 변형이나 파손은 없었다. 캐니스터의 직경 및 높이는 변화가 없으며 캐니스터의 침투비파괴 검사를 통하여 전복충돌 부근과 상단부에 긁힌 자국만이 존재하며 전복충격에 의한 구조적 건전성의 손상은 없음을 확인하였다.

그림 10은 그림 7의 위치에서 측정된 변형률과 가속도의 원래 데이터와 300 Hz Lowpass Filtering을 한 결과이다. Lowpass Filtering 주파수는 취득한 변형율의 진동 주파수이다. 300 Hz의 Lowpass Filtering을 한 결과 캐니스터의 상단부의 A4지점에서의 가속도가 278 g로 가장 높고 A1지점에서의 가속도가 46 g로 가장 낮다. 전반적으로 전복회전의 중심에서 거리가 멀수록 가속도는 크다. 캐니스터에 부착된 스트레인게이지에서 취득한 변형률에서 가장 큰 값은 측면에서 발생된 500 με이다. 저장용기 뚜껑의 충격부 근처의 S8 지점에서 변형률의 절대값이 1,850 με으로 가장 큰 변형을 보였다. 또한 충돌이후에 약 500 με의 영구변형이 발생하였다. 이것은 충돌부근 뚜껑의 압축영구변형에 의하여 발생된 인장잔류변형으로 사료된다.

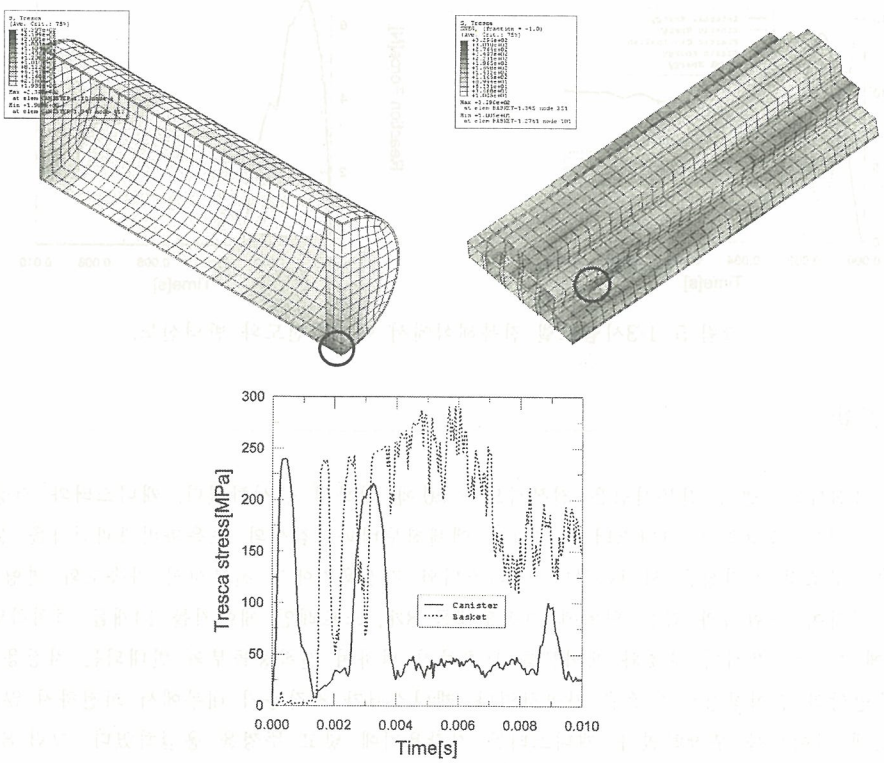


그림 6. 1/3시험모델 전복해석에서 최대 Tresca 응력선도

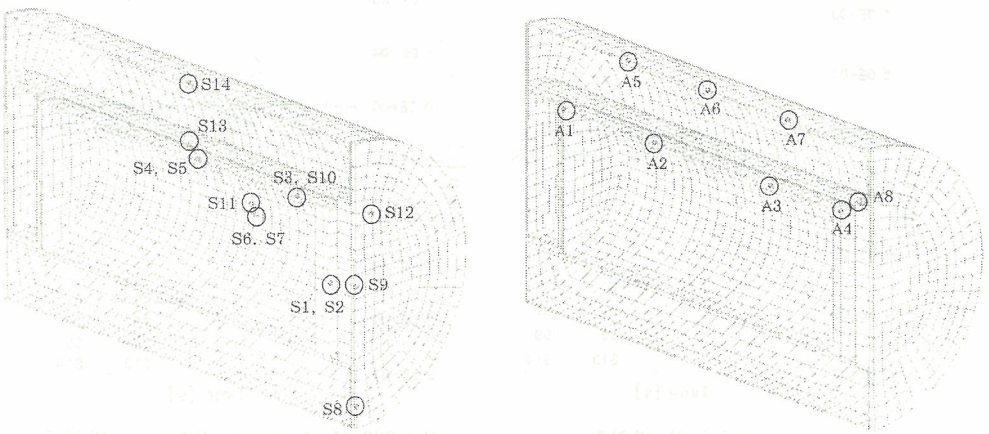


그림 7. 1/3시험모델의 전복시험에서의 센서위치

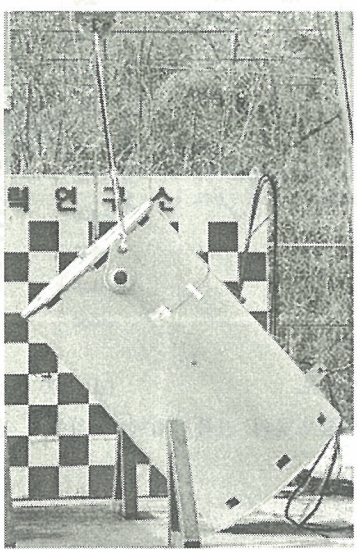


그림 8. 시험모델의 전복시험.

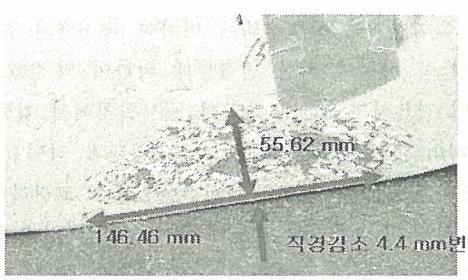
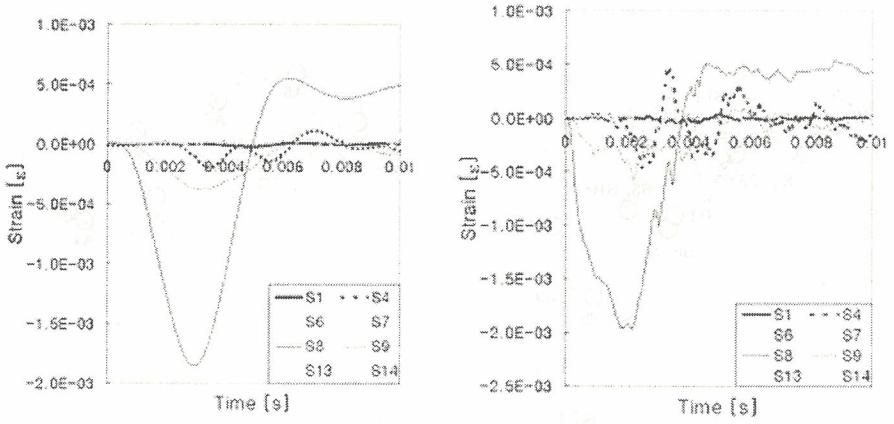
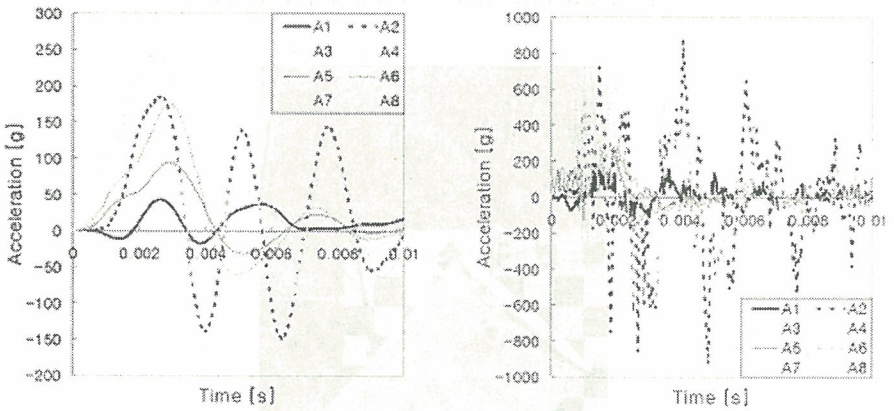


그림 9. 1/3시험모델의 전복시험 이후 뚜껑 충격 부근의 영구변형.



(a) 취득한 변형률 (b) 300 Hz Lowpass Filtering 변형률



(c) 취득한 가속도 (d) 300 Hz Lowpass Filtering 가속도

그림 10. 1/3시험모델의 전복시험에서 취득한 변형률과 가속도.

4. 시험결과와 해석결과의 비교평가

그림 11은 1/3시험모델 전복시험 센서위치에서 가속도 및 변형률에 대한 해석결과이다. 시험에서와 마찬가지로 S8에서 최대 변형율이 발생하며 그 크기는 10,145 με이다. 또한 S4에서 430 με의 변형률을 보인다. S8에서의 해석결과는 시험결과에 비하여 약 6배의 결과를 보인다. 그 이외의 위치에서는 해석에 의한 변형률이 시험에 의한 변형률에 비하여 약 2배정도의 보수적인 결과를 보인다. 그림 12는 1/3시험모델 전복사고조건에 대하여 센서위치에서 취득한 해석결과와 시험결과를 300 Hz Lowpass Filtering하여 비교하였다. 대체로 해석결과가 시험결과보다 큰 값을 보인다. 각 위치에서의 초기속도를 일정각속도를 가지는 강체회전운동으로 고려하여 결정하였다. 하지만 모의연료와 바스켓, 캐니스터 그리고 저장용기가 별도로 회전하고 회전중심이 서로 다르므로 각각 다른 각속도를 가지고 다른 각속도에 의한 상호간섭 등에 의하여 더 낮은 평균 각속도를 가진다. 그러므로 전복해석은 보수적인 결과를 보여줌을 알 수 있다.

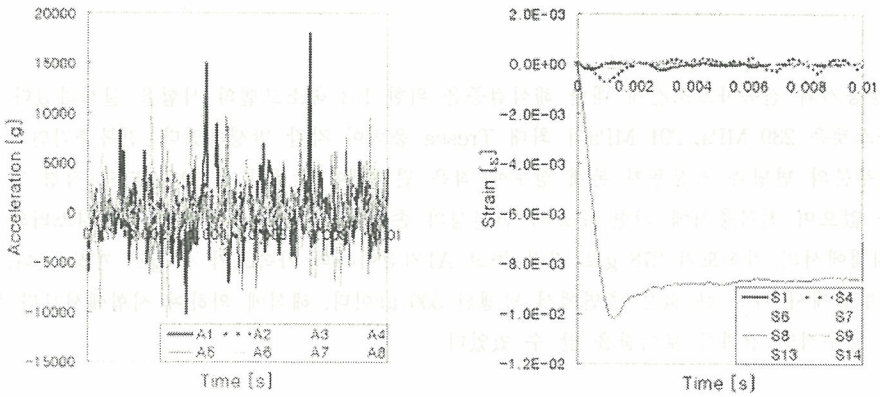


그림 11. 1/3시험모델 전복시험의 센서위치에서의 해석결과.

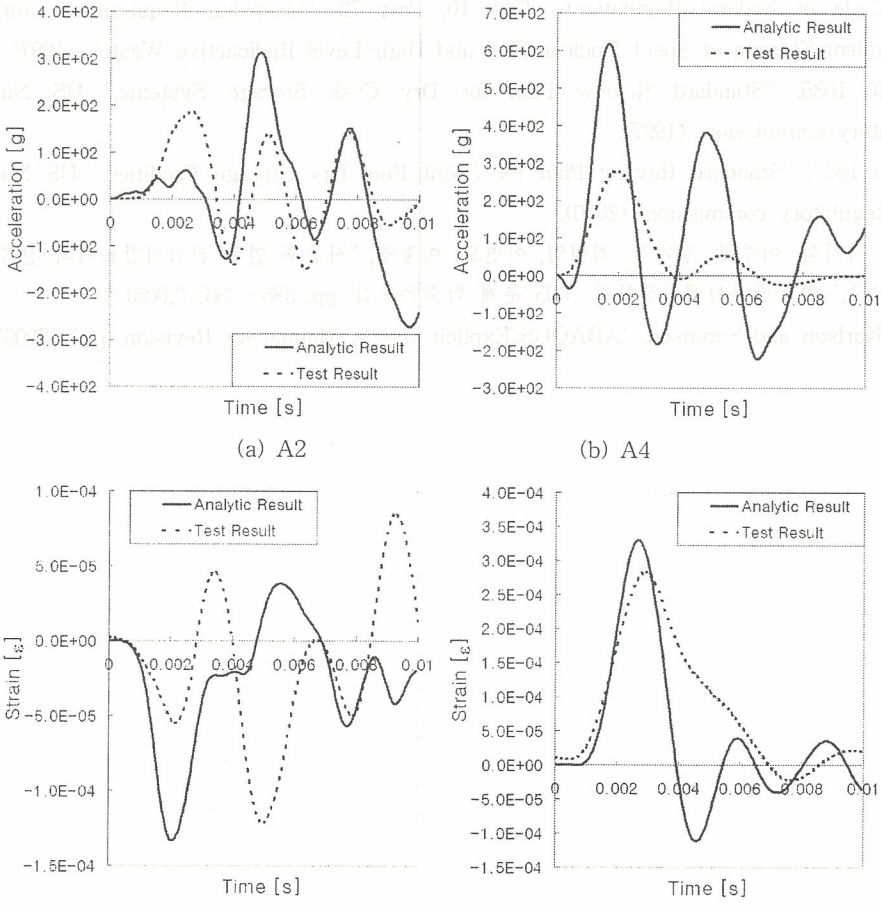


그림 12. 1/3시험모델 전복사고조건에서 해석결과와 시험결과의 비교.

5. 결론

건식저장용기의 전복사고조건에 대한 해석검증을 위한 1/3 축소모델의 시험을 실시하였다. 캐니스터와 바스켓은 239 MPa, 291 MPa의 최대 Tresca 응력이 각각 발생하였다. 전복충격면의 저장용기 뚜껑부분의 변형과 저장용기 본체 상부에 작은 변형만이 발생하고 캐니스터의 직경 및 높이는 변화가 없으며 전복충격에 의한 구조적 건전성의 손상은 없음을 확인하였다. 캐니스터의 상단부의 A4지점에서의 가속도가 278 g로 가장 높고 A1지점에서의 가속도가 46 g로 가장 낮다. 캐니스터의 변형률에서 가장 큰 값은 측면에서 발생된 500 με이다. 해석에 의하여 시험에서보다 큰 값을 보이는 보수적인 결과를 보여줌을 알 수 있었다.

참 고 문 헌

1. 산업자원부, 한국수력원자력(주), "2005 원자력발전백서", (2005).
2. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste", (1997).
3. NUREG-1536, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," US Nuclear Regulatory commission, (1997).
4 NUREG-1567, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," US Nuclear Regulatory commission, (2000).
5. 김동학, 서기석, 이주찬, 정기정, 최병일, 이연도, 이홍영, "사용후 연료 건식저장용기의 전복예비해석 평가," 한국방사성폐기물학회 2005 춘계 학술논문집, pp. 385~386, (2005).
6. Hittit, Karlson and Sorensen, "ABAQUS/Explicit User's Manual for Revision 6.5," (2005).

제3분과
사용후핵연료 및 핵연료주기
(Poster)

빈 면

건식 저장용기 열 시험

방경식, 이주찬, 서기석, 김호동, 정기정, 조천형*, 이연도*, 이홍영*

한국원자력연구소 대전광역시 유성구 덕진동 150
*한국수력원자력(주) 대전광역시 유성구 덕진동 150

건식 저장용기는 over-pack과 캐니스터 두 개의 요소로 구성된다. Over-pack의 구조재는 탄소강으로 제작되었으며, 그 내부는 방사선 차폐를 위해 콘크리트로 채워져 있다. 건식 저장용기의 외경은 3,550 ㎜이고, 높이는 5,885 ㎜로서 총 중량은 약 135 톤이다. 건식 저장용기는 연소도 55,000 MWD/MTU, 냉각기간 7년인 PWR 사용후연료 집합체 24다발을 저장할 수 있으며, PWR 사용후연료 집합체 24다발로부터 발생하는 총 붕괴열은 25.2 ㎾이다.

열 시험은 건식 저장용기 실제 크기의 1/2로 축소한 모델을 사용하여 수행하였다. 그림 1은 열 시험 모델의 단면도를 보여주고 있다. 캐니스터의 뚜껑에는 전기히터를 위한 24개의 홀과, 열전대를 위한 24개의 홀을 가지고 있다.

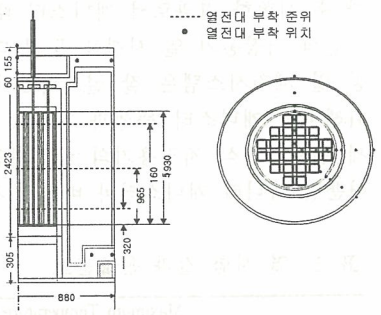


그림 1. 모델의 단면도.

사용후연료 집합체 24다발을 모사하기 위한 전기히터들은 캐니스터 내부의 바스켓에 설치되었으며, swage lock에 의해 캐니스터 뚜껑에 고정되어 밀봉되었다.

캐니스터 내부의 사용후연료에 의해 발생되는 열은 전도, 대류 및 복사에 의해 캐니스터 표면으로 전달되며, 이 열은 대류와 복사를 통해 over-pack의 내부 표면으로 전달된다.

건식 저장용기의 차폐체는 콘크리트이다. 콘크리트는 열전도율이 매우 낮기 때문에 건식 저장용기는 캐니스터로부터 열을 over-pack과 캐니스터 사이의 공간을 통한 thermo-siphon 현상에 의해 방출하기 위해 공기 흡입구 8개 및 공기 출구 8개로 구성된 피동 열 제거시스템을 설계하였다. 그러므로, over-pack으로부터 주변 대기로의 열전달은 두 가지 메커니즘에 의해 성취된다. Over-pack의 몸체를 통해 전도된 열은 over-pack의 표면으로부터 주변 대기로 대류와 복사에 의해 방출되며, 다음과 같은 식(1)로 표현할 수 있다[1].

$$q_s = hA(T_s - T_a) + \sigma\epsilon A(T_s^4 - T_a^4) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

건식 저장용기 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통해 주변 대기로 방출되는 열전달은 식(2)와 같이 표현할 수 있다[2].

$$q_A = \dot{m} C_p \Delta T \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (2)$$

건식 저장용기 열 시험은 주변온도의 영향을 최소화하기 위해 5.0 m ×5.0 m ×5.0 m의 제원을 가진 열적으로 절연된 house에 시험모델을 설치하고, 그림 1에서와 같이 모델 및 주변온도측정을 위해 105개의 열전대를 설치하고, 유속측정을 위해 공기 흡입구에 열선 타입의 유속계 3개를 출구에 프로펠러 타입의 유속계 3개를 설치한 후, 히터 하나당 열 유량 약 189 watt씩 24개의 전기히터로부터 총 약 4.5 ㎾의 열 유량을 적용하여 수행하였다.

표 1은 정상조건하에서 측정된 모델의 최고 온도들을 보여주고 있다. 시험모델의 열평형은 약 120시간 경과 후 도달하였으며, 그 상태를 2일간 유지하였다. Over-pack 표면의 온도는 평균 28 ℃로 측정되었으며, 공기 흡입구에서의 온도 및 유속은 평균 21 ℃ 및 0.49 m/s, 출구에서의 온

도 및 유속은 평균 66 ℃ 및 0.72 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 17 %이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 83 %임을 알 수 있다. 따라서, 피동 열 제거시스템의 성능이 잘 유지됨을 알 수 있었다.

바스켓의 온도는 상부와 중앙부가 유사하게 측정되었다. 이것은 캐니스터 뚜껑과 바스켓 상부 사이의 공간이 4 ㎜로 아주 작아 유동이 발생하지 않았기 때문에 일어난 현상이다.

캐니스터 표면 및 over-pack의 온도는 135° 방향에서 가장 높게 측정되었다. 공기 흡입구 및 출구에서의 온도차는 0° 방향이 50 ℃로 가장 크게 났으며, 135° 방향이 42 ℃로 가장 적었다. 이와 반대로 공기 흡입구 및 출구에서의 유속의 차는 0° 방향이 0.16 m/s로 가장 적었으며, 135° 방향이 0.32 m/s로 가장 컸다. 이 결과로부터 0° 방향에서는 0.0075 m^3/s의 공기가 유입되어 0.0096 m^3/s의 공기가 빠져 나가지만, 135° 방향에서는 0.0055 m^3/s의 공기가 유입되어 0.0096 m^3/s의 공기가 빠져나감을 알 수 있다. 이것은 캐니스터 내부의 바스켓이 135° 방향으로 접촉되었기 때문에 나타난 결과이다. 표 2는 캐니스터 뚜껑과 바스켓 상부 사이의 공간을 67.5 ㎜로 확장하고, over-pack과 캐니스터 사이의 공간과 캐니스터와 바스켓 사이의 공간이 동일하도록 조정한 후 시험한 결과로서 캐니스터 내부 공간에서 열유동이 잘 발생하고 있음을 알 수 있다.

건식 저장용기 열 시험을 통해 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다. 첫째, 건식 저장용기의 피동 열 제거시스템은 잘 설계되었다. 두 번째, 캐니스터 내부에서의 유동이 잘 일어나도록 하기 위해서는 캐니스터 뚜껑과 바스켓 상부 사이에는 유동을 위한 적절한 공간이 마련되어야 한다. 세 번째, 건식 저장용기의 국부적인 온도 상승을 방지하기 위해서는 over-pack과 캐니스터의 사이뿐만 아니라 캐니스터와 바스켓 사이의 공간은 동일한 거리를 유지하여야 한다.

표 1. 열 시험 결과 온도분포

Location		Maximum Temperatures (℃)					
		Basket	Canister	Over-pack		Inlet	Outlet
				Inside	Outside		
0°	Upper	284	110	45	28		70
	Middle	285	106	38	26		
	Lower	212	84	31	24	21	
90°	Upper	283	120	47	28		65
	Middle	286	108	40	26		
	Lower	214	85	32	24	21	
135°	Upper	263	126	47	29		63
	Middle	263	114	40	27		
	Lower	171	87	32	24	21	

표 2. 모델 수정 후 열 시험결과 온도분포

Location		Maximum Temperatures (℃)					
		Basket	Canister	Over-pack		Inlet	Outlet
				Inside	Outside		
0°	Upper	259	116	53	36		72
	Middle	240	105	46	34		
	Lower	177	-	39	32	27	
90°	Upper	259	121	54	36		81
	Middle	239	110	47	34		
	Lower	176	88	40	32	27	
135°	Upper	-	-	-	37		80
	Middle	-	-	-	35		
	Lower	-	-	-	32	27	

[참고문헌]

[1] F.P. Incropera, D.P. Dewitt. Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 5th Edition, 2002, John Wiley & Sons, New York.

[2] R.L. Street, G.Z.Watters, and J.K. Vennard. Elementary Fluid Mechanics, 7th Edition, 1996, John Wiley & Sons, New York.

감사의 글

본 연구는 한국수력원자력(주)으로부터 수탁사업의 일환으로 수행되었음.

사용후연료 건식저장용기의 열유동해석 검증 평가

이주찬, 방경식, 서기석, 김호동, 정기정, 조천형*, 최병일*, 이홍영*
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sjclee@kaeri.re.kr

24다발의 PWR 사용후연료 집합체를 저장할 수 있는 콘크리트 건식저장용기에 대한 열유동해석 검증 평가를 위하여 축소모델을 제작하여 열시험을 수행하고, 시험조건과 동일한 조건에 대한 전산해석을 수행하였다. 실제 저장용기를 1/2 축소시킨 시험모델에 대한 정상, 비정상 및 사고조건에 대한 열시험 및 해석을 수행하였다. 정상조건은 대기온도 27 ℃에서 저장용기가 열적으로 평형 상태가 되는 조건이며, 시험모델의 전기 히터에서 방출되는 발열량은 히터 1개 당 190 W로 하여 24개에서 방출되는 총 발열량은 4.56 kW로 고려하였다. 비정상조건은 공기흡입구 8개 중에서 절반인 4개가 막힌 조건에 대하여 열적으로 평형 상태가 되는 조건에 대한 시험 및 해석을 수행하였다. 또한, 사고조건은 정상조건 하에서 공기흡입구 8개가 모두 막힌 조건이며, 보수적인 해석을 위하여 공기 배기구도 모두 막힌 조건을 가정하여 48시간 동안에 대한 비정상상태 열시험 및 해석을 수행하였다. 축소모델에 대한 열시험 및 해석결과 용기 주요 부위의 온도가 서로 잘 일치하였으며, 따라서 정상, 비정상 및 사고조건 해석에 적용된 열해석 방법 및 절차에 대한 신뢰성이 입증되었다. 축소모델 열시험 및 해석을 통하여 입증된 저장용기 열유동해석 기법을 이용하여 실제 저장용기에 대한 열유동해석을 수행하였다. 정상조건에 대한 해석결과 저장용기 내부 핵연료 및 콘크리트의 온도의 온도가 각각 295 ℃, 84 ℃로 계산되어 허용치인 345 ℃, 93 ℃보다 낮게 나타났다. 비정상조건에 대한 해석결과 전체적인 온도분포가 정상조건에 비하여 약 5 ℃ 정도 상승하였으며, 8개의 공기흡입구 중에서 4개가 막힌 조건에서도 저장용기의 열제거 능력이 충분히 유지됨을 알 수 있었다. 비정상조건에 대한 연료봉 및 콘크리트의 허용온도는 각각 570 ℃, 177 ℃이므로 정상조건에서 열적 건전성이 유지된다면 비정상운전조건은 열적으로 문제가 없을 것으로 판단된다. 사고조건하에 대한 해석결과 공기 흡배기구가 모두 막힌 후 48시간 이후에도 저장용기의 온도가 허용치 이내로 유지되었다. 따라서 사고조건 하에서 48시간 이내에 응급조치를 취할 경우 저장용기의 열적 건전성은 충분히 유지될 것으로 판단된다. 본 연구를 통하여 저장용기의 열유동해석 방법 및 절차에 대한 신뢰성을 입증하였으며, 저장용기의 열적 건전성이 유지됨을 알 수 있었다.

알파분광분석법에 의한 금속전환체 모의용액중 ^{241}Am, ^{244}Cm 및 ^{237}Np의 정량

양한범, 조기수, 이일희, 박영재, 지광용, 김원호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
nhbyang@kaeri.re.kr

원자력발전에서 발생되는 사용후핵연료의 효율적인 관리와 평화적인 이용을 위한 핵비확산성 건식처리기술을 개발 측면에서 새로운 기술적 접근방법으로 리튬용융염을 이용한 산화물 사용후핵연료의 금속전환에 대한 연구가 수행되고 있다. 사용후핵연료의 금속전환과정에서 발생하는 금속전환체에 존재하는 ^{241}Am, ^{237}Np과 ^{244}Cm의 함량을 정량할 수 있는 방법이 요구되고 있다. 일반적으로 악틴족 원소의 정량은 용매추출법, 이온 크로마토그래피, 또는 이온교환방법으로 군 또는 개별분리한 후 해당원소를 planchet에 전기전착하여 α-분광분석법(α-spectrometry)으로 정량하는 방법이 널리 알려져 있다. 본 연구에서는 금속전환체 모의용액을 대상으로 ^{241}Am, ^{237}Np과 ^{244}Cm를 1차로 음이온교환수지 칼럼으로 Np-237을 분리하고, 2차로 2-(di-ethylhexyl) phosphoric acid(HDEHP) 칼럼을 사용하여 추출크로마토그래피로 Am과 Cm을 선택적으로 분리한 후 α-분광분석법(α-spectrometry)으로 정량하였다.

분리방법 : 금속전환체 모의용액에 함유되어 있는 ^{241}Am, ^{237}Np과 ^{244}Cm를 8M HNO_3 용액에서 IR 램프로 건고시킨 다음 1M $NH_2OH.HCl$-0.1M HCl용액 1mL씩 가하고 2시간 후 다시 IR 램프로 건고과정을 2회 반복한 다음 12M HCl 1mL을 가하여 용해시켰다. 다음 plastic funnel 및 one-way plastic stopcock 가 부착된 음이온교환수지 분리관[Bio-rad AG 1x4, 100-200 mesh chloride form, 60mm(H), 4.7mm(I.D)]에 Np(IV)을 흡착시키고 4M HCl 용액으로 Np을 용리하여 α-분광분석법(α-spectrometry)으로 정량하였다.

Distribution coefficients of actinides on anion exchange resins in HCl

Metal	Molarity of HCl						
	1	2	4	6	8	10	12
Am(III)	←		No adsorption				→
Cm(III)	←		No adsorption				→
U (IV)	<1	<1	<1	1	50	>100	>100
U (VI)	~2	~10	~180	800	1000	1000	800
Np(III)	←		No adsorption				→
Np(IV)	<1	<1	<1	20	700	>1000	>1000
Np(V)	<1	<1	2	200	800	>1000	>1000
Np(VI)			Strongly adsorbed from HCl > 6M				
Pu(III)	←		No adsorption				→
Pu(IV)	<1	<1	<1	1	50	>100	>100
Pu(VI)			Strongly adsorbed from HCl > 6M				

Table 1 Distribution coefficients of actinides on anion exchange resins in HCl solution

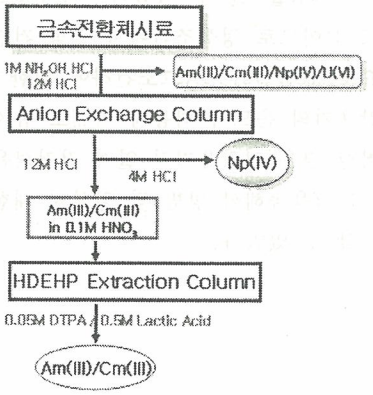


Fig. 1 Flow sheet of separation Np, Am, and Cm

^{241}Am 및 ^{244}Cm는 2-(di-ethylhexyl)phosphoric acid(HDEHP) 추출 분리관에 흡착시킨 후 0.05M DTPA/0.5M Lactic acid(pH=3.0)로 선택적으로 분리하여 전착한 후 α-분광분석법(α-spectrometry)으로 정량하였다. 이때 각 핵종의 α-에너지(^{241}Am : 5.48 MeV, ^{244}Cm : 5.81 MeV, ^{237}Np : 4.79 MeV)를 측정하여 확인 한 후 다시 전알파 방사능(Gross-alpha counting)을 측정하여 각 핵종을 정량하였다.

전기전착 및 α-분광분석법 : 분석시료를 비커(비유기물 시료는 10mL, 유기물 시료는 30mL)에 취하여 IR 램프로 증발 건고시킨다. 이때 시료중에 유기물질인 DTPA/Lactic Acid가 함유되어 있는 경우에는 30mL 비커를 사용하여 NaHSO4, H_2SO_4를 사용하여 1차로 유기물을 파괴시킨 다음 HNO_3와 $HClO_4$를 사용하여 2차로 유기물을 파괴시킨다. 이때 시료가 투명하지 않은 경우에는 $NaHSO_4$ 와 H_2SO_4를 사용하여 3차로 유기물을 파괴시킨 후 시료를 hot plate를 사용하여 강열하여 SO_3 증기를 제거한다. 그리고 전착액(0.1M $NaHSO_4$/0.53M Na_2SO_4, pH= 1.8-2.0) 0.5mL을 넣고 다시 IR 램프로 증발 건고시킨다. 비커가 완전히 식은 후 증류수 0.5mL과 전착액 4.5mL을 넣고 전착셀로 옮기며, 추가로 전착액 5mL를 사용하여 비커를 세척하여 전착셀로 옮긴다. 1200mA로 60분간 전착한 후 25% 암모니아수 1mL을 넣고 1분간 추가로 전착한 후 전착을 종료하고 증류수를 사용하여 전착셀을 증류수로 세척한 다음 전착셀내 planchet을 분리한다. 분리한 planchet을 가열하여 건조시킨 다음 α-분광분석법(α-spectrometry)으로 분석한다.

Fig. 2에 금속전환체 모의용액 시료중 ^{237}Np과 , ^{241}Am 및 ^{244}Cm의 α-스펙트럼을 나타내었다. ^{241}Am 및 ^{244}Cm를 동시에 전기전착한 경우는 α-spectrometry로 각 에너지에 해당하는 피크의 면적으로부터 두 핵종의 방사능 비율을 구하고 다시 Gross-alpha counting을 한 다음 두 측정치로부터 개별 핵종의 방사능을 구하였다.

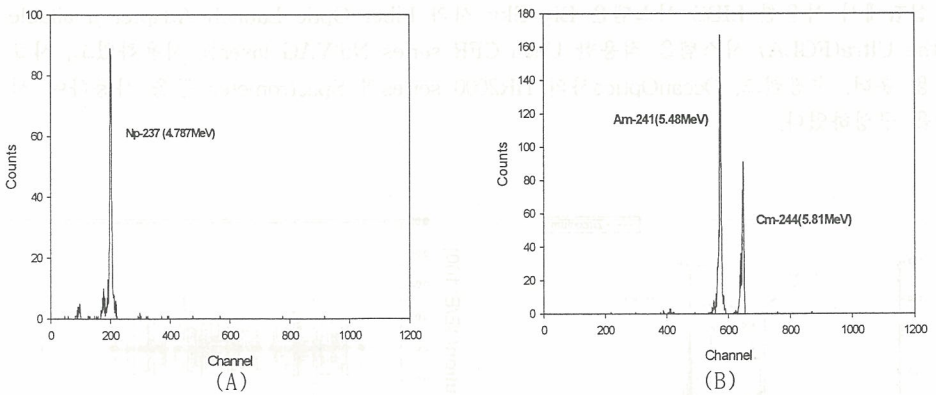


Fig. 2. Alpha Spectrum of (A) ^{237}Np and (B) ^{241}Am and ^{244}Cm in the sample after electrodeposition

희토류 원소에 대한 레이저 원소 분광분석 특성에 관한연구

조윤호, 하장호, 이상윤, 이태훈, 고원일, 송대용, 김호동, 정정환
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ex-yhcho@kaeri.re.kr

현재 개발되어 적용되고 있는 핵물질 계량관리 기술들에는 크게 화학분석법, 비파괴적 측정법, 열량계법 등이 있다. 화학분석법은 공정 물질의 일부를 화학적으로 처리하여 방사성 원소를 제거한 후 ICP-MS, ID-MS 등의 장비를 통해 민감 핵물질을 정량 분석하는 기법으로 가장 정확한 분석법으로 인정되고 있다. 그러나 이 기법은 고 방사선 환경에서는 용매 화학분석을 위한 전처리 과정이 복잡하고 시간이 많이 소요되며 spectrometer가 오염될 가능성이 있는 단점이 있다. 이러한 기존의 핵물질 측정 개념들은 차세대 사용후 핵연료 관리·이용 기술 개발에서의 핵물질 안전조치에 적용하기에 부적합하며, 이러한 한계점을 극복하기 위해서는 고·방사선과 고온 환경에서 적용 가능하고 측정 장비의 오염이 없으며 화학 분석법 정도의 정확도를 가질 수 있는 측정 기법의 개발이 필요하다. 이러한 요구 조건을 만족시킬 수 있는 새로운 측정 기법으로 레이저 유도 파열 분광(Laser Induced Breakdown Spectroscopy : LIBS)기술이 대안으로 제시되고 있다. LIBS기술은 레이저를 직접 시료에 조사하여 시료가 플라즈마 화한 상태의 스펙트럼을 측정하여 분광분석을 하는 기술로서, 직접적인 원소분석법으로 동시 다원소분석이 가능하며, 시료의 전처리 단계가 필요 없어 실시간으로 분석이 가능하다. 또한 측정 장비를 간소화 하여 휴대와 이동이 가능한 제품으로 제작이 가능하기 때문에 화성 탐사선에 탑재되어 화성의 암석과 토양 물질을 분석하는데 활용하는 등 물질 분석분야에 있어서 새로운 대안으로 떠오르고 있다.

본 실험에서 사용한 LIBS 시스템은 Big Sky 사의 Fiber Optic Launch Adapter available for the Ultra(FOLA) 시스템을 적용한 Ultra CFR series Nd:YAG laser를 사용하였고, 시료 고정용 홀더, 수광렌즈, OceanOptics사의 HR2000 series의 Spectrometer 등을 사용하여 시스템을 구성하였다.

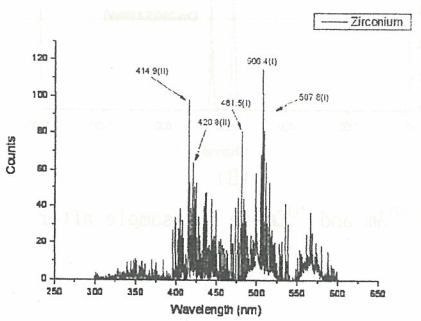


그림 1. Zirconium spectrum

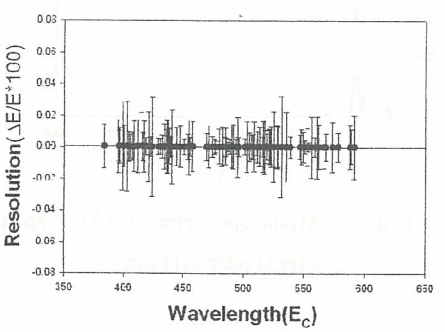


그림 2. Spectrometer의 분해능

그림 2.에 나타나 있는 분해능은 가장 많은 peak가 측정된 zirconium spectrum을 사용하여 분석하였고, 분해능의 오차가 4% 이내인 것을 확인하였다.

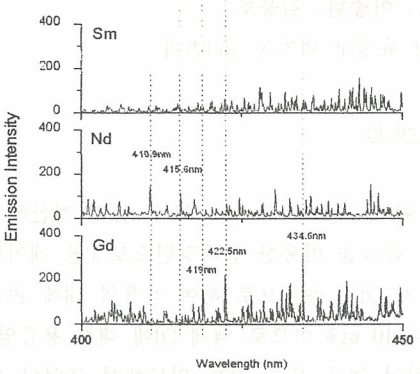


그림 3. 400~450nm 영역의 Gd-Nd-Sm spectrum

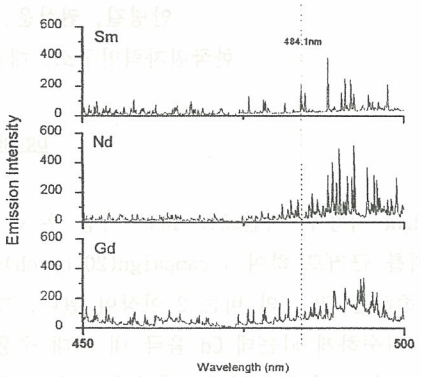


그림 4. 450~500nm 영역의 Gd-Nd-Sm spectrum

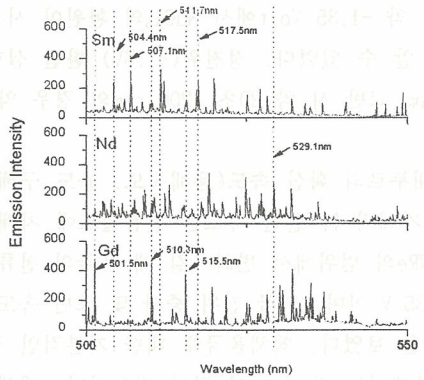


그림 5. 500~550nm 영역의 Gd-Nd-Sm spectrum

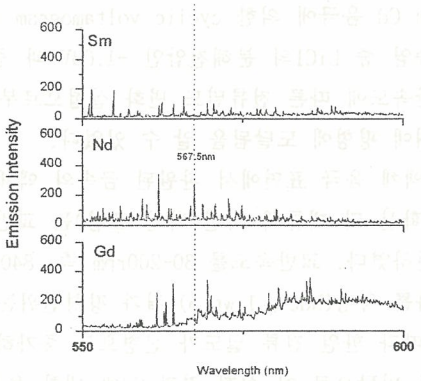


그림 6. 550~600nm 영역의 Gd-Nd-Sm spectrum

사용후 핵연료의 악티나이드 핵종인 U, Pu, Cm의 란탄족 대응 원소인 Gd, Nd, Sm의 spectrum을 측정하여 각 원소의 특성 peak를 찾아서 구분하였다. 그림 3. ~ 그림 6.에 400 ~ 600 nm 사이를 50 nm 씩 분할하여 세 원소의 특성 peak를 찾아 표시하였다. 위 그림에 표시한 바와 같이 각각의 원소에 대해서 확연히 구분되는 특성 peak의 존재를 확인하여 구분하였고, 이를 National Instituted of Standards and Technology(NIST)의 측정데이터와 비교하여 각 원소의 영역에서 일치하는 것을 확인하였다.

* 본 연구는 과학기술부 원자력중장기 과제의 지원으로 수행되었음.

액체 Cd 음극 도가니 설계 및 교반 속도에 따른 전해 환원특성

안병길, 권상운, 심준보, 이종현, 김응호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bgan@kaeri.re.kr

LWR 사용후 핵연료를 10년 저장 후 존재하는 핵종 농도를 Origen II에 의해 계산하고, 이 계산치를 근거로 하여 1 campaign(20 batch)을 고체 음극을 이용한 전해정련으로 U을 제거하였을 때 잔존하는 TRU/U의 비는 2 이상이 된다. 그 후 액체 Cd을 음극으로 하여 용융염 내에 존재하는 TRU를 회수하게 되는데 Cd 음극 내 최대 수용비는 약 10 wt% 이므로 액체 Cd에 대한 용융염의 무게비는 약 2 이하가 된다. 이러한 것을 기준으로 하여 높은 음극 전류 밀도에서 조업이 가능한 액체음극에 대한 기본설계를 수행하였다. 액체 음극 교반기와 도가니는 액체음극 도가니 외부를 Mo 선으로 제작된 고정 장치를 제작하여 외부 용융염 용기에 고정하였으며, 알루미나 튜브(od 6x id 4mm) 외부에 액체 Cd 과 용융염을 교반하기 위한 Ta 교반날개(액체음극: W20 x h7mm, 용융염: W27 x h10mm)와 내부에 액체 Cd 음극 전원 연결용 Mo 선(2mm) 으로 구성된 교반기 제작하였음. 액체 Cd 음극에 의한 cyclic voltamogram 으로부터 약 -1.35 Volt에서 $NdCl_3$의 환원이 시작되며 용융염 중 LiCl의 분해전압인 -1.63V 과 중첩됨을 알 수 있었다. 정전위(-1.6V) 환원 실험에서 교반속도에 따른 전류밀도 변화 실험으로부터 30 rpm 교반 시 약 20초, 200 rpm의 경우 약 10초 이내에 평형에 도달됨을 알 수 있었다.

액체 음극 표면에서 환원된 금속의 액체 음극 내부로의 확산 속도(용해속도, 농도 구배에 따른 확산 및 대류에 의한 확산 포함)는 교반속도에 지배되며, 환원 속도는 전류밀도에 지배 됨을 확인하였다. 교반속도를 30-200rpm 즉, 840-5,600 NRe의 범위에서 변화시킬 때 음극의 전류 밀도 변화를 측정($NdCl_3$ 1 wt.%) 결과 평형전위는 약 -1.35 V 이며, 전극 전위 증가 및 교반 속도 증가에 따라 환원 전류 밀도가 선형으로 증가하는 현상을 보였다. 액체음극에 대한 기본적인 구조설계를 바탕으로 한 실험 결과 Cd에 대한 용융염의 무게비는 약 2.0 이 적정 비율이며, 액체 음극 용기의 H/R 의 비율은 Cd 양이 결정됨으로서 액체음극 표면적이 큰 것이 확산 속도를 높이는데 유리하며 용융염 용기에 수용되는 교반기, 양극, 기준 전극 등을 고려하여 결정 되어야 함을 실험적으로 설명할 수 있었다.

전해 정련 우라늄 전착물의 증류 특성 실험

안병길, 황성찬, 강영호, 이종현, 김응호
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bgan@kaeri.re.kr

전해정련 공정에서 회수된 우라늄은 다량의 염을 함유하고 있으므로 증류공정을 거쳐 고순도의 우라늄을 회수하며, 우라늄의 손실이 낮으면서 고효율의 증류조건 확보가 필요하다. 이러한 일련의 연구로서 50mTorr~760Torr 의 진공도에서 최고 작동온도 1500℃의 증류온도를 유지할 수 있으며, 증류에 따른 무게변화, 온도변화 등의 자료를 실시간으로 수집 가능하며 염 응축 및 회수부로 구성된 수직형의 염 증류 장치를 설계 제작하였다. 증류 장치를 이용하여 순수한 LiCl-KCl 공융염의 진공도에서의 증류특성을 실험하였으며, 우라늄 전착물에 대한 감압도에 따른 증류 특성을 실험하였다. 또한 우라늄 전착물은 침상으로 형성되기 때문에 비표면적이 매우 크므로 증류에 따른 우라늄의 손실을 가져올 수 있다. 따라서 본 연구에서는 우라늄 전착물을 몰드에 넣고 약 100kgf/cm^{2}의 압력으로 성형하여 직경 2cm, 높이 약 2cm의 크기의 시편을 제조하여 증류 실험을 하였으며, 압축하지 않은 석출물의 경우와 증류 특성을 비교하였다.

순수한 LiCl-KCl 용융염에 대한 500mTorr 감압 상태에서 2℃/min 의 승온 속도로 증류 시 약 700℃에서 중량 감소가 시작되어 선형으로 감소되었으며 약 900℃에서 중량 감소가 완료 되었다. 우라늄 전착물에 대한 증류 실험은 0.2, 0.5, 1 및 50 Torr 의 진공도에서 2℃/min의 승온 속도로 1300℃까지 승온 후 1300℃에서 1시간 동안 유지 후 자연 냉각하였다. 대체적인 경향은 약 700℃에서 중량 감소가 시작되어 선형으로 감소되었으며 약 1000℃에서 중량 감소가 완료 되었으며, U의 용융온도인 1130℃ 이전에 증류가 완료됨을 확인할 수 있었다.

증류장치 하부의 염회수 도가니에 채취된 염은 과립형태로 전량 회수 되었다. 회수된 우라늄은 구형의 용융물 형태로 얻어졌으며, 압축하지 않은 우라늄 전착물의 경우는 상부에 미 용융된 수지상 산화 피막이 침적되어 있음을 확인할 수 있었다.

Aliquat-336이 함침된 XAD-4를 이용한 Re의 흡착 분리

한윤주, 문제권, 이일희, 양한범, 임재관, 정종헌
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hanjackie@nate.com

사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel)에는 백금족 원소인 Pd, Rh, Ru, Tc등 경제적 가치가 큰 백금족원소가 다량 포함되어 있다. 이 백금족원소는 전기, 전자화학공업 분야에서 활용되고 있으며 촉매공정에 지속적인 수요증가가 예상되고 있다. 자연존재량이 적어 우리나라는 수입에 의존하고 있으며, 이들 금속에 대한 세계적인 수요량의 변동이 급상승하여 갈 가능성이 있어 사용후핵연료로부터 회수하는 방향을 검토할 필요가 있다. 본 연구에서는 질산 매질에 존재하는 Pd, Rh 등의 백금족 원소와 고방사능의 장반감기 핵종인 Tc의 혼합물 중에서 Re 을 선택적으로 분리하고자 하였으며 Tc과 화학적 특성이 유상한 Re_2O_3을 사용하였다. 이를 위하여 XAD-4수지에 Aliquat-336을 함침 시켜 제조된 EIR(Extractant Impregnated Resin)을 이용하여 질산용액에 용해시킨 Re과 Rh을 흡착 분리 실험을 시행하였다. XAD-4 수지의 불순물을 제거하기 위해서 증류수로 세척한 후 건조기로 40℃에서 24시간 동안 건조를 시켰다. 수지 1g당 함침용액의 Aliquat-336 양을 0.04에서 2.0으로 변화시켜 EIR을 제조하였다. 함침된수지의 표면에 붙어있는 용매를 제거하기 위해서 증류수로 세척 여과한 후, 40℃에서 24시간 건조를 시켰다. Aliquat-336을 XAD-4 수지에 함침 전과 후에 무게변화로 Aliquat-336의 함침정도를 평가하여 Fig. 1에 나타내었다.

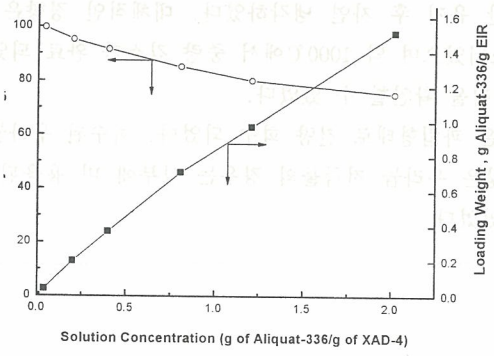


Fig. 1 Loading Efficiency and Weight With Impregnation Ratio.

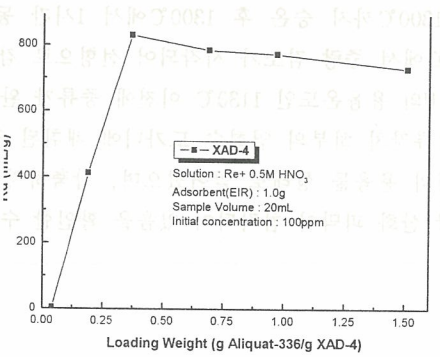


Fig. 2 Distribution Coefficients of EIR with Different Loading Weight.

Fig. 2는 0.04에서 2.0(g Aliquat-336/g XAD-4) 범위에서 추출제 함침비율이 각각 다르게 제조한 EIR 1g에 대해 Re 용액의 흡착능을 평가한 그림이다. XAD-4에 Aliquat-336 함침분율이 0.4 (g Aliquat-336/g XAD-4)일때, 분배계수가 829.5mL/g으로 가장 우수한 흡착성능을 나타내었다.

Figs. 3~4는 0.5M 질산용액에 함유된 Re, Rh의 단일성분 및 이성분의 흡착 평형등온선을 나타낸 것이다. 초기 농도는 100ppm이며, 0.002g~0.3g 범위에서 EIR 무게를 서로 다르게 하였다.

EIR은 Re에 대해서 뛰어난 선택성을 가지고 있으며, 흡착 등온선은 Langmuir 식으로 잘 표현되

었다. 단일성분에서는 Re에 대해 2.01meq/g의 흡착용량과 663.04의 Langmuir 상수를 얻었고, 이성분에서는 1.97meq/g의 흡착용량과 651.19의 Langmuir 상수를 얻었다. 반면에 Rh의 흡착량은 매우 적었으며 Langmuir 식으로 잘 표현할 수 없었다. Langmuir 상수는 흡착의 선호도를 나타내는 지표로서 그림에서 와 같이 뛰어난 선택성이 있음을 나타낸다. 이 결과로부터 XAD-4수지에 Aliquat-336을 함침 시켜 제조된 EIR을 이용하여 2성분으로부터 순수한 Re의 회수가 가능할 것으로 보인다.

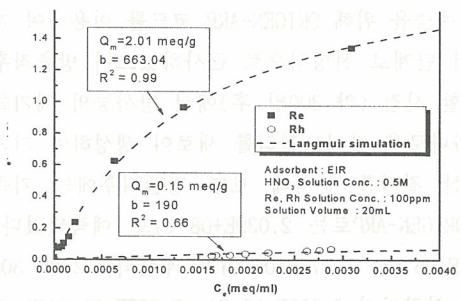


Fig. 3 Adsorption isotherms of EIR for Re and Rh Ions and Langmuir Modeling in Single Component System.

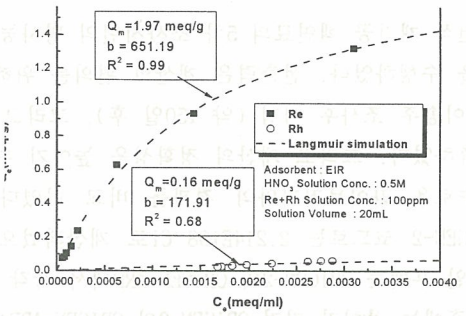


Fig. 4 Adsorption isotherms of EIR for Re and Rh Ions and Langmuir Modeling in Two Component System.

회분식반응기에서 단일성분과 이성분의 Re과 Rh의 흡착속도연구를 수행하였다. 1g EIR에 Re, Rh 100ppm 용액 100mL를 첨가하였고, 25℃에서 평가하였다. 교반속도를 500~1000rpm으로 변화시키면서 경막물질전달 저항을 평가하였고, 1000rpm 이상에서 격막 저항을 무시할 수 있음을 확인하였다. Figs. 5~6에서 보는 바와 같이 단일성분과 이성분의 Re이 초기에 빠르게 흡착이 되고, 제거능이 높음을 확인 할 수 있었다. EIR은 Re에 대한 강한 선택성을 보여 이성분에서도 Rh에 대한 방해 요인은 미비하다고 판단된다.

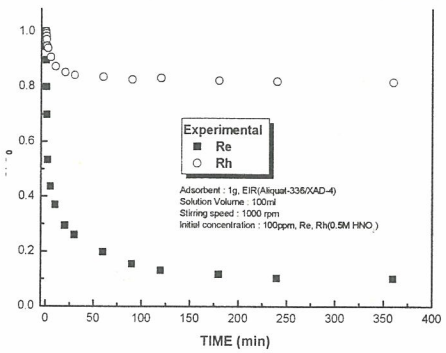


Fig. 5 Uptake Rate of Re and Rh Ions with EIR for the Single Component System.

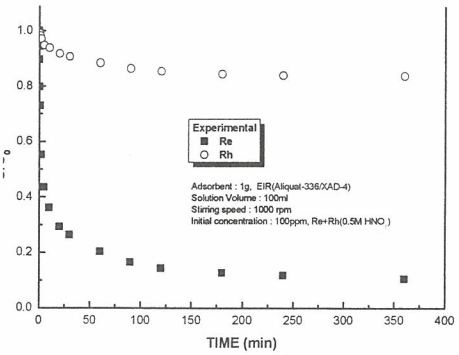


Fig. 6 Uptake Rate of Re and Rh Ions with EIR for the Two Component System.

ORIGEN-ARP를 이용한 5차 건식재가공핵연료의 조사시편의 방사성량 예측

문제선, 박창제, 송기찬, 양명승
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jsmoon1@kaeri.re.kr

건식 재가공 핵연료의 5차 조사시편의 방사능량의 예측을 위해 ORIGEN-ARP 코드를 이용하여 계산을 수행하였다. 선출력은 계산의 편의를 위해 여러 단계로 선형적으로 근사하였으며 방출직후와 이송후 조사후 시험 (약 150일 후), 그리고 폐기할 시점 (약 300일 후)에서 방사능의 세기를 예측하였다. 그리고 계산의 정확성을 높이기 위해 하나로용 라이브러리를 새로이 생성하여 기존 경수로용 라이브러리와의 결과를 비교 하였다. 계산 결과를 분석해 보면 방출직후에는 기존 ORIGEN-2 코드로는 2.214E+08 Ci로 계산되었으며, ORIGEN-ARP로는 2.039E+08 Ci로 예측되었다. 150일 후에는 ORIGEN-2와 ORIGEN-ARP에서 각각 1.864E+05 Ci, 1.273E+05 Ci로 계산되었으며, 300일 후에는 차이가 커져 ORIGEN-2와 ORIGEN-ARP에서의 선량값이 9.025E+05 Ci, 5.867E+05 Ci로 각각 예측되었다. 전반적으로 기존 ORIGEN-2 코드로 계산한 결과가 방사선량을 보다 높게 예측하고 있다. 이러한 차이는 냉각시간의 경과에 따라 더욱 심해짐을 확인하였다. 특히 300일 정도에서는 ORIGEN-ARP 보다 1.54배 정도 높게 예측하고 있다. 이러한 차이는 기존 ORIGEN-2 코드와 ORIGEN-ARP에서 핵종 라이브러리의 차이가 가장 큰 원인이며, 특히 핵분열 붕괴 사슬과 핵분열 수율의 경우 ORIGEN-ARP에서는 새로이 추가되었고 최신 ENDF-VI 라이브러리로 갱신되어 이용되고 있다. 또한 방사능의 세기에 영향을 가장 많이 주는 핵분열생성물의 양에서도 차이가 많이 났는데 특히 Cs, Ce, Ru 등의 핵종에서는 조사동안 상당한 무게의 차이를 보여주었다. 보다 정확한 핵연료 조사시험의 분석을 위하여 새로이 제공되는 ORIGEN-ARP 코드를 이용하여 계산을 수행할 필요가 있으며 정확한 라이브러리의 생성도 필수적이다.

사용후핵연료 저장시설의 임계해석 시 연소도 고려 영향 분석

이성희, 한영태, 안준기

한국전력기술주식회사, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

shlee9@kopec.co.kr

사용후핵연료의 저장 및 수송용기의 안전을 확인하기 위한 임계 안전해석 시 고려되는 핵연료를 최대농축도의 신연료로 가정하는 것은 가장 보수적인 가정에 근거하여 해석을 수행하는 것으로 해석이 간편하며, 결과의 보수성을 보장할 수 있다. 그러나 이와 같은 과도한 보수성은 점차 그 양이 증가되는 사용후핵연료의 처리에 있어 공간적, 경제적 제약으로 작용하게 된다. 이에 따라 사용후핵연료의 연소에 의한 반응도 감소를 고려하는 연소도 고려(Burnup Credit) 임계 안전해석이 사용후핵연료 저장조 해석에 널리 적용되고 있다. 반면에 사용후핵연료 수송 혹은 건식저장을 위한 용기는 그 목적의 특수성으로 인하여 연소도를 고려한 임계해석이 적용되기는 하지만 제한적으로 허용하는 추세이며 이의 확장 적용을 위한 연구가 지속적으로 수행되고 있다. 핵연료의 연소에 따른 반응도 감소효과는 핵분열성 핵종들의 농도 변화와 중성자를 흡수하는 핵분열생성물들의 생성에 의해 발생하는데 연소된 사용후핵연료 내 구성핵종들의 양을 예측하기 위해서는 노심에서의 운전이력을 반영하는 연소계산이 수행되어야 하며, 그 계산결과가 타당한가에 대한 평가가 이루어져야 한다. 또한 연소계산 결과를 보수적으로 예측하기 위해 각 연소이력 변수들을 설정하는 것도 필요하다고 하겠다. 연소도 고려 임계해석 시 사용후핵연료 내 구성핵종 중 악티나이드 계열 핵종과 핵분열생성물 핵종의 제한적 적용은 임계해석 결과에 상당한 영향을 주게 되며, 고려되는 핵종에 따른 임계해석 평가 분석은 사용후핵연료 수송 및 저장용기 설계 시 주요 참고자료로 활용될 수 있다. 연소도 고려 임계해석 시 사용후핵연료 내 핵종 적용 범위에 따른 영향 평가를 위해 고려한 모델은 전형적인 사용후핵연료 저장 셀이다. 사용후핵연료가 수용되는 저장 셀은 중성자흡수물질인 보랄(BORAL)이 사면으로 부착된 스테인레스 스틸 구조물로, 이 저장 셀이 무한 배열되어 있다고 가정하였다. 사용후핵연료 수송 및 저장용기의 임계해석인 경우 저장 셀이 유한배열 형태를 가지게 되지만 모델의 단순화 및 경계조건에 의한 영향을 배제하고 고려되는 핵종의 영향만을 평가하기 위해 무한 배열 모델을 가정하였다. 임계해석 시 고려한 사용후핵연료는 PLUS7 UO_2 핵연료로 초기농축도 5.0 wt%, 연소도 36 GWD/MTU, 연소 후 냉각기간은 각각 0, 5년을 가정하였다. 임계 안전해석 설계 기준은 유효증배계수(k-eff)가 0.95 이하이지만, 본 평가에서는 계산의 바이어스, 불확실도, 여유도 등을 고려하여, 0.92를 목표값으로 설정하여 분석을 수행하였다. 고려된 핵종들은 12개의 악티나이드 핵종(U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-243)과 15개의 주요 핵분열생성물 핵종(Mo-95, Tc-99, Ru-101, Rh-103, Ag-109, Cs-133, Nd-143, Nd-145, Sm-147, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Eu-153, Gd-155)이며 각각의 조건에서의 평가 결과는 표 1과 같다.

표 1. 고려된 핵종, 연소후 냉각기간에 따른 유효증배계수 및 임계안전을 위한 셀 간 최소거리

저장 셀 간격 (pitch)	신연료 가정 (5.0 wt%)	사용후핵연료(초기농축도: 5.0 wt%, 연소도: 36 GWD/MTU)			
		냉각기간 : 0 (없음)		냉각기간 : 5년	
		Actinides	Actinides+ FPs	Actinides	Actinides+ FPs
27.0 cm	0.89579	0.76993	0.71820	0.76039	0.69851
26.5 cm	**0.91471**	-	-	-	-
26.0 cm	0.93528	-	-	-	-
24.5 cm	1.01843	0.87483	0.81638	0.86201	0.79472
23.0 cm	-	**0.90573**	0.84581	**0.89391**	0.82383
22.5 cm	-	0.94347	0.87922	0.93126	0.85760

표 1은 신연료 가정 하에 해석된 결과와 비교해 연소도를 고려한 임계해석 결과는 유효증배계수가 상당히 감소함을 보여주며, 냉각기간의 경과에 따른 반응도 감소효과는 매우 미미한 것으로 나타났다. 또한, 연소도 고려 임계해석 시 가장 큰 영향을 미치는 것은 노심연소에 따른 악티나이드 핵종 구성의 변화이며 핵분열생성물 축적에 의한 효과는 그 반 정도로 나타났다. 연소되지 않은 신연료를 가정하는 임계 안전해석을 적용하면 저장 셀 간 피치는 적어도 26.5 cm 이상 유지되어야 하지만 악티나이드 핵종에 대해 제한적으로 연소도를 고려하는 경우 23.0 cm의 피치가 가능하며, 만일 핵분열생성물의 축적까지 고려하는 경우에는 최소한의 물리적 이격거리만으로 임계안전이 유지된다. 악티나이드 핵종만을 고려하는 제한적인 연소도 고려 임계해석의 경우 핵분열생성물까지 고려하는 임계 안전해석과 비교하여 0.05 Δk 이상의 여유도가 있는 상태이며, 수송 및 저장용기의 구조특성을 고려한다면 굳이 핵분열생성물까지 고려하여 임계해석을 수행하지 않아도 될 것으로 판단된다. 이와 같이 연소도를 고려한 해석을 적용하면 저장 셀 간의 피치를 줄여 수송용기의 경우 부피와 무게를 줄이거나 동일한 수송용기로 상대적으로 더 많은 사용후핵연료를 수용할 수 있어 사고위험 및 방사선 피폭을 감소시킬 수 있다. 결론적으로, 노심에서의 연소에 의해 변화되는 사용후핵연료 내 구성핵종들의 농도 변화에 따른 반응도 감소효과를 적절히 고려한다면, 임계 안전해석의 보수성을 유지하면서도 수송 및 저장용기의 설계 시 경제성을 크게 향상시킬 수 있을 것이다.

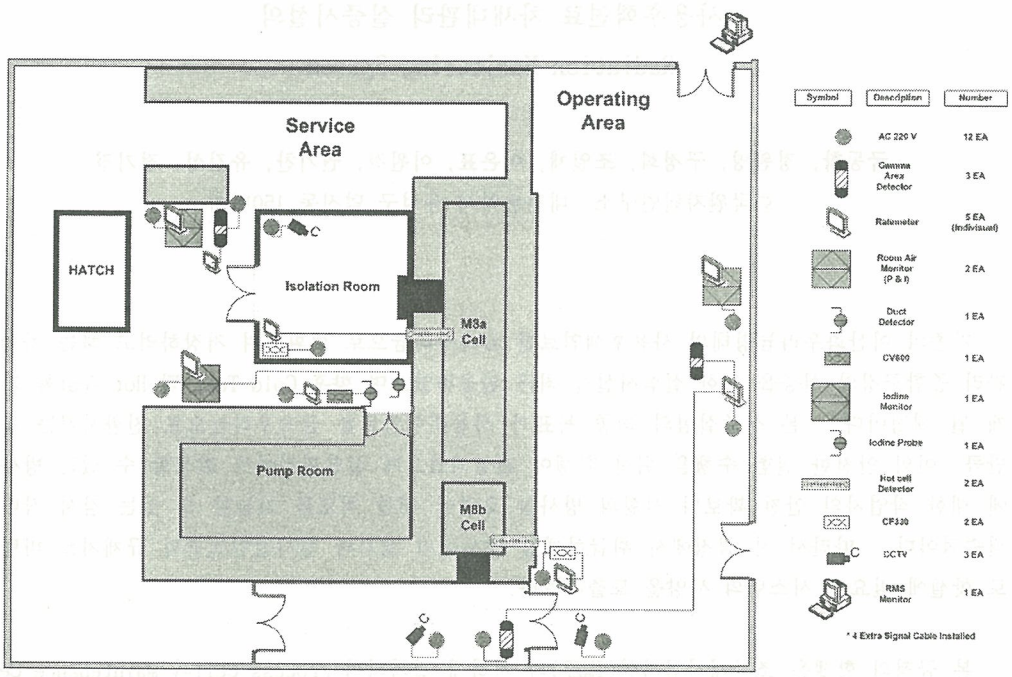
사용후핵연료 차세대관리 실증시설의 Radiation Monitoring System

국동학, 정원명, 구정회, 조일제, 이은표, 이원경, 권기찬, 유길성, 정기정
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

기존의 이산화우라늄형태의 사용후핵연료를 금속우라늄으로 변환시켜 저장하려고 하는 차세대 관리 종합공정의 실증을 위한 실험시설을 최근 완공하였으며 향후 Cold Test 및 Hot Test를 거치게 될 예정이다. 본 실증실험의 최종 목표가 사용후핵연료를 금속우라늄으로 전환시키는 것인 만큼, 이의 안전한 실험 수행을 위한 핫셀이 건설되었으며 실험과정에서 발생할 수 있는 방사선에 대한 작업자의 안전 확보와 시설의 방사능 오염에 대한 척도를 가늠할 수 있는 감시 장비가 필수적이다. 따라서 본 공정에서 취급하게될 방사능의 평가와 방사선안전관리 규제치를 바탕으로 핫셀에 필요한 시스템의 사양을 도출하였다.

본 공정의 핫셀은 조사재시험시설(IMEF)의 지하에 설치되며 Process Cell과 Maintenance Cell 두 개의 셀로 구성된다. 아래 그림에서 보는 바와 같이 각 핫셀 내부에는 Rear Door 개방 판단 여부의 기준이 될 Hotcell Door Monitor가 설치되며 핫셀을 중심으로 운전구역과 서비스구역에 공간선량을 측정할 Area Monitor와 공기중 입자와 요오드의 오염도를 측정할 Room Air Monitor가 각각 설치된다. 또한 본 공정 자체에서 발생하여 배기덕트로 빠져나가는 방사능량을 측정하기 위하여 Duct Monitor와 함께 Iodine Monitor를 설치하여 본 공정의 운영으로 인한 발생량만 별도로 측정할 수 있다. 아울러 작업자들의 동선과 공정의 장치들이 동작하고 있는 상황을 쉽게 파악할 수 있는 위치에 폐쇄회로화면을 설치하여 시설 운영에 대한 안전성을 높이게 된다.

위의 개념설계를 바탕으로 공정 운영 상황에 맞는 방사선 측정 범위를 결정하고 그에 따른 장비를 선정하였으며 이와같은 방사선안전관리 시스템을 통하여 전체 공정의 원활한 진행을 위한 안전성 확보를 얻을 수 있다.


Service Area
Operating Area
HATCH
Isolation Room
M8a Cell
Pump Room
M8b Cell
Symbol
Description
Number
AC 220 V
12 EA
Gamma Area Detector
3 EA
Ratemeter
5 EA (Individual)
Room Air Monitor (P & I)
2 EA
Duct Detector
1 EA
CV600
1 EA
Iodine Monitor
1 EA
Iodine Probe
1 EA
Hot cell Detector
2 EA
CP330
2 EA
CCTV
3 EA
RMS Monitor
1 EA
* 4 Extra Signal Cable Installed

폐 고준위 밀봉방사선원 처리를 위한 이동용 원격조종기 설계

이은표, 전용범, 민덕기, 홍권표, 유길성, 조일제
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

국제원자력기구의 회원국들 중 비교적 기술이 낙후한 후진국들에는 폐 고준위 밀봉방사선원을 방치하여 작업자들의 방사선으로 부터의 노출 및 주변 환경에 심각한 영향을 미치고 있으나 고준위 방사선을 취급하기 위한 시설이 없거나 부족하여 안전한 처리를 못하고 있는 실정이다. 이에 국제원자력기구에서는 후진국들의 폐 고준위 밀봉방사선원을 안전하게 처리하기 위한 지원 사업의 일환으로 후진국들의 실정에 맞는 임시 방사선 차폐시설과 분해/조립 및 운반이 용이한 원격조종기 등의 설비를 지원하는 프로젝트를 수행하고 있으며, 그 첫 번째 대상국으로 남아프리카공화국을 선정한 바 있다.

임시 방사선 차폐시설은 거푸집을 만든 후 주변에 많이 존재하는 밀도 1.6의 모래를 거푸집에 채워 사용하는 개념으로 설정하였고 투시창은 밀도 1.39의 40 % Zn Br 용액을 사용하고 방사선물질의 취급은 특수하게 제작된 원격조종기를 사용한다.

현재 전 세계적으로 생산되고 있는 원격조종기는 일체형과 분리형이 있다. 일체형은 부피가 크고 무거워 야외 현장에서 인력으로는 설치 및 운반에 어려움이 있으며, 분리형은 밀폐형 Thru tube를 갖춘 원격조종기로서 Master 부분, Thru tube 부분 및 Slave 부분의 3부분으로 분리가 가능하나 중량이 대단히 무거워 야외 현장에서 인력으로는 설치 및 운반이 불가능하다. 남아프리카공화국의 경우 야외 현장에서 인력으로 분해 조립 및 설치가 용이한 구조의 원격조종기를 새로 제작하여야하나, 이러한 새로운 원격조종기의 설계 및 제작은 많은 시간과 예산이 소요되는 등의 문제가 있다. 또한 소요 수량도 적고 단가가 낮아 기존 원격조종기 제작업체에서는 개발을 꺼리고 있는 실정이다. 따라서 국제원자력기구에서 수행 중인 이 프로젝트에 한국의 적극적인 협조를 위하여 분해 조립 및 설치 등이 용이한 원격조종기를 한국원자력연구소에서 설계하였다. 원격조종기의 설계는 야외 취급을 위해 Master, Thru tube 및 Slave 부분으로 분리 및 조립이 용이토록 하였고 중량을 줄이기 위하여 대부분의 부품을 알루미늄 합금으로 하였다. 이 원격조종기는 6 자유도를 갖고 있으며 기존의 원격조종기와 동일한 성능을 유지하도록 하였으며, 취급용량은 9 kg 이고 Boom tube의 행정은 1200 mm로 설계 하였다. 이 새로 개발된 원격조종기는 차후 국내에서 제작하여 남아프리카공화국에 제공할 예정이다.

ACP 시설 구조물의 차폐 성능 시험

조일제, 정원명, 구정회, 국동학, 권기찬
이원경, 이은표, 유길성, 정기정
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyilje@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 고온의 용융염 매질 하에서 사용후 핵연료를 환원시키는 차세대관리종합공정 연구를 수행 중에 있으며, 이와 더불어 차세대관리 종합공정의 실증시험을 위한 핫셀을 원자력연구소내 조사재시험시설 지하층에 건설, 완료하였다. 본 핫셀의 최대 설계 방사능양은 약 1,385 TBq로서 사용후핵연료 약 100 kg에 해당하며, 본 설계에 적용된 사용후핵연료 사양은 우라늄 농축도 3.5 wt%에 연소도 43,000 Mwd/tU 냉각기간 10년이다. 최대 방사선원에 대하여 핫셀의 차폐능을 확보하기 위하여 차세대관리 종합공정 실증시설의 구조물은 3.5 g/cm^3 이상의 밀도를 가지는 중량콘크리트 90 cm 이상으로 타설되었다.

핫셀 설계시 QAD-CGGP 및 MCNP-4C 코드를 이용하여 최대 방사선원에 대하여 핫셀의 법적 선량제한치를 만족하는 핫셀 구조물의 두께를 결정하였으며, 또한 핫셀내에 설치되는 윈도우, 리어도어, 크레인 게이트 등의 핫셀 시설물들의 사양도 결정하였다. 핫셀은 운전구역의 경우 10 μSv/h, 서비스 구역의 경우 150 μSv/h 이하가 되도록 설계치를 결정하였으나, 실제 핫셀 구조물 시공 시에는 보수적 관점에서 각각 2 μSv/h, 100 μSv/h이 되도록 하였다.

Co-60 선원을 이용하여 핫셀의 건설 중 총 2회 및 건설 완료후 총 1회 핫셀의 차폐능 성능검사를 수행하였다. 건설 중 실시한 차폐능 검사의 주된 목적은 건설도중에 발생할 수 있는 구조물 및 장치들의 결함등을 발견하여 보수하기 위한 목적으로 수행되었으며, 이의 결과를 토대로 결함부위에 대한 보수를 완료하였다. 차폐능 결함이 발견된 부위에 대하여서는 납실, 납판, 스틸강판, 중량콘크리트 등을 이용하여 보강 공사를 수행한 후 재 검사를 통하여 차폐 안전성을 확보하였다. 핫셀 건설 중 결함등이 발견되는 취약 부분은 기존벽면을 절단하여 신설 콘크리트로 타설한 부위와 embedment 납판이 설치된 주위 부분 등으로 나타났다.

핫셀의 건설이 완료된 후 최종적으로 Co-60 73 Ci를 이용하여 핫셀 벽면 및 윈도우, 리어도어, penetration 및 터보건 등에 대한 검사를 수행한 결과 0.1 μSv/h~1.15 μSv/h 이하의 선량율을 나타냄으로써 차세대관리 종합공정 실증시설의 차폐 안전성을 확인하였다.

차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀 크레인의 안전설계

구정회, 정원명, 이은표, 권기찬, 조일제, 국동학, 유길성
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jhku@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 차세대관리 종합공정(ACP: Advanced spent fuel conditioning process)의 실증을 위한 핫셀 시설을 조사재시험시설의 지하에 위치한 예비 핫셀을 개조하여 건설하였다[1]. 실증시설은 공정셀과 유지보수셀로 구성되며, 공정셀 내에는 워킹 테이블 위에 많은 공정 장치들이 있으며, 천장에는 그림 1과 같이 TM원격조종기(Telescopic Manipulator), 1톤 용량의 천장 크레인 그리고 크레인 게이트가 설치되어 있다. 이 가운데 천장 크레인은 공정장치의 운전 등 거의 모든 작업에 사용될 것이므로 일반 핫셀 보다도 사용빈도가 그만큼 높을 것으로 예상된다. 따라서 이들의 운전에 절대적인 영향을 미치는 크레인의 구조적 건전성의 유지 및 안전설계는 매우 중요하다. 또한 크레인뿐만 아니라 크레인과 TM 원격조작기 및 크레인게이트와의 상호 역할 관계에 대해서도 면밀한 검토가 필요하다. 또한 유지보수셀에서는 크레인과 TM원격조종기를 유지보수하며, 유지보수 작업시에는 셀간벽 상부의 개구부를 크레인 게이트로 막아 차폐를 유지하도록 하여 작업자의 안전성을 보장하였다.

본 논문에서는 차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀의 중량물 취급장치 가운에 가장 중요한 역할을 하는 천장크레인에 대한 안전설계 특성에 대해 평가하였다. 구조적 안전성 평가는 조사재시험시설 및 실증시설의 내진해석에 적용한 기술기준 및 내진부하를 기준으로 범용 구조해석 프로그램인 ANSYS ver. 9.0 코드를 이용한 유한요소해석을 수행하여 수행하였다[2]. 실증시설 핫셀의 천장크레인은 일반 크레인과는 달리 인양 및 주행속도를 저속으로 하여 운전상의 안전성을 높였으며, 운전중에 발생할 수 있는 정전사고에 대한 안전설비를 갖추었다. 특히 인양장치의 운전중 정전사고로 인한 정지시에 대응한 장치설계 및 크레인의 이동 기능의 상실시 수동으로 이동시킬 수 있는 안전장치들은 이 크레인이 고준위 방사성물질인 공정물질을 취급중에 사고가 발생할 경우 핫셀의 공간에 그대로 방치해서는 안 되기 때문이다. 따라서 크레인이 공정물질을 매단 상태에서 정전 사고가 났을 경우 운전자가 수동으로 크레인에 매달린 방사성 물질을 보관하기 적합한 장소로 이동시켜 저장할 수 있도록 한 것이다. 또한 과부하가 걸리지 않도록 고속과 저속시 모두에 대하여 과부하방지장치를 설치하여 안전성을 보장하였다. 이에 대한 안전성은 산업안전관리공단의 입회하에 하중검사 등의 성능검사를 통해 입증하였다.

그림2는 핫셀 크레인을 핫셀 정면을 기준으로 우측에서 바라본 모습으로 크레인 인양용 모터 집합체로부터 아래로 길게 늘어져 나온 봉이 바로 수송인양 장치이다. 이 수동인양장치는 그림3에 나타낸 바와 같이 인양용 구동모터의 기어에 직접 연결되어 정전사고시 MSM 원격조정기와 에어렌치를 함께 이용하여 수동인양장치를 돌려서 크레인 훅에 매달린 방사성물질을 내려놓을 수 있도록 한 장치이다. 또한 핫셀 크레인의 좌측의 거더 프레임의 구동축에는 그림4와 같이 헬리컬 기어를 설치하여 수직방향으로 설치된 소켓을 수송인양장치와 같이 돌려서 크레인 전체를 좌우로 이동할 수 있도록 하였으며, 기어의 직경비를 74:116으로 하여 이송에 필요한 하중을 감소시키도

록 하였다. 또한 크레인의 수평이동에 대해서는 그림1의 우측에 보이는 바와 같이 크레인게이트를 구동하여 천장크레인을 유지보수셀로 이동시킬 수 있도록 하였다. 이와 같이 실증시설의 천장 크레인은 고장이 발생할 경우 방사성물질을 적정 장소에 하역하고 유지보수작업을 신속히 할 수 있도록 안전설계 개념을 적용하여 설계 되었다.

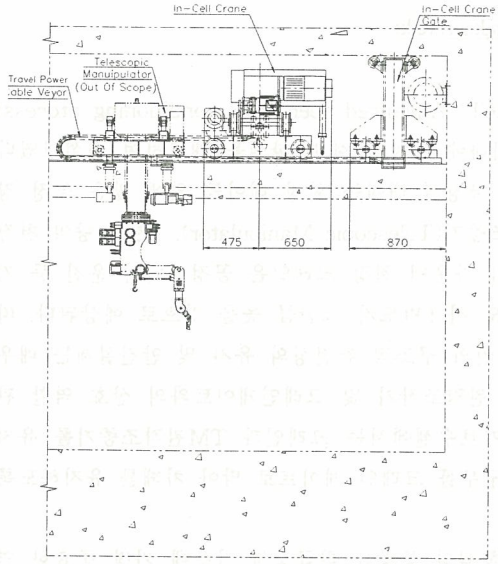


그림 1. ACP 핫셀의 크레인 및 크레인게이트

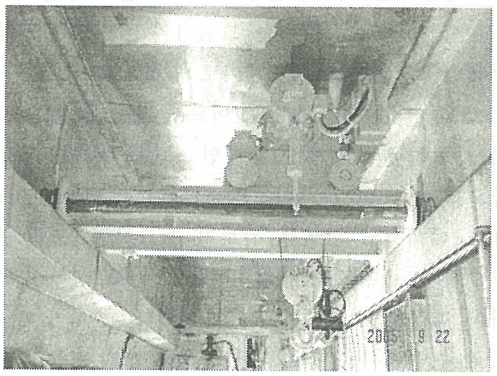


그림 2. ACP 핫셀의 크레인 설치모습

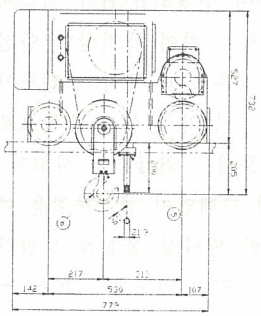


그림 3. 크레인 수동 인양장치

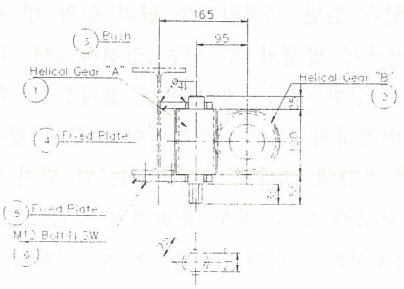


그림 4. 크레인 수동 이송장치

[참고문헌]

1. 유길성외 8인, 차세대관리 종합공정 실증시설 설계요건서, 한국원자력연구소 보고서, KAERI/TR-2004/2002 (2002).
2. Hyosung D&P, Dynamic Qualification Report of In-Cell Crane & Crane Gate, UVC-HD&P-DQR-01,(2005).

동적 해석을 통한 ACP 실증 핫셀내 개폐형 워킹테이블의 구조적 안전성 평가

권기찬, 구정회, 이은표, 정원명, 유길성, 이원경, 조일제, 국동학
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kiechankwon@kaeri.re.kr

차세대관리 종합공정(ACP) 핫셀에서 리어도어와 만나는 부분에 설치될 워킹테이블(working table)은 개폐가 가능한 구조로 설계되었다. 물품을 반출입할 때에는 워킹테이블의 일부분을 개방하여 물체를 반입할 수 있도록 하고, 평상시에는 덮어두어 일반 워킹테이블과 마찬가지로 여러 가지 공정장치 또는 물품을 보관하거나 크레인을 통해 적재할 수 있도록 하여 핫셀 공간의 효율성을 높였다. 다른 부분의 워킹테이블은 지지하는 프레임에 용접 고정되어 있으나, 개폐형 워킹테이블은 가장자리만 프레임에 걸쳐 있어서 이 부분의 구조적 안전성 평가가 반드시 필요하다. 본 논문에서는 핫셀 운전중 공정 물품들을 개폐형 워킹테이블에 떨어뜨리는 가상사고 상황을 가정하고, 이때의 워킹테이블의 구조적 안전성을 동적 유한요소 해석을 통해 평가한다.

워킹테이블는 스테인레스강인 STS304 재료로 설계되었으나, 워킹테이블의 개폐를 위해 중앙 상부의 일부는 STS340 재료를 사용하였으며, 여기에 전자석을 올려 놓고 핫셀 내부의 크레인으로 인양하여 워킹테이블을 들어올릴 수 있도록 하였다. 워킹테이블은 핫셀 바닥면에서 900 mm 높이에 설치되며, 길이 982 mm, 폭 930 mm, 두께 6 mm이다. 그러나 폭을 이등분하여 두 개로 나누어지기 때문에 각각은 길 982 mm, 폭 465 mm이다. 그리고 하단에는 75×40 mm의 C형강을 두개씩 부착하여 워킹테이블의 굽힘강성(bending stiffness)을 높이도록 하였으며, 리어도어와 만나는 부분은 반경 70 mm의 굴곡이 있도록 설계하였다. Fig. 1은 개폐형 워킹테이블에 물품이 적재된 모습과 워킹테이블의 개폐를 위해 인양되는 모습의 개략도를 보여준다.

워킹테이블의 안전성 평가를 위해 워킹테이블에 공정 물품들을 떨어뜨리는 사고 상황을 충돌-접촉 문제로 정의하고 범용 유한요소해석 코드인 LS-DYNA를 이용해 동적 해석을 수행하였다. 구조적 대칭성을 고려하여 개폐형 워킹테이블의 두 부분중 리어도어와 만나는 부분만을 해석하였으며, 이 부분의 유한요소해석 모델은 Fig. 2와 같다. C형강을 포함한 워킹테이블은 3차원 쉘요소로 모델링하였으며, 낙하하는 물품은 직경 400 mm의 반원통형으로 가정하고 솔리드요소로 모델링하였다. 공정 장치 등의 최대 자중이 200 kg 이하이므로, 보수적 평가를 위해 해석에서는 500 kg

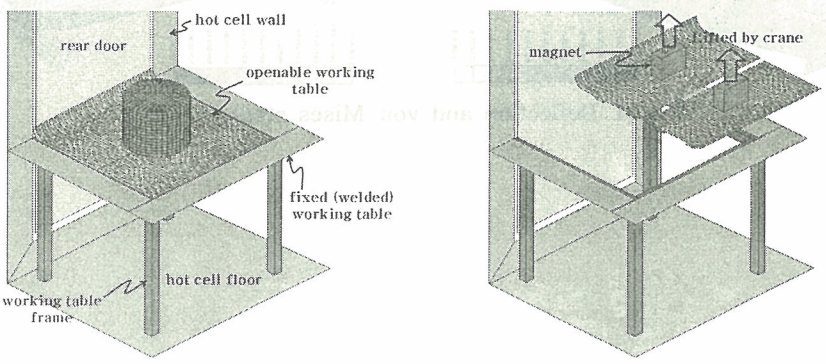


Fig. 1 Schematic drawing of openable working table

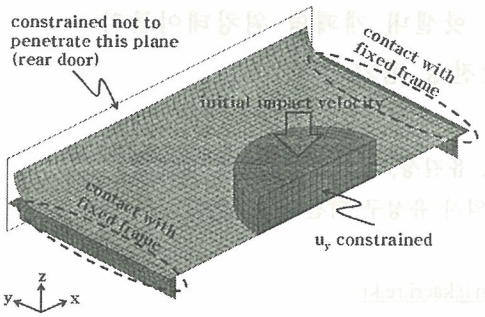


Fig. 2. Finite element model

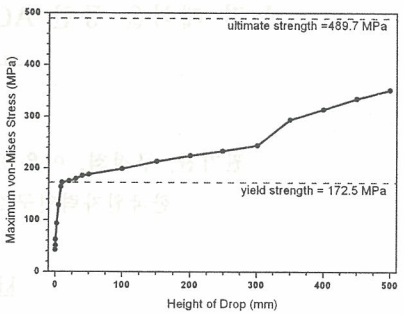


Fig. 3. Maximum von-Mises stress with height of drop

의 물체가 낙하하는 것으로 가정하고 반원통형 물체의 질량을 250 kg으로 설정하였다. 대칭면에는 대칭 경계조건을 적용하고, 워킹테이블을 지지하는 아래쪽 프레임과 워킹테이블과 만나는 리어 도어 부분은 접촉 조건을 가정하여 처리하였다.

낙하 높이를 500 mm 까지 증가시켜 보았으며, 이때의 최대 von-Mises 응력의 변화 추이는 Fig. 3과 같다. 가상사고 조건의 경우 본 논문에서는 재료의 항복으로 인한 소성 변형 발생 여부, 소성 변형이 일어났다면 재료의 파손 및 구조의 붕괴 여부를 안전성 평가의 판단 기준으로 한다. 사고의 경우 최소한 재료의 파손이나 구조의 붕괴에 대한 안전성은 확보하여야 한다. Fig. 3을 보면 낙하 높이가 10 mm일때 발생한 최대 응력이 항복응력에 도달하게 되며, 이때의 충돌 속도는 0.44 m/s이다. 따라서 10 mm 높이 이하에서 낙하하는 경우 워킹테이블은 탄성 변형만을 하게 되어 구조적으로 안전하다 할 수 있다. 핫셀 크레인을 사용해 물품을 워킹테이블에 정상적으로 하역하는 경우, 하역 속도가 0.02 m/s이므로 정상 운전의 경우는 충분한 안전성을 확보하고 있음을 또한 알 수 있다. 물체가 10 mm 이상의 높이에서 떨어지는 경우 소성 변형이 발생하게 되며, Fig. 4는 낙하 높이가 500 mm일때의 변형 형상과 응력 분포를 각각 보여준다. 이때의 최대 처짐량은 43 mm이며, 워킹테이블이 붕괴되지 않고 프레임에 의한 지지가 유지되고 있음을 변형 형상을 통해 볼 수 있다. 최대 응력은 워킹테이블 아래쪽의 C형강에서 발생하며, 최대 응력값은 351.8 MPa로써 극한강도인 489.7 MPa 보다 낮은 값으로 재료의 파손이 일어나지 않는다.

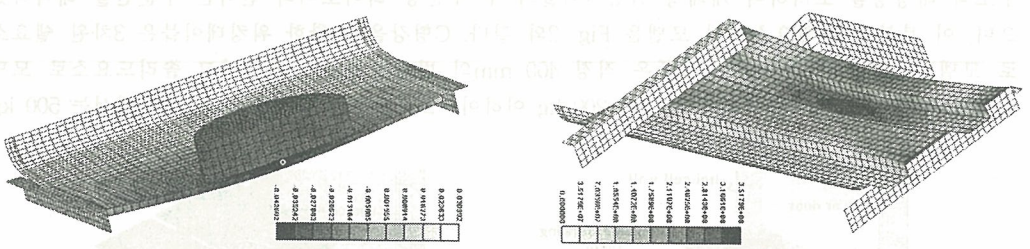


Fig. 4. Deflection and von-Mises stress contour

차세대관리 종합공정 실증시설 핫셀 크레인의 내진 해석

구정회, 정원명, 이은표, 권기찬, 조일제, 국동학, 유길성

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jhku@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서는 차세대관리 종합공정(ACP: Advanced spent fuel conditioning process) 연구의 실증을 위한 실증시설을 조사재시험시설의 지하에 위치한 예비 핫셀을 개조하여 건설하였다[1]. 이 실증시설이 위치한 조사재시험시설은 철근 콘크리트 벽체와 슬래브를 서로 연결한 콘크리트 박스(box) 형태로 지어진 구조물이며, 내진 1등급의 원자력시설로서 안전정지지진(SSE) 하중과 운전기준지진(OBE) 하중에 대하여 안전성을 유지하도록 된 건물이다[2]. 이 조사재시험시설에 설치되는 핫셀은 방사선 차폐를 위하여 두꺼운 벽체로 만들어지는데 이 시설은 핫셀에 대한 설계요구서를 만족하도록 설계되어졌다. 이 실증시설에는 1톤 용량의 천장크레인이 설치되어 있는데 실증시설에는 많은 공정장치들이 설치되어 있고, 이 크레인이 핫셀 내부에 장치의 설치, 공정장치의 운전 등 거의 모든 작업에 사용될 것이므로 일반 핫셀 보다도 사용빈도가 그만큼 높을 것으로 예상된다. 실증시설 핫셀 내에는 많은 공정 장치들이 있으며, 이들의 운전에 절대적인 영향을 미치는 크레인에 대한 구조적 건전성의 유지여부가 매우 중요하다.

본 논문에서는 차세대관리 종합공정 실증을 위한 핫셀의 천장크레인의 지진에 대한 구조적 안전성을 유한요소 해석을 통해 평가하였다. 안전성 평가는 조사재시험시설 및 실증시설의 내진해석에 적용한 기술기준 및 내진부하를 기준으로 적용하였으며, 범용 구조해석 프로그램인 ANSYS ver. 9.0 코드를 이용한 유한요소해석을 수행하여 내진 안전성을 평가하였다. 그림 1, 2는 핫셀 천장 크레인의 내진해석 모델을 나타내고 있다. 이 크레인은 실증시설의 설계요건서인 CMMA 설계코드에 적합하도록 설계 되었다[3]. 핫셀 크레인의 유한요소 해석모델은 탄성 보요소와 탄성 셸 요소, 그리고 질량 요소 등을 사용하여 구성하였다. 바퀴는 고정된 것으로 가정하고, 구속방정식을 사용하여 자유도를 구속하였다. 구동축 바퀴중 모터로 직접 구동되는 바퀴는 6자유도를 모두 구속하였으며, 구동축의 나머지 바퀴와 종동축 바퀴는 일부 방향만 구속하였다. 하중조건 및 허용응력은 CMAA의 기준에 따라 적용하였으며, 내진 건전성은 UBC Fig. 16-3의 요구응답스펙트럼(RRS)을 이용하여 입증하였다[4].

크레인의 내진해석에서의 허용기준은 대상설계기준 기기가 설계기준 사건 동안 구조적 파손이나 결함이 발생해서는 안 되며, 응력해석 결과 최대값이 CMAA #70에 제시된 값을 초과해서는 안 된다. 또한 스팬의 최종적인 변형이 1.25 mm/m를 초과해서는 안 되며, 정격 부하조건하에서 인양 로우프에 작용하는 하중이 로우프 파단강도의 20%를 초과해서는 안 된다.

응력평가를 위해 CMAA Spec. #70의 3.3.2절의 요건에 따라 적용된 하중조건 가운데 지진하중을 포함하는 하중조건4에 대한 기준 및 결과를 살펴보면 다음과 같다.

Load Condition 4 : $(DL*DLF_B)+(TL*DLF_T)+LL(1*HLF)+IFD+Seismic\ Load)$

- Max. Stress = 908168 lb/ft^2 < 4965840 lb/ft^2(=0.95S_y)
- Max. Deformation = 0.001055 ft < 0.0073819 ft

여기서, DL은 In-Cell Crane의 무게, DLF는 Dead Load factor로 1.1을 적용하였으며, TL은

Trolley의 무게, LL은 Lifted Load, HLF는 Hoist Load Factor로 수직하중의 0.5%를 적용하며, IFD는 Crane의 가/감속에 의한 Inertia Forces(수평력)로서 수직하중의 2.5%를 적용한다. 그림 3, 4는 내진해석 결과를 1차 모드와 하중조건4에서의 응력분포를 나타내고 있다.

해당기기의 동특성을 파악하기 위한 모드해석에서 1차 모드가 33 Hz 이상에서 나타났다. 발생응력과 함께 최대변형량도 함께 평가하였는데 스팬의 허용변형량이 1.25 mm/m이므로 1,800 mm의 스팬을 갖고 있는 크레인의 최대 허용변형량은 2.25 mm인데 최대변형량은 0.32 mm로 허용치의 14% 값을 나타냈다. 내진해석 결과 핫셀 크레인은 허용응력 및 변위에 대한 조건들을 모두 만족하였다. 직경이 8 mm이고, 파단강도가 9,033 lbf인 Lift Rope의 정격부하에 대한 안전성은 정적하중에서 0.122, 동적하중에서는 0.128로 계산되어 허용기준인 0.2 이하로서 충분한 안전성을 유지하는 것으로 평가되었다. 이와 같이 실증시설의 천장크레인은 충분한 내진 안전성을 유지함을 입증하였다.

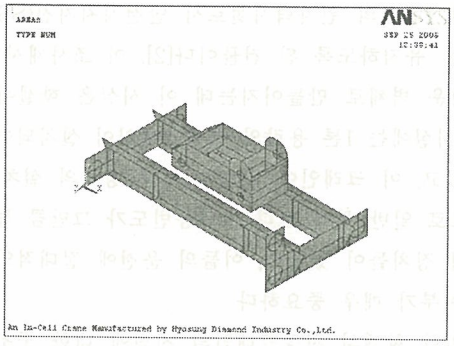


그림 1. Area Model for the In-Cell Crane.

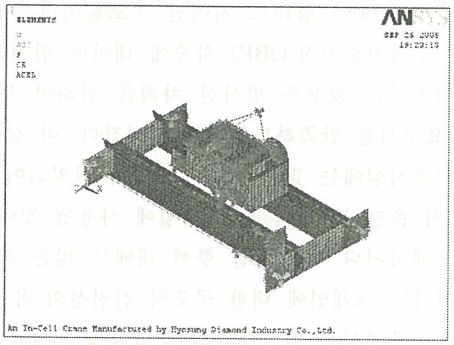


그림 2. FEM Model of the In-Cell Crane.

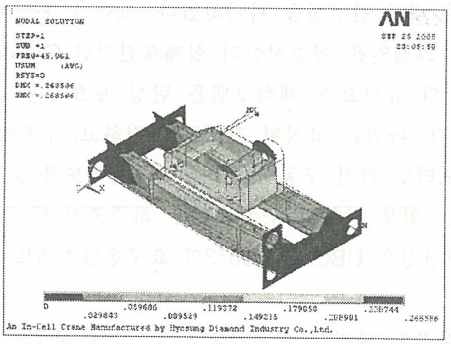


그림 3. First Mode of the In-Cell Crane.

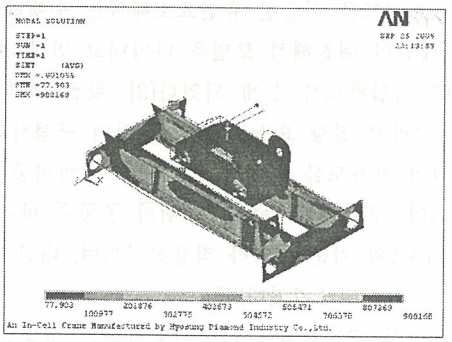


그림 4. Stress Distribution of the In-cell Crane at Load Case 4.

참고문헌

1. 유길성외 8인, 차세대관리 종합공정 실증시설 설계요건서, 한국원자력연구소 보고서, KAERI/TR-2004/2002, 2002.
2. 다목적원자로안전성분석보고서 제2권, 한국원자력연구소, KAERI/TR-107/87, 1987.
3. CMAA Specification No.70-1994, "Specifications for Top Running Bridge and Gantry Type Multiple Girder Electric Overhead Traveling Cranes"
4. Uniform Building Code 1994

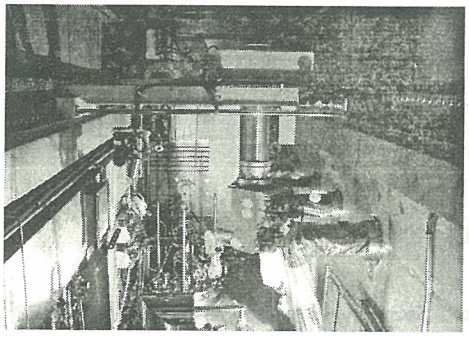
천정이동 서보 매니퓰레이터의 카메라 시각 시스템

박병석,이종광,진재현,윤지섭

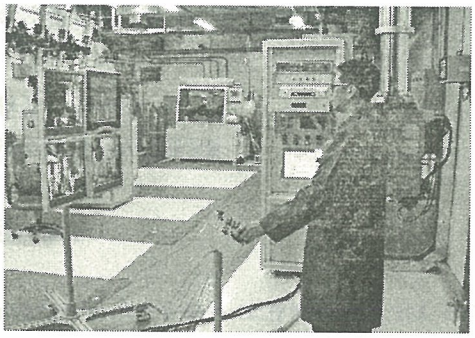
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nbspark@kaeri.re.kr

그림 1은 사용후핵연료 차세대관리 공정(Advanced Spent Fuel Conditioning Process, ACP) 장치의 유지보수를 위해 개발한 천정이동 서보 매니퓰레이터(Bridge Transported Servo Manipulator, BTSM) 시스템을 보여준다. BTSM 시스템은 슬레이브 매니퓰레이터(Slave manipulator, SM), 슬레이브 매니퓰레이터 이송장치, 마스터 매니퓰레이터(Master manipulator, MM) 및 원격 제어반으로 구성된다. 작업자는 4대의 모니터로 구성된 그림 2의 카메라 시각 반을 통해서 핫셀 내부의 4대의 카메라(BTSM의 거더 및 트롤리에 각각 1개, 1톤 크레인에 1개, 벽에 1개)로부터 전송되는 화상을 보면서 마스터 매니퓰레이터 및 매뉴얼 조작반을 이용하여 슬레이브 매니퓰레이터 및 이송장치를 운전하게 된다. 카메라가 고방사선원으로부터 3 m 떨어져 있을 때 카메라가 받는 방사선량을 Scale Code(Origen-s and Quads)를 사용하여 분석한 결과, 3×10^4 rad/yr 로 나타났다. 그러나, 범용 카메라는 일반적으로 10^4 rad 이상에서 사용할 수 없음으로 5×10^4 rad의 내방사성 카메라를 구입하여 장착하였다. 컴퓨터 비전 분야에서 물체나 주위 환경에 대한 3차원 정보를 얻기 위해 주로 스테레오 비전과 레이저 거리계를 이용하는 방법이 사용된다. 스테레오 비전은 한대의 카메라를 이용하고 카메라의 이동으로 획득된 두 영상으로부터 3차원 정보를 얻는 모션 스테레오와 두 대의 카메라를 이용하여 이들 사이의 기하학적 관계로부터 거리정보를 산출하는 스테레오 비전으로 나뉜다. 또한 카메라와 레이저 투광기(점, 슬릿, 격자 광원)로 구성된 레이저 거리계는 광삼각측량원리(optical triangulation principle)를 적용하여 3차원 정보를 획득한다. 일반적으로 스테레오 비전 방식은 두 영상이 동시에 맺히는 물체의 3차원 위치와 함께 카메라의 위치변화 및 물체의 회전 또는 이동 변환정보를 추정할 수 있는 장점이 있지만, 대응점 일치 문제(correspondence problem)를 위한 과도한 영상처리나 조명 효과 등 극복해야 할 문제로 인해 실제 로봇 응용에 있어 상당히 많은 제약을 받고 있다. 또한 레이저 거리계는 구조가 간단하고 직진성이 우수한 레이저 광원을 이용함으로써 높은 정밀도의 거리정보를 스테레오 비전시스템보다 빠르게 얻을 수 있지만, 한번에 얻을 수 있는 거리정보가 광원이 맺힌 영역에 제한된다는 단점이 있다. 이러한 기존의 두 방법들이 실시간 원격제어 시스템에 적용되는 경우 영상처리를 위한 시간이 많이 소요되어 실시간 제어 루프와 간섭이 발생할 수 있다. 따라서, 최근 국내에서 개발된 상업용 3D 렌즈(아솔(주))를 방사선 환경에 사용할 수 있도록 개선하여, 슬레이브 이송장치의 거더에 설치된 카메라에 장착하였다. 이는 1대의 카메라만으로도 핫셀내 상황을 입체영상으로 제공함으로써 기존 방식의 단점(복잡성, 비동기성, 고비용 및 작업자 눈의 피로 등)을 획기적으로 해결 해 준다. 본 논문에서는 천정이동 서보 매니퓰레이터 운전을 위한 시각 시스템의 구성에 대해서 소개한다.



(a) 핫셀 내부



(b) 핫셀 외부 (운전 지역)

그림 1. 천정이동 서보 매니퓰레이터 시스템.

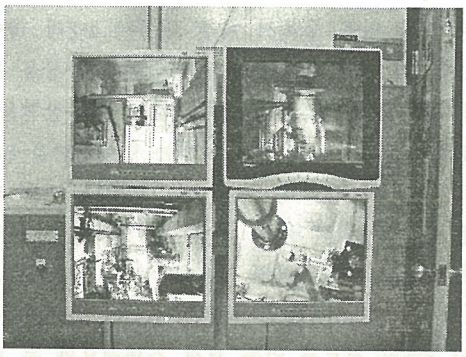


그림 2. 카메라 시각 반.

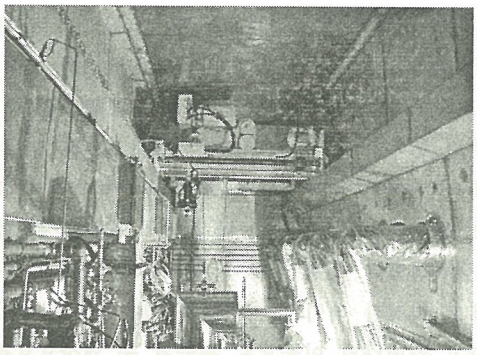


그림 3. 1톤 크레인에 장착된 카메라.

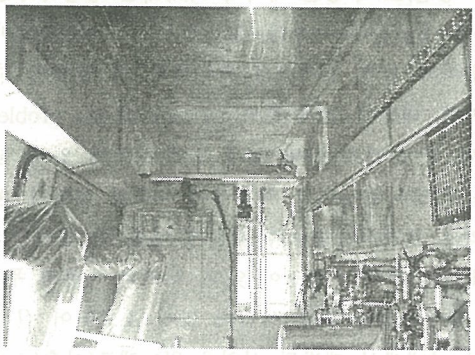


그림 4. 핫셀 내벽에 장착된 카메라.

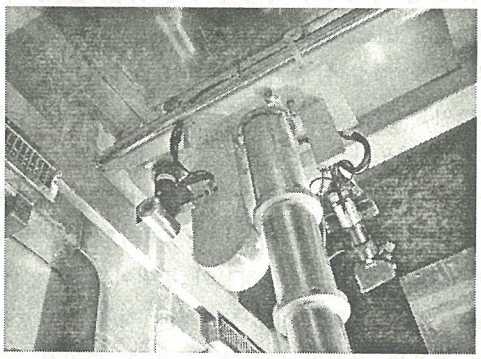


그림 5. BTSM의 거더 및 트롤리에 장착된 카메라.

사용후핵연료 차세대관리 종합공정용 탈피복 장치의 이상감시 시스템

이효직, 윤지섭, 정재후
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyojik@kaeri.re.kr

사용후핵연료 차세대관리 종합공정의 첫 번째 공정은 25 cm로 잘려진 로드컷(rod-cut)의 헐(hull)과 펠릿(pellet)을 분리해내는 것이다. 이를 위해서 필요한 장치가 탈피복 장치이며, 한국원자력연구소에서는 기존의 탈피복 장치 대비 40% 이상 탈피복 속도가 개선된 장치를 개발한 바가 있다. 그러나 이러한 기계적 탈피복 장치의 주요 이상증상으로 로드컷이 블레이드 모듈을 빠져나와 헐 분리대에 끼이는 현상이 종종 발생한다. 탈피복 장치는 고방사능의 사용후핵연료를 다루게 되므로 핫셀(hot-cell) 내에서만 운전가능하며, 따라서 육안검사가 용이하지 못하다. 본 연구에서는 이러한 이상증상을 소음/진동 방법을 통해 진단 해보고자 하였다. 탈피복 시 발생하는 소음 및 진동 신호는 비주기적인 과도신호(non-periodic transient signal)로 볼 수 있으며, 이의 신호분석 기법으로 Short Time Fourier Transform (STFT)을 사용하였는데, 이는 STFT를 통해 신호처리하여 실시간으로 주파수를 Colormap 등을 통해 보는 것이 이상증상의 시각화에 많은 도움을 주기 때문이다(그림 1). 마이크로폰으로부터 얻은 소음신호는 핫셀 내 장치의 소음상황을 전반적으로 모니터링하는 범용적 의미가 크며, 탈피복 장치의 이상진단은 주로 가속도 센서로부터 얻은 신호를 분석하여 판단하게 된다. 로드컷 끼임 시 발생하는 가속도 센서의 시간 영역에서의 신호는 큰 출렁거림이 발생하게 되며, 동시에 FFT 분석을 하면 낮은 주파수 성분의 크기가 높게 나타나는 현상을 보이게 된다. STFT은 정상적인 탈피복시 나타나는 현상과 앞서 언급한 이상증상 시 나타나는 현상을 실시간으로 확실히 구별하게 해 줄 수 있는 장점이 있다.

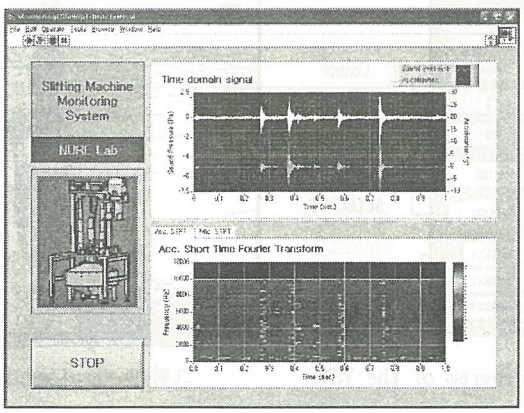


그림 1 슬리팅 장치 이상감시 시스템 화면

3차원 가상환경을 이용한 Visual Supporting Module 개발

송태길, 김성현, 임광묵, 윤지섭
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

tgsong@kaeri.re.kr

사용후핵연료를 취급하는 핫셀에서의 작업은 원격 취급 장비인 크레인, 기계식 마스터/슬레이브 매니퓰레이터(master-slave manipulator), 서보 매니퓰레이터(servo manipulator) 등을 이용하여 원격으로 작업을 수행하게 된다. 이러한 원격작업에 있어 원격작업자에게 가장 중요한 정보는 시각정보라 할 수 있다. 본 연구는 3차원 가상환경을 기반으로 원격작업자의 작업을 지원하기 위한 작업자 시각지원 모듈(VSM, Visual Supporting Module)의 개발을 목적으로 한다.

개발된 VSM 모듈은 C++을 이용하여 Envision의 Shared Library를 포함한 DLL 모듈로 개발되었으며, 실제 환경에 설치된 3대의 카메라 영상을 받아들이고 3차원 가상환경이 지원하는 3차원 영상(Virtual Image)을 제공한다. 가상환경에서의 3차원 영상은 서보 매니퓰레이터의 제어시스템과 연계하여 이동정보를 기반으로 3차원 시뮬레이션을 수행하면서 작업환경에 연계된 영상 정보를 제공하게 된다.

원격작업자는 주로 원격작업 시 카메라 영상을 보면서 작업하지만 근접환경에서의 작업 시, 가상환경이 제공하는 화면을 보조적인 화면으로 이용하게 된다. 또한 개발된 VSM 모듈은 작업목표지점(Target Position)과 원격조작기의 작업 중심점(TCP)과의 거리정보를 제공하여 원격작업자의 작업을 지원한다. 개발된 VSM 모듈을 사용후핵연료 차세대관리공정의 실증을 위한 핫셀 작업 시에 적용하여 원격작업자의 폐쇄된 작업환경의 시각 인지도 및 적용성을 평가할 예정이다.

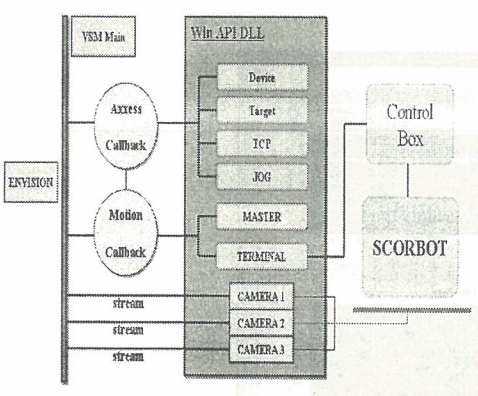


그림 1. Function Diagram of the VSM.

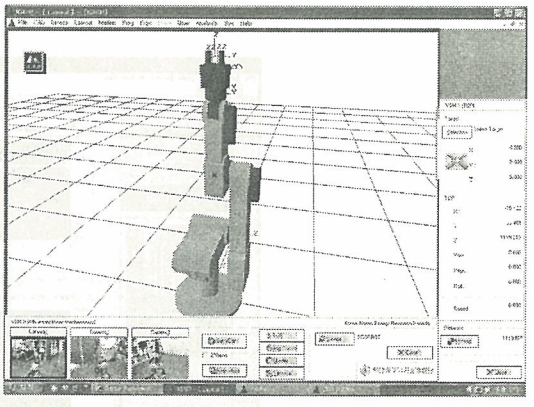


그림 2. Implementation Screen of VSM

플라즈마 용사에 의해 표면개질 한 초합금의 고온부식거동

조수행, 임종호, 허진목, 서중석, 정기정, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

nshchol@kaeri.re.kr

1. 서 론

산화물 사용후핵연료의 금속전환공정은 고온 용융염 LiCl-Li_2O계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 이러한 전해환원공정은 650℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염상에서 이루어지고, 산소가 발생되어 용융염 취급장치는 가혹한 부식환경에 놓이게 됨으로 이에 적합한 용융염 취급장치 재료개발이 매우 중요하다. 본 연구에서는 산소가 발생하는 고온 LiCl-Li_2O 용융염계 분위기에서 항공기의 엔진이나 발전용 가스터빈 엔진의 고온 부품으로 사용되는 Ni기 고온용 재료로서 우수한 기계적 성질 및 내부식성을 지닌 초내열합금으로 알려진 Inconel 713LC에 세라믹산화물로 표면개질 한 재료의 부식거동을 고찰하여 용융염부식억제형 재료개발에 필요한 자료를 도출하고자 한다.

2. 실험방법

본 연구에 사용한 실험재료는 70 mm(L) ×15 mm(W) ×2 mm(T)(㎜)의 크기의 Inconel 713LC을 사용하여 bond coating 과 Aluminizing 처리한 후 세라믹을 top coating하였으며, 코팅 재료의 화학 조성 및 사양을 Table 1에 나타내었다. 부식실험은 부식환경온도; 675℃, 부식시간; 216시간, Li_2O 농도; 3wt%, 혼합가스 농도; Ar-10%O_2 분위기하에서, 혼합용융염 LiCl-Li_2O를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 용융염의 온도가 675℃에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 용융염 중에 알루미나 튜브(6φ)를 통해 혼합가스를 공급하였다. 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거한 다음 건조로에서 24시간 이상 건조한 다음 무게변화를 측정하였다. 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다.

Table 1. Characteristics of coating materials and substrate.

Layer	Product	Compositions(%)	Process	Thickness
Top coat	METCO. 204NS	ZrO_2-8Y_2O_3	APS	200 ~ 250㎛
	METCO. 210NS-1	ZrO_2-24MgO		
	METCO Co.	Cr_2O_3-50Al_2O_3		
Bond Coat	AMDRY Co. 365-1	Ni-23Co-17Cr-13Al-0.5Y	APS	100 ~ 150㎛
	AMDRY Co. 962	Ni-22Cr-17Cr-13Al-1.0Y		
Substrate	Inco. Co	Ni:74.0, Cr:11.57, Fe:0.1, Al:6.05, Nb:1.95, Mo:4.15	Rolled & Heat treated	2mm

3. 결과 및 고찰

Fig. 1에 bond coating-NiCrAlY, top coating-YSZ $MgO-ZrO_2$, $Cr_2O_3-Al_2O_3$으로 표면개질 한 시편의 실험 후의 사진을 나타내었다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 top coating으로 $Cr_2O_3-Al_2O_3$을 적용한 경우 bond coating/ceramic coating interface에서 failure가 발생하였으나, top coating으로 YSZ 및 $MgO-ZrO_2$를 적용한 경우 코팅층의 failure가 발생하지 않고 매우 양호한 표면 형상을 유지하고 있었다.

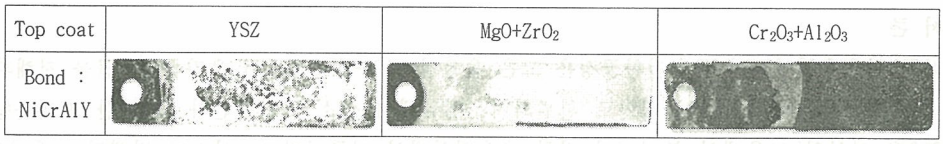


Fig. 1. Photographs of modified Inconel 713LC corroded at 675℃ for 216 hrs (bond coat-NiCrAlY & Aluminizing, top coat-YSZ, $MgO-ZrO_2$, $Cr_2O_3-Al_2O_3$).

YSZ의 시편의 모서리에서 균열현상이 발견되었는데, 이 현상은 세라믹 재질인 top coat와 금속인 bond coat의 열팽창계수의 차이로 응력이 집중되어 두개의 코팅층 계면에서 소위 "buckling delamination"이 일어났기 때문이다. Top coat가 $Cr_2O_3-Al_2O_3$인 경우 박리현상이 뚜렷하게 나타난 현상도 이러한 이유에서 기인된 것으로 Cr_2O_3 및 Al_2O_3는 열팽창계수가 매우 작아 thermal cycle의 조건에서 효과적인 보호피막의 역할을 기대하기 어렵다고 할 수 있다. 한편, ZrO_2는 열전달계수가 낮고 열팽창계수가 금속과 유사하여 고온에서 열응력을 감소시켜 $Cr_2O_3-Al_2O_3$을 top coat로 적용한 경우 보다 내구성 및 기지금속과 접착력 강화로 인해 표면이 매우 양호 한 것으로 생각된다. Fig. 2에 bond coating-NiCrAlY, top coating-YSZ로 한 시편의 실험 후 절단면 사진과 원소분포를 나타내었다. Top coat와 bond coat계면에 미세한 crack 또는 void들이 관찰되나 bond coat의 구성원소들의 확산이나 내부부식이 관찰되지 않는 것으로 보아 세라믹의 표면 코팅은 부식매체들에 대하여 효과적인 보호장벽역할을 한 것으로 판단된다.

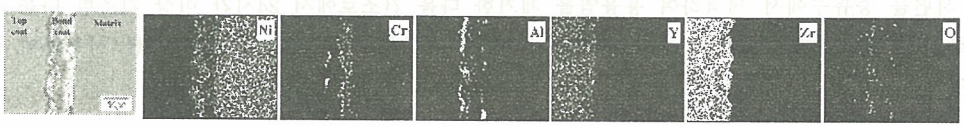


Fig. 2. Cross-sectional SEM image and elemental distribution of modified Inconel 713LC corroded at 675℃ for 216 hrs(bond coat-NiCrAlY & aluminizing, top coat-YSZ).

4. 결론

초내열 합금인 Inconel 713LC의 표면에 NiCrAlY 또는 NiCoCrAlY를 bond 코팅한 후 top 코팅으로 $Cr_2O_3-Al_2O_3$인 경우 bond 코팅과 top 코팅 계면에 failure가 발생, YSZ 및 $MgO-ZrO_2$인 경우 매우 양호한 표면형상을 나타내었다. Top coat인 세라믹은 내부식성 개선에 우수한 효과를 나타내었으며, 아울러 기판재질인 금속과 열팽창계수가 유사하고 열전달계수가 작은 ZrO_2를 함유한 YSZ 및 $MgO-ZrO_2$가 내부식성 향상에 더욱 효과적인 것으로 나타났다.

내산화성 Inconel 합금의 공기중 산화거동

주준식, 조수행, 김호동, 정기정
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

한국원자력연구소에서는 사용후핵연료를 안전하고 경제적으로 저장, 관리하기 위하여 "사용후핵연료 차세대관리 공정개발" 이라는 연구과제를 수행해 오고 있다. 이 공정은 기존의 세라믹형 사용후핵연료를 금속전환하여 부피를 줄이고, 고방열성 핵종들의 선택적 분리를 통하여 냉각부하를 줄일 수 있다.

사용후핵연료 차세대관리 종합공정(ACP)의 Li-Reduction 공정은 고온용융염을 취급하는 전해환원공정으로 양극에서 산소가 발생하는 산화성분위기이기 때문에 이에 적합한 반응기 재료의 개발은 매우 중요하다. 특히 650 ℃ 이상의 고온에서 부식성이 강한 용융염 상에서 반응이 이루어지고 사용후핵연료의 취급을 위해 핫셀내에서 원격으로 이루어지기 때문에 이 공정의 안정적인 조업을 위해서는 이러한 고온에서의 부식환경에 견딜 수 있는 내부식 재료의 선정을 위한 재료개발이 필요하다.

고온 용융염 취급장치 재료의 내식성에 관한 연구를 위해 국내산 스텐레스강, 고온 내열합금 및 Inconel 800H 금속에 대한 고온 용융염 분위기에서의 부식거동 시험을 수행한 바 있으나, 기존의 모든 내열합금들은 Cr의 농도가 높아 혼합 용융염에서 부식 속도가 직선속도법칙을 따르기 때문에 고온용융염 취급장치의 구조재료로서는 부적합하다.

본 연구에서는 기 개발된 Inconel 713 LC 합금강에 대한 내산화성을 알아보기 위해 순수 산소 분위기에서 산화시험을 수행하였으며, 기존 재료와의 비교 검토를 위해 내열합금으로서 내산화성이 뛰어난 물질들로 알려져 있는 스텐레스강 304L, Inconel 600, Incoloy 800H 와 같은 재료들을 같은 조건에서 시험한 결과를 비교 분석하여 내산화성 재료개발에 필요한 자료를 얻고자 한다.

산화시험 장치는 TA Instrument 사(미국)의 TA-2050 TGA 를 사용하여 수행하였다. TGA의 시험 분위기는 정밀 Gas Flow Meter 로 구성된 별도의 Gas Flow System 을 사용하였으며, 사용한 기체는 순도 99.999 % 인 순수 산소기체를 분당 100 ml 로 공급하여 다른 불순물에 의한 실험변수를 최대한 줄였다. 시험온도 조건은 650 ℃, 750 ℃, 850 ℃ 에서 수행하였다.

시편 제작은 시료를 다이아몬드 정밀 절단기로 절단하여 약 80 ~ 100 mg 무게를 가지도록 하였다. 실험시간은 각 시편당 48시간 동안 수행하였으며, 산화율은 시편의 초기 무게에 대한 무게증가율로 정의하였다. 시험 후 시편에 대한 미세성분 및 조직을 SEM, EDS, XRD 등을 통해 관찰하였다.

Fig. 1에 Inconel 713 LC 합금에 대한 650 ℃ ~ 850 ℃ 에서의 실험 결과 모두 초기 산화거동 시에만 약간의 무게증가 경향을 나타내었으나 시료의 모양은 전혀 변함이 없고 시료 표면만 검게 산화가 일어난 것을 확인하였으며, 특히 650 ℃ 에서의 산화거동시험에서는 8시간 산화시험 후부터 Saturation 되어 무게증가가 거의 일어나지 않았다. 이는 고온용융염 분위기에서의 내부식 특성이 뛰어난 것으로 앞서 실험한 다른 내산화성 시료인 기존 내열 합금들보다 내산화성에 있어서는 매우 우수한 것으로 판단된다.

앞으로 기 개발 합금들의 실용화를 위해서는 내용융염 부식특성 뿐만 아니라 내산화성에 있어서도 기존 재료와 비교할 만한 특성을 갖도록 더 많은 실험이 필요한 것으로 판단된다.

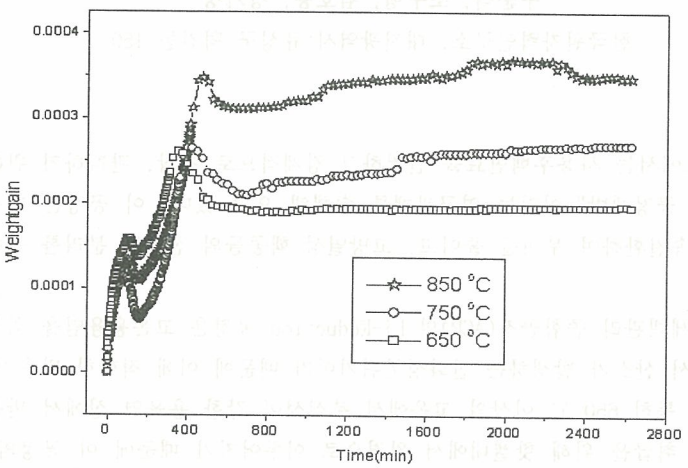


Fig. 1 Oxidation Behavior of Inconel 713 LC.

사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설의 핵물질 격납/감시 시스템

송대용, 이태훈, 정정환, 고원일, 김호동
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dysong@kaeri.re.kr

핵물질 안전조치의 목적은 핵물질을 평화적인 원자력 활동 이외의 목적을 위해 전용하지 않는다는 것을 국제사회에 보장하는 것이다. 이와 같은 안전조치 목적의 기본적인 접근 방안은 계량관리이며, 중요한 보조적 수단으로 격납/감시를 이용한다. 격납/감시 기법은 핵물질 계량관리를 보완하고 시설의 운전에 관한 간섭을 최소화하여, 효율적이고 효과적인 방법으로 안전조치의 목적을 달성하기 위한 수단이다. 이 논문에서는 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설의 핵물질 격납/감시 시스템의 설계 및 구축에 관한 내용을 기술한다. 시스템 구축을 위해 대상 시설에서의 격납 특성 분석 및 격납 경계를 설정하고, 시설의 격납 구역에서의 전용 경로를 설정하였다. 또한, 각 전용 경로에서의 전용 가능성 수준을 분석하고, 이에 따른 격납/감시 시스템을 설계하였다. 이와 같은 분석 및 설계 내용을 바탕으로 시스템을 개발하여, 현재 시설에 설치 작업을 진행 중에 있다. 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설에는 핵물질의 출입이 가능한 2개의 경로, 즉 모든 핵물질 및 폐기물의 반입 및 반출이 이루어지는 주 출입구(rear door)와 장비의 유지보수를 위한 출입구가 있다. 이들 출입구로의 접근을 감시하기 위해 카메라를 설치하고, 핵물질의 출입을 확인하기 위해 중성자 모니터를 설치하였다. 전체적인 시스템의 구성은 <그림 1>에 제시된 바와 같으며, 3대의 CCD 카메라와 2대의 중성자 모니터(ASNM) 및 DAQ 서버 시스템으로 구성되어 있다. 중성자 측정 장치(ASNC)는 시설의 핵물질 계량관리에 사용되는 장비로서 감시 시스템에서도 데이터를 취득하고 있다. 카메라 및 중성자 모니터로부터 취득되는 영상 및 방사선 신호는 데이터 취득 장비(DAQ)에 의해 실시간으로 동시에(time-synchronized) 취득된다. 취득된 데이터는 소프트웨어에 의해 처리되어 영상 데이터는 motion detection을 수행하고 변화된 영상을 JPEG 형식으로 시간정보와 함께 저장하며, 방사선 데이터는 5초 간격으로 텍스트 형식으로 저장된다. 이 시스템은 수차례의 성능 시험을 수행한 후 기능을 보완하여 안정화시킬 계획이다. 또한, 국가원자력통제관리소(NNCA) 및 미국의 Sandia 국립연구소(SNL)와 공동으로 인터넷을 이용한 원격 감시 시스템 구축을 위해 가상사설망(VPN)을 이용한 영상 데이터 송수신 시험을 수행 계획이다.

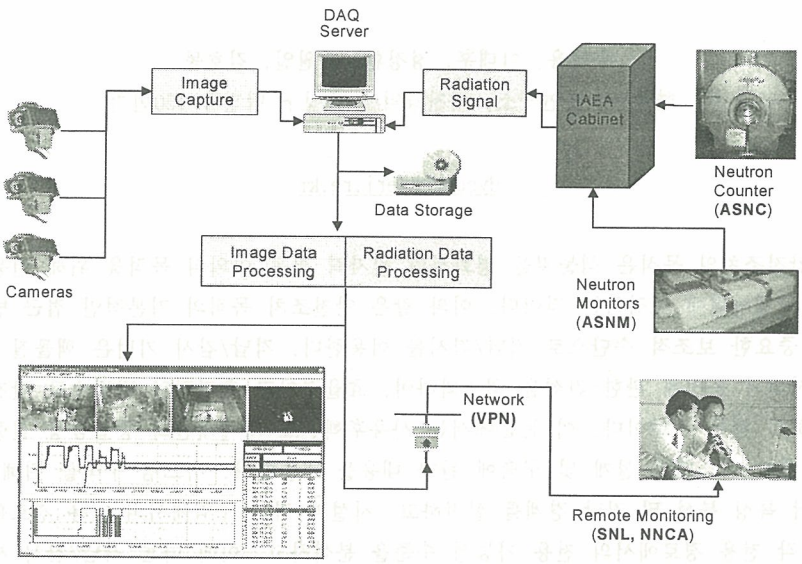


그림 1. 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설의 핵물질 격납/감시 시스템 구성.

사용후핵연료를 이용한 건식 재가공 핵연료 제조

이정원, 김웅기, 이재원, 박근일
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jwlee3@kaeri.re.kr

경수로형 발전소에서 사용된 핵연료를 건식 공정만으로 처리하여 중수로형 발전소의 핵연료로 재사용하고자 하는 건식 재가공 핵연료 연구가 수행되고 있다. 1999년부터 이러한 재가공 핵연료를 제조하기 위해 고리원자력 제 1 발전소에서 1986년 10월에 방출된 경수로 사용후핵연료를 이용하여 재가공 핵연료 소결체를 제조하고, 연료봉, 그리고 조사시험용 축소연료봉을 제조하는데 성공하였다. 그리고 2002년에는 해외 조사시험을 위한 조사시험용 연료봉 제조를 위해 캐나다 AECL의 협력 하에 제조 품질보증 및 관리체계를 구축하고 제조공정 및 제품에 대한 품질보증 및 인증을 얻었다. 본 건식 재가공 공정의 특징으로는 사용후핵연료를 취급해야 하기에 그 특성상 고방사성을 가짐으로 모든 작업공정이 핫셀이라는 차폐시설에서 원격으로 수행되어야 하며, 특성분석 및 장비관리의 어려운 점이 있다. 그리고 사용후핵연료 소결체를 재소결 가능한 분말로 만들기 위해서 산화·환원(oxidation and reduction of oxide fuels : OREOX) 공정을 채택하고 있으며, 열적, 기계적 처리공정만을 통해 재가공 핵연료를 제조함으로써 민감물질의 전용을 최소화하여 핵확산저항성이 높은 공정기술로 평가받고 있다. 본 논문에서는 건식 재가공 제조공정 기술 확립과 최적화를 위해 AECL의 협조 하에 수행된 품질 보증 및 관리 시스템의 개발과 제조공정 자격화, 그리고 자격화된 공정기술을 적용하여 수행된 8회의 연속 재가공 실험결과에 대해 기술하였다.

조사시험을 위해 핵연료 생산 공급자는 조사시험 수요자에게 생산된 핵연료 제품이 그들이 요구하는 기술 및 품질 사양을 만족시키고 있음을 확신시켜 주기 위해 품질보증(Quality Assurance; QA) 시스템을 가지고 있어야 한다. 재가공 핵연료의 품질보증 시스템 구축을 위해 캐나다 AECL의 협조를 받아 CAN3-Z299.2-85의 캐나다 기준을 기초로 하여 Quality Assurance Manual과 관련 품질보증 문서들을 표 1과 같이 개발하고 승인을 얻었다. 이로써 재가공 핵연료를 위한 품질보증 체계가 확립되고 이 품질보증시스템에 의거하여 제조된 재가공 핵연료는 캐나다 AECL의 원자로에서도 조사시험을 할 수 있게 되었다. 그리고 재가공 핵연료 제조공정의 자격화에 앞서 3차례 예비 자격화 시험을 통해 제조공정 흐름도를 수립하고, 제조공정 각 각에 대한 최적의 공정조건을 수립하였다. 그리고 3차례 자격화 시험을 실시하여 수립된 제조공정 흐름도와 공정조건으로 핵연료 기술사양을 만족하는 재가공 핵연료를 성공적으로 제조할 수 있었다. 표 2는 자격화 시험에서 확립된 제조공정별 최적 조건을 보여준다. 이어서 자격화된 제조공정에 따라 8차례 연속적으로 재가공 핵연료 소결체를 제조하였으며 그리고 그 제조 특성을 분석하였다. 산화/환원 처리한 재가공 핵연료 분말의 겉보기 밀도는 0.63~0.84 g/cm^3 범위이며, 충진밀도는 1.04~1.27 g/cm^3 범위였다. 그리고 미분쇄 후에는 분말밀도가 3배 정도 증가하였다. 소결체의 소결밀도는 10.278~10.379 g/cm^3 범위로 핵연료의 요구사양을 잘 만족하였다. 그리고 소결체의 미세 입자크기는 14.6~14.9 ㎛ 범위였다. 그리고 화학분석 결과 세슘의 함량이 1 %이하로 제조 열처리

리 과정 중 거의 모두 증발됨을 알 수 있었다.

본 연구 결과, 결론적으로 3차례 예비 자격화 시험과 자격화 시험을 통해 건식 재가공 핵연료 제조기술은 잘 확립되었으며, 또한 제조 품질보증 체계를 구축함으로써 이에 따라 제조된 재가공 핵연료는 캐나다 AECL의 원자로에 공급할 수 있는 자격을 획득하였다. 그리고, 8차례 연속 제조 작업을 통해 90%이상의 생산 성공율을 보여 실용화 기술로도 발전 가능함을 입증하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

표 1 건식 재가공 핵연료 제조 품질보증 문서 목록

구 분	품질보증 관련문서
공급자 문서 (Supplier' s Documents)	QAM : Quality Manual for DUPIC fuel fabrication MITP : Manufacture, Inspection and Test Plan ITP : Inspection and Test Plan for DUPIC fuel QR-NRU-01 : Qualification Report of Sintering Process WQR-NRU-01 : Welding Qualification Report
구매자 문서 (Customer' s Documents)	Procurement Document Drawing Technical Specification

표 2 건식 재가공 핵연료 제조공정별 최적조건 ·

순번	제조공정	최적 공정조건
1	산화/환원	· 산화 : 450 ℃, 2시간, 공기, 5.5 L/min · 환원 : 700 ℃, 7시간, Ar/4%H_2, 13L/min · 가열속도 : 4 ℃/min
2	미분쇄	· 분쇄시간 : 20 분 - Zirconia ball - 5 mm(φ) - 450 rpm, 10 분 + 600 rpm, 10 분
3	혼합-1	· 0.2 wt% zinc stearate · 혼합 20분
4	예비압분	· 62 Mpa
5	과립화	· 체(Sieve) #18 (1 mm 간격)
6	혼합-2	· 0.2 wt% zinc stearate · 혼합 20분
7	압분	· 최종압분 : < 130 MPa
8	탈왁스	· 온도/시간 : 800℃/3시간 · 분위기 : Ar-4%H_2 flow rate 4 L/min · 가열속도 : 4 ℃ /min
9	소결	· 소결온도/시간 : 1800℃/10시간 · 분위기 : Ar/4% H_2, 8.0 L/min · 가열속도 : 5 ℃ /min

다공성 마그네시아 필터를 통한 알카리, 알카리토 금속 원소들의 고온 용융 염화리튬계로의 물질 전달

박병홍, 박성빈, 강대승, 서중석, 정기정

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

bhpark@kaeri.re.kr

전기 환원에 의한 우라늄산화물의 금속 환원 기술은 사용후핵연료 금속 전환체의 부피 감용과 발열량 및 방사독성 감소에 유용한 기술이다. 전기 환원에 의한 금속 전환 효율을 증대시키기 위해서 우라늄산화물의 표면적이 넓은 것이 유리하며 이에 따라 분말화된 우라늄산화물이 금속 전환 공정에 도입된다. 그러나 분말 특성에 의해 전해 셀의 매체인 용융 염화리튬과의 분리가 용이하지 않게 된다. 이런 관점에서 사용후핵연료 차세대 관리 공정에서 제안한 마그네시아 필터를 이용한 일체형 음극은 높은 환원 금속의 회수율 및 넓은 표면적 제공 등으로 공정 효율을 높이기 위해 개발되었으며 산화우라늄을 이용한 금속 환원 공정 실험에서 그 성능이 확인되었다. 본 연구에서는 금속 환원 공정 해석의 일환으로 다공성 마그네시아 필터 내에 담겨져 있으며 용융염으로 용해 유출 되어 금속 전환체로부터 선택적으로 분리 제거되는 금속 산화물 원소에 대한 물질 전달 거동에 관한 실험 및 해석이 수행되었다. 알카리, 알카리토 금속 원소들은 용융염에 용해되며 다공성 마그네시아 필터를 통과하여 용융 염화리튬계로 물질 전달된다. 이러한 과정은 용융염의 조성 및 필터 내 물질 조성에 따라 다르게 나타나며 용융염에서의 농도 변화를 측정하여 다순 추출 식을 이용하여 추산된 물질 전달 및 확산 계수로 표현되었다. 또한 일체형 음극의 잔류물 분석을 통해 다공성 마그네시아가 알카리, 알카리토 금속 원소들의 선택적 분리에 안정적으로 적용될 수 있음을 보였다.

질산매질에서 Fe(II)에 의한 Np(V)의 환원

정동용, 이일희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ndychung@kaeri.re.kr

일반적으로 산용액에서 넵투늄은 Np(IV), Np(V), Np(VI)의 산화 상태에 해당되는 Np^{4+}, NpO_2^+, NpO_2^{2+}로 각각 존재하며, 낮은 질산농도에서 넵투늄은 주로 Np(V) 상태로 존재하는 것으로 알려져 있다. 그러나 질산농도가 증가함에 따라 불균등화 반응이 일어나 Np(V)는 Np(IV)와 Np(VI)가 된다. 이들의 분포는 용액의 질산농도 등에 따라 변하는 것으로 알려져 있다. 사용후핵연료의 Purex 공정 중에는 넵투늄이 주로 Np(V)로 존재한다는 보고가 있는가 하면 Np의 일부는 Np(IV)와 Np(VI) 산화상태로 존재한다는 보고도 있다. 넵투늄은 목적과 분리 방법에 따라 적절한 산화제나 산화제를 사용하여 이들 원소들의 산화 상태를 조절함으로써 분리할 수 있다. 넵투늄의 산화상태 조절에는 전기화학적 방법이나 여러 가지 산화.환원제를 이용할 수 있다. 넵투늄을 특정한 산화상태로 조절할 때 대상 넵투늄의 산화상태 분포를 미리 알고 있어야 산화수 조절방법을 선정하고 공정이나 실험 조건을 조절하기 용이하다. 넵투늄의 산화상태들 중 Np(V)는 질산용액에서 가장 안정된 산화상태이다.

본 연구에서는 Fe(II)에 의한 Np(V)의 환원과 질산 매질에서 환원된 Np(IV)의 안정성을 실험을 통해 살펴보았다. Np(V)는 하이드라진, 하이드록실아민, 과산화수소 등의 환원제에 의해 Np(IV)로 환원되는 데 이들에 의한 환원은 매우 느린 속도와 다소 높은 온도 상태를 요하기도 한다. 이들과 달리 Fe(II)은 매우 빠른 환원속도를 갖는 환원제로 산 매질에서 아래와 같은 반응식에 의해 Np(V)를 Np(IV)로 환원시킨다고 알려져 있다.

$$NpO_2^+ + Fe^{2+} + 4H^+ \Leftrightarrow Np^{4+} + Fe^{3+} + 2H_2O$$

이때 환원반응은 Fe(II)에 의한 환원이 일어나나 역반응으로 Np(IV)가 다시 Fe(III)에 의한 산화도 같이 일어난다고 한다. 결과적으로 속도식은 상온에서 아래와 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{d}{dt}[Np(V)] = k_2 \frac{[Np(IV)][Fe(III)]}{[H^+]^3} - k_1[Np(V)][Fe(II)][H^+]^{1.38}$$

여기서 k_1=15.7 $M^{-2.38}$/min, k_2=1.71 M^2/min이다.

Fig.1은 $[HNO_3]$=0.8M, [Np(V)]=0.001M일때 환원제로 [Fe(II)]=0.05M을 사용하여 Np(V)를 Np(IV)로 환원시킬 때 5분 이내에 99% 이상의 Np(V)가 Np(IV)로 환원됨을 볼 수 있는 것으로 시간에 따른 흡수스펙트럼을 나타낸 것이다. Np(V)은 980nm에서, 환원에 의한 Np(IV)는 966nm에서 스펙트럼 피크를 나타내었다. 이는 위의 환원속도식으로부터 계산된 결과와도 일치하는 결과이다. 그러나 환원된 Np(IV)는 매우 불안정하여 시간이 지나감에 따라 다시 Np(V)로 산화되고 있음을 볼 수 있다. 이는 용액중에 존재하는 아질산에 의한 Np(V)로의 재산화에 기인한 것이다. Np(IV)의 재산화를 방지하기 위해 안정제로 하이드라진을 사용하는 경우 낮은 질산농도에서는 일주일 이상 안정적으로 Np(IV) 상태가 유지되나 질산농도가 높은 경우 증가할수록 보다 쉽게 Np(V)로 재산화가 일어남을 볼수 있었다.

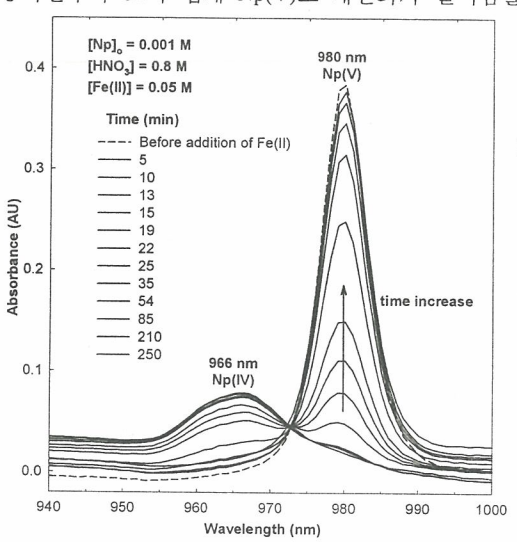


Fig.1 Variation of absorption spectra of Np by addition of Fe(II) in the nitric acid solution.

네오디뮴 및 세슘 지표원소를 이용한 고연소 PWR 핵연료 연소도측정

김정석, 전영신, 박순달, 한선호, 조기수, 김종구
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

njskim1@kaeri.re.kr

네오디뮴 및 세슘 지표원소를 이용하는 화학적 방법으로 고연소 PWR 핵연료의 연소도를 측정하였다. 세슘 지표원소(Cs-137) 정량은 감마선분광분석 및 동위원소희석 질량분석법으로 수행하였다. 화학적 방법에 의한 연소도측정을 위하여 4중 스파이크(U-233, Pu-242, Nd-150 및 Cs-133)를 이용하는 동위원소희석 질량분석법으로 무거운 원소(U, Pu 및 각각의 성분동위원소) 및 지표원소(Nd, Cs 및 각각의 성분동위원소)들을 동시정량하였다. 사용후핵연료 질산용액으로부터 준비한 시료 및 스파이크첨가 시료 중의 U, Pu, Nd 및 Cs의 분리는 2단계의 연속적 음이온교환 분리방법을 이용하였다. 순수한 Cs의 질량분석을 위하여 핵연료시료 및 천연으로부터의 동중원소 간섭을 제거하기 위한 정제를 양이온교환 분리방법으로 수행하였다. 여러 연소도측정 방법(감마스케닝을 이용한 방법, 감마선분광분석에 의한 화학적 Cs-137 지표원소를 정량한 방법, 질량분석에 의한 Cs-137 및 총 Cs 지표원소를 정량한 방법, 질량분석에 의한 Nd-148, Nd-145+146 및 총 Nd 지표원소를 정량한 방법)에 의한 결과를 상호비교하였다.

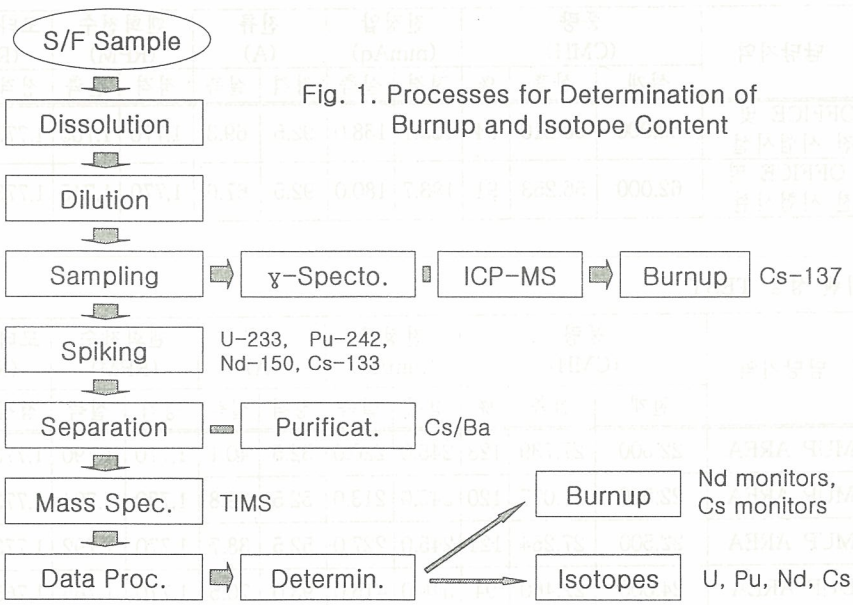


Fig. 1. Processes for Determination of Burnup and Isotope Content

조사재시험시설 T.A.B 실시

백상열, 주용선, 정원명, 유길성, 박종순, 홍권표
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sybaek1@kaeri.re.kr

원자력 시설의 공기조화 시스템의 목적은 최적 작업환경유지, 오염공기로부터의 작업자 보호, 외부배기로 인한 대기오염 방지 등이다.

조사재시험시설 공기조화설비 T.A.B는 전반적인 설계 도서검토 및 장비 측정을 통하여 설계 의도에 부합되는 조정 작업을 실시하여 쾌적한 실내 환경 및 각 실 간의 부압을 유지하여 공기가 오염이 많은 구역으로 흐르도록 실시하였다.

T.A.B.는 Testing(시험), Adjusting(조정), Balancing(평가)의 약어로, 각 장비의 정량적인 성능 판정, 터미널 기구에서의 풍량 및 수량을 적절하게 조정하는 작업, 설계 치에 따라 분배 시스템(주관, 분기관, 터미널)내에 비율적인 유량이 흐르도록 배분하여 건물 내의 모든 공기조화 시스템에 설계에서 의도하는바 대로 기능을 발휘하도록 점검, 조정하는 것이다.,

시험내용

-. 팬 성능시험

-. 각 구역 풍량 측정 및 조정

-. 실내 압 측정 등

T.A.B. 결과요약

① 급기팬 성능 Test

장비명	담당지역	풍량 (CMH)			전정압 (mmAq)		전류 (A)		팬회전수 (RPM)		모타회전수 (RPM)	
		설계	실측	%	정격	실측	정격	실측	정격	실측	정격	실측
F001	OFFICE 및 전 시험시설	62,000	58,210	94	183.7	168.0	92.5	69.3	1,770	1,765	1,773	1,756
F002	OFFICE 및 전 시험시설	62,000	56,253	91	183.7	180.0	92.5	67.6	1,770	1,745	1,773	1,754

② 배기팬 성능 TEST

장비명	담당지역	풍량 (CMH)			전정압 (mmAq)		전류 (A)		팬회전수 (RPM)		모타회전수 (RPM)	
		설계	실측	%	정격	실측	정격	실측	정격	실측	정격	실측
F-003	MUP AREA	22,500	27,739	123	245.0	220.0	52.5	40.1	1,770	1,790	1,773	1,781
F-004	MUP AREA	22,500	27,077	120	245.0	213.0	52.5	39.8	1,770	1,794	1,773	1,781
F-005	MUP AREA	22,500	27,254	121	245.0	227.0	52.5	38.7	1,770	1,792	1,773	1,786
F-006	DUP AREA	24,000	22,460	94	546.0	415.0	93.0	70.5	1,770	1,765	1,765	1,745
F-007	DUP AREA	24,000	23,223	97	546.0	410.0	92.5	71.6	1,770	1,773	1,778	1,760

③ MUP FAN 2대 기동시 측정결과

장비명	담당지역	필요 풍량(CMH)	측정 풍량(CMH)	비율 (%)	비고
F-003, 004 2대 가동시	MUP AREA	39,345	40,440	103	60Hz 가동시 측정
F-003, 005 2대 가동시	MUP AREA	39,345	41,498	105	60Hz 가동시 측정
F-004, 005 2대 가동시	MUP AREA	39,345	41,057	104	60Hz 가동시 측정

④ DUP FAN Hz 조정별 측정결과

장비명	가동조건	담당지역	필요 풍량 (CMH)	측정 풍량 (CMH)	비율 (%)	비고
F-006	40 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	13,503	69	
	50 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	17,618	90	
	55 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	19,853	101	현재 필요량에 적합
	60 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	22,460	115	
F-007	40 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	13,908	71	
	50 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	17,838	91	
	55 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	20,271	103	현재 필요량에 적합
	60 Hz 가동시	DUP AREA	19,590	23,223	119	

⑤ 실내 부압 측정 결과

실내압(부압) 측정 기록표				
Test Point	Standard (mmAq)	실간 기류 방향	Test Result (mmAq)	Remark
1	3 ~ 5	6301 → 7201	3.2	
2	—	7201 → 7206	0.1	
3	—	7208 → 7209	0.9	
4	—	7209 → 7210	3.1	
5	—	7208 → 7210	4.0	
6	6 ~ 8	7206 → 8202	6.4	
7	6 ~ 8	7210 → 8202	6.4	
8	—	7104 → 7101	2.2	
9	6 ~ 8	7104 → 8104	7.5	

BEI(Backscattered Electron Images)를 이용한 수소화 측정

김재용, 권형문, 서항석, 전용범
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kjykjy@kaeri.re.kr

고연소도 핵연료의 안정성 확보는 원전의 안전운전과 사용후 핵연료 발생량 감소를 위해 필요하다. 이에, 프랑스, 독일과 같은 세계 원자력 선진국뿐만 아니라 국내에서도 고연소도 핵연료 안정성에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다. 현재 고연소도 핵연료의 안정성 검증을 위해 조사후 핵연료에 대한 각종 실험(비파괴, 파괴실험)을 실시하고 있다. 여러 가지 실험을 통해서 구해진 각종 실험데이터를 근거로 고연소도 핵연료의 건전성을 확인하고 이를 데이터베이스화함으로써 핵연료설계 시 보다 안전한 핵연료설계를 위해 사용하고 있다. 고연소도 핵연료의 주요 파손 원인은 피복관의 부식과 수소화를 들 수 있는데 고연소도 핵연료의 안정성을 확인하기 위해서는 사용후 핵연료에 대한 부식 및 수소화정도를 파악하는 것이 중요하다. 본 논문에서는 수소화정도 측정방법에 관해서 살펴보도록 하겠다. 현재 수소화를 확인하기 위한 실험방법으로는 납셀(lead hot cell) 내에 설치되어 있는 OM(optical microscope)을 이용해서 수소화가 의심되는 부위를 촬영하여 파악하는 방법을 이용하고 있다. 이 방법은 파괴실험 중 하나인데, 관측을 위해서 시편을 제작하는 사전작업(절단, 연삭, 연마)이 필요하다. 보다 뚜렷하게 관측하기위해서 제작된 시편 관측부위에 에칭액을 묻힌 후 OM을 이용해서 관측하고 있다.(Fig. 1) 에칭방법은 불산, 질산, 과산화수소, 에틸알코올 등을 일정비율로 혼합해서 만든 에칭액을 관측부위에 솜으로 골고루 바른다. 그러나 에칭방법을 이용하면 에칭액에 의해서 관측부위가 일부 부식되어 수소화가 과도하게 관측될 수 있다. 이에 본 논문에서는 BEI(backscattered electron images)를 이용하여 수소화를 측정하였다. BEI방법은 수소화를 관측하기위해 에칭액을 이용한 전처리를 하지 않으므로 실험시간을 줄일 수 있고 에칭액에 의한 관측부위의 손상을 막을 수 있으므로 수소화의 정밀한 측정이 가능하다.(Fig. 2) 본 논문에서는 에칭법과 BEI법에 대해서 간략히 설명하고 특정위치의 시편에 대해서 각 방법을 이용하여 수소화정도를 측정하고 그 결과들을 서로 비교하였다.

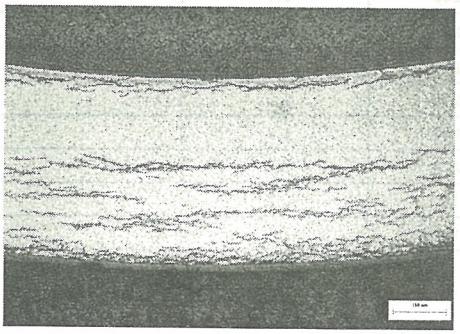


Fig. 1 에칭 후 OM에 의한 수소화 관측

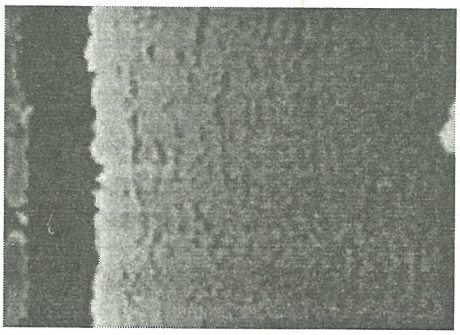


Fig. 2 BEI를 이용한 수소화 관측

$LiCl-KCl-UCl_3$ 용융염계에서 Li-Sb 양극물질의 전기화학적 특성 조사

우문식, 김응호
한국원자력 연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

장수명핵종을 소멸처리하기 위하여 전해정련법을 이용하여 U 및 TRU를 각각 분리할 필요가 있다. 그리고 분리된 TRU를 용융염 연료형태나 금속 연료형태로 원자로에서 중성자를 이용하여 소멸처리하게 된다. 본 실험은 500℃에서 전해정련후 폐용융염(LiCl-KCl)에 미량으로 잔존하는 U 및 TRU를 희생 양극을 사용하여 전기화학적인 방법으로 제거한다. 이때 양극물질의 전기화학적인 산화환원반응을 제어하기위하여 Li-Sb 합금을 사용하였다. Li-Sb 합금은 Li-Sb의 조성비를 각각 16-84mol%, 58-42mol%로 하여 700℃, 아르곤(Ar)분위기에서 제조하였다. 제조된 양극물질의 조성비에 따라 $LiCl-KCl-UCl_3$ 용융염계에서 양극물질의 열적특성 및 전기화학적인 특성을 파악하였다. 이때 사용된 실험장치의 주요 구성장치는 glove box에 설치된 전기가열로, 전기 Cell 반응기 및 냉각기로 구성되어 있다. Cell 반응기는 양전극은 SUS 304 basket을 사용하였고, 음전극은 외경이 8mm인 SUS 304를 사용하였다. 그리고 기준전극은 SUS 1/4" tube를 사용하였다. 측정장비는 EG/G사의 potentiostat 270A를 사용하였고, 양극과 음극의 전위를 측정하기 위하여 tester를 사용하였다. 실험은 고순도 아르곤 분위기에서 500℃로 가열하여 실험하였다. 양극물질의 분극곡선(polarization curve)을 측정하기 위하여 10mA~1,000mA 범위에서 정전류법으로 양극전위와 음극전위를 측정하였다. 그리고 전위측정시 교반효과를 확인하였고, 실험후 양극물질의 용융상태를 확인하였다. 사용된 용융염은 LiCl-KCl(59-41mol%), 311g 이었고, 우라늄 농도는 2.3wt%이었다. 분극곡선은 Li-Sb(16-84mol%)의 경우 교반효과와 관계없이 산화환원 전위는 각각 2.5, -2.9volt이었다. 그리고 용융상태는 양극물질의 형태변화가 거의 없었다. Li-Sb(58-42mol%)의 산화 환원전위는 교반을 않을 경우는 각각 2.5, -3.9 volt이었다. 그리고 교반(35rpm)할 경우 산화 환원 전위는 각각 2.5~4.0, -1.0~-3.5volt로 변화하였다. 그리고 실험후 양극물질은 Sb 금속만 양극 basket에 남아 있었다.

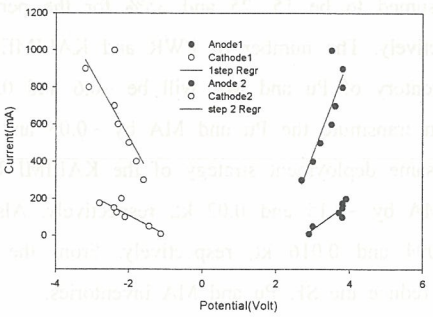


Fig. 1 Polarization curves at the Li-Sb(58-42mol%)anode and the solide cathode with 2.3wt% uranium in salt stirred

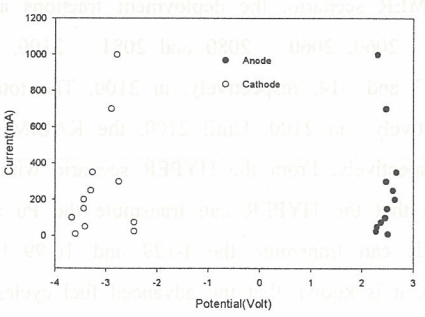


Fig. Polarization curves at the Li-Sb(16-84mol%)anode and the solide cathode with 2.3wt% uranium in salt(not stirred)

An Estimation of the Spent Fuel Inventory for the Fuel Cycle Scenarios with a Low Nuclear Demand Growth Rate

Chang Joon Jeong and Hangbok Choi

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

cjjeong@kaeri.re.kr

Recently, many studies have been performed as the advanced fuel cycles such as the DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors), KALIMER (Korea Advanced Liquid Metal Reactor), and HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor). In this study, the symbiotic fuel cycle scenarios between once-through and advanced fuel cycles are analyzed. In the once-through cycle, the nuclear power is expected to grow from 13.716 GWe in 2000 to 25.2 GWe in 2015 based on a nuclear power plant construction plan. From the year 2016 to 2100, the growth rate of nuclear power was assumed to be 0%. According to the nuclear demand, the number of operating PWRs increases with time and becomes ~25 in 2100 for the reactor power of 1.0 GWe, while the number of CANDU reactors becomes zero after 2030. The total SF will be 67 kt in the year 2100. After 2040, the CANDU SF remains constant at ~12kt. The total amount of U, Pu, MA and FP in SF will be 62.9, 0.8, 0.09 and 3.5kt, respectively. The DUPIC cycle is assumed to be adopted through the life extension of the current CANDU reactors. By the DUPIC scenario, the total SF in 2100 is expected to be ~66 kt which is reduced by ~12% compared with that of the once-through case. According to the SF inventory, the amount of Pu, MA, and FP are 0.79 and 0.09, and 3.38 kt, respectively. In the KALIMER scenario, the deployment fractions are assumed to be 15, 25 and 35% for the period of 2040 - 2060, 2060 - 2080 and 2081 - 2100, respectively. The number of PWR and KALIMER will be ~17 and ~14, respectively, in 2100. The total inventory of Pu and MA will be ~0.6 and 0.06 kt, respectively in 2100. Until 2100, the KALIMER can transmute the Pu and MA by ~0.05 and 0.005 kt, respectively. From the HYPER scenario with the same deployment strategy of the KALIMER, it is shown that the HYPER can transmute the Pu and MA by ~0.15 and 0.02 kt, respectively. Also, the HYPER can transmute the I-129 and Tc-99 by 0.004 and 0.016 kt, respectively. From the above results, it is known that the advanced fuel cycles can reduce the SF, Pu and MA inventories.

A Study on a Computer Code Simulating a Metalization Process of Spent Oxide Fuels

Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim and Ki-Jung Jung
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

Using a computer code which simulates a metalization process of spent oxide fuels is very desirable from various aspects before operating the actual process. GC code[1] simulated the pyrochemical process consisting of the reduction, electrorefining, transuranium extraction, and recovery processes, based on 300 batches with a 20kg batch of fuel. We have attempted to develop a computer code for simulating the process with a similar algorithm, apply it to the first batch, and compare our result with that of the GC code[2]. In this study, we conduct a simulation on a batch-by-batch basis of fuel by using our code made with the PV-WAVE programming language and then compare the result with that of a reference[1].

In the algorithm proposed at a reference[2], a chemical process, which reduces the corresponding metal of a spent oxide fuel, was regarded as an ideal process that appropriately deletes large quantities of the Li_2O complicating other reactions, especially at the reduction process. The code[2] has been extended for applying it to 300 batches of fuel. The values of input variables for the simulation have used the data within a database consisting of characteristics on the process, such as the initial quantities of the spent oxide fuels, gibbs free energies, and chemical reaction equations. After the first batch, the reduction salts accepted by the Zeolite module and remaining from the separation module are added to the next reduction module along with the UO_2 filtered from the electrorefining module. Salt makeup and other tanks support the accumulated quantities of the salts or fresh salts into each module to make the chemical reactions available. This procedure is repeated until the 300th batch.

We have compared the results of our code executed on the basis of 300 batches with those of the previous code. Figure 1 shows some important products and their quantities, which were produced and computed at the reduction module for the 1st, 50th, and 300th batch, respectively. Our results are almost the same as those of the previous code within the calculation error. Figure 2 shows the mole fraction values of a few reduction salts, which were the accumulated values of the quantities transformed from the reduction module at each batch. As the batch number increases, the values produced by our code are converged to each specific value as in a reference[1]. It appears that the physical state of the accumulated salts approaches a steady-state.

In this study, the algorithm applied to the chemical process, considered only an ideal process. It is necessary to correct the algorithm, especially because the reduction of some special actinide oxides such as PuO_2 and Am_2O_3, depends on the concentration of Li_2O. Our code thus will be adjusted after reflecting the conditions of the chemical reactions about the process as in detail as possible.

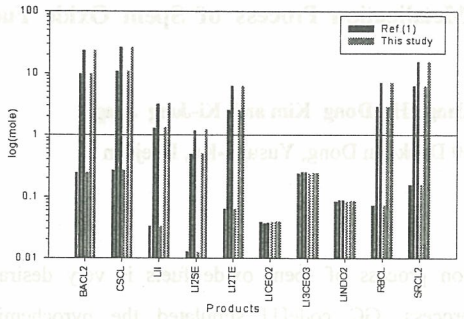


Figure 1. Quantities of the remaining reduction salts after a reduction process at 1, 50, and 300 batch.

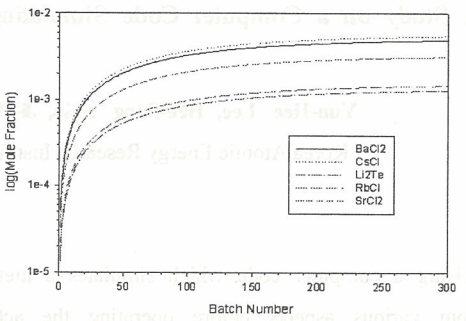


Figure 2. The accumulated quantities of some reduction salts as the number of batches increases.

REFERENCE

[1] RAhluwalia, and H.Geyer, The GC Computer Code for Flow Sheet Simulation of Pyrochemical Processing of Spent Nuclear Fuels, Nuclear Technology, v116, p.180-195(1996).

[2] Yun-Hee Lee, Hee-Sung Shin, Ji-Woon Jang, Ho-Dong Kim, Ki-Jung Jung, A Preliminary Study on the Simulation of a Spent Oxide Fuel Metalization Process, 한국원자력방사성폐기물학회 춘계학술발표회, 논문집, p.(2005).

$LiCl-Li_2O$ 염에서 전해환원된 모의 사용후핵연료로부터 염 분리

허진목, 박성빈, 서중석, 정기정, 박성원
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

jmhur@kaeri.re.kr

한국원자력연구소에서 1997년부터 연구를 수행하고 있는 사용후핵연료 관리·이용 기술개발 (Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP))은 사용후핵연료의 발열량, 부피 및 방사능을 감소시키기 위하여 1) 사용후핵연료 산화물 펠렛을 분말화 하기 위한 air voloxidation, 2) 산화물 분말의 금속분말로의 전해 환원, 3) 금속분말을 용융한 후 잉곳 형태로 고화시키는 smelting 등의 회분식 단위공정들로 이루어져 있으며, 현재 hot cell 실증을 목표로 연구가 추진 중이다.

본 연구에서는 ACP smelting 공정에서 부수적으로 발생하는 금속-염 분리를 모의 사용후핵연료를 대상으로 조사하였다. ORIGEN2 code를 이용하여 분석한 ACP 물질수지 계산결과에 따르면 전해환원된 금속전환체 질량의 96% 이상을 우라늄이 차지하고 있으며, 생산된 금속전환체 미세 분말은 30 ~ 40 wt%를 차지하는 $LiCl-Li_2O$ 잔류염과 함께 다공성 마그네시아 용기에 담겨 smelting 공정으로 이송되게 된다. 실험에 사용된 물질계는 사용후핵연료 주요 성분의 금속-염 분리과정에서의 거동을 모사할 수 있도록 전해환원된 천연 우라늄, 고방열 핵종인 Cs와 Sr가 염에 용해된 상태를 대표할 수 있는 비방사성 CsCl과 $SrCl_2$, 미환원된 희토류 산화물의 대용물질인 비방사성 Y_2O_3, 그리고 전해환원 반응매질로 사용된 $LiCl-Li_2O$로 구성하였으며, 금속-염 분리방법으로는 건식공정인 ACP의 특성을 고려하여 고온 휘발을 채택하였다.

금속으로부터 염을 분리하는 적정 온도 설정을 위하여, 온도에 따른 염 휘발 거동을 시차열중량 분석법을 이용하여 분석하였다. LiCl이 92 wt%인 이성분계에서, U와 Y_2O_3를 제외한 시험물질들은 진공 및 비활성 분위기 두 가지 조건 모두에서 1,200 ℃ 이하의 온도에서 휘발이 완결되었다. 이성분 염에서 관찰되는 Li_2O와 $SrCl_2$의 휘발은 LiCl과 eutectic like compound을 생성하는 데에 기인하는 것으로 해석되었다. 금속-염 분리 온도로는 950 ℃를 설정하였으며, 950 ℃ 등온 휘발 실험에서 휘발속도는 LiCl-8 wt% Li_2O > LiCl > LiCl-8 wt% $SrCl_2$ > $SrCl_2$ 순이었다.

The Radionuclide Distributions within Simulated Samples by Emission Tomographic Gamma Scanning

Lee Hong-Ki, Hong Kwon-Pyo, Zhang Quanhu and Kim Yong-Uhn*

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yuseong-gu, Daejeon

* Chungbuk National University, 12 Gaeshin-dong, Heungbuk-gu, Chongju

hongki74@empal.com

1. Introduction

Tomographic Gamma Scanning method is one of Non-Destructive Assay (NDA) methods used for determining radioactive contents within irradiated materials, for example, fuel rod in hot cell at Irradiated Materials Examination Facility (IMEF) of Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI).

For the purpose of determining the radio-nuclide distributions within simulated samples quantitatively. We attempt to investigate the feasibility of newly developed Emission Tomographic Gamma Scanning technique[1].

In this paper, we first set up emission TGS equations and discuss the algebraic reconstruction technique (ART) for emission image in simulated samples.

Secondly, the simulation results are obtained for simulation model, based on the developed software in the absence of real experimental data.

Finally, in order to verify the simulation results, several computational schemes are conducted, the results which absolute relative errors are less than 10% show that we have simulated and implemented the determination of simulated samples by TGS technique successfully[2].

2. Emission TGS equation and Algebraic Reconstruction Technique

The reconstructed cross section of the measured object is divided into picture elements, voxels. The fraction of the emitted quanta from a certain voxel reaching the detector in a certain position can be calculated theoretically. Summation over all voxels, gives the gamma-ray intensity in the detector in a certain position. The basic expression for the emission TGS may be written as follows[3]:

$$W \cdot A = I \quad (1) \quad \text{or} \quad \sum_{j=1}^{J} W_{ij} \cdot A_j = I_i \quad (2)$$

here $i = 1, 2, \cdots, N_d$, $j = 1, 2, \cdots, N_v$

W_{ij} : contribution coefficient from voxel j to the detector in position i

A_j : gamma-source intensity voxel j (sought activity in voxel j)

I_i : measurement (the count rate) in measurement position i

Using measured data (count rates) in a large number of detector positions, an equation system is obtained:

$$\begin{bmatrix} W_{11} & W_{12} & W_{13} & \Lambda & W_{1N_v} \\ W_{21} & W_{22} & W_{23} & \Lambda & W_{2N_v} \\ W_{31} & W_{32} & W_{33} & \Lambda & W_{3N_v} \\ \mathrm{M} & \mathrm{M} & \mathrm{M} & \Lambda & \mathrm{M} \\ W_{N_d1} & W_{N_d2} & W_{N_d3} & \Lambda & W_{N_dN_v} \end{bmatrix} \bullet \begin{bmatrix} A_1 \\ A_2 \\ \mathrm{M} \\ A_{N_v} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} I_1 \\ I_2 \\ \mathrm{M} \\ I_{N_d} \end{bmatrix} \quad (3)$$

3. Simulation

The simulation procedures can be divided into four parts : (1) calculation of the contribution efficient matrix W: (2) simulation of measurements I for pre-set A: (3) reconstruct the intensities A by ART

algorithm: (4) verify the tomographic reconstruction algorithm ART.

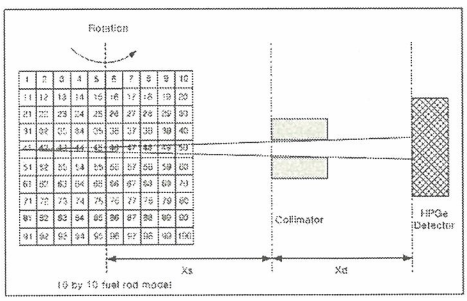


Fig. 1. Schematic of the simulated equipment.

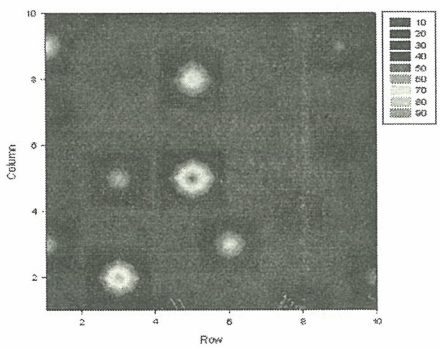


Fig. 2. Gray intensity of reconstructed image from 10 by 10 simulated samples

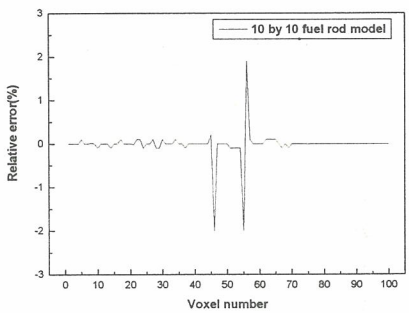


Fig. 3. The relative error of the intensity distribution between "reference" value and "reconstructed" value in each voxel(10 by 10).

4. Conclusion

The emission TGS method for determining the radio-nuclide distributions within simulated samples has been investigated. Tomographic simulations and reconstructions have been performed by mathematical method and ART algorithm respectively. The simulation results show that TGS technique is suitable for determining radio-nuclide distribution in simulated sample. TGS has been used in radioactive waste characterization as well, the research of radioactive waste assay by TGS is under study.

REFERENCES

[1] Zhang Quanhu, H. K. Lee, The study on radioactive nuclide distributions within a fuel rod by tomographic gamma scanning method, KAERI/TR-3015 (2005).

[2] R.J. Estep, T.H. Prettyman, and G.A Sheppard, Tomographic gamma scanning to assay heterogeneous radioactive waste, Nuclear Science and Engineering, 118, 145-152 (1994).

[3] Staffan Jacobsson svard, A Tomographic Measurement Technique for Irradiated Nuclear Fuel Assemblies, 2004

빈 면

제4분과
방사선 안전 및 환경

빈 면

Possibility & Limitation of 1D Nano Scale Electron Shielder

나노 구조물을 이용한 전자선 차폐 가능성과 한계

Sung Jun Ahn, Bumsu Lee, Chong Yeal Kim, O Bong Yang, Hyung Sik Shin

Center for Advanced Radiation Technology, Chonbuk National University

안성준,이범수,김종일,양오봉,신형식

전북대학교 공학연구원 첨단방사선응용연구센터

전북 전주시 덕진구 덕진동 1가 664-14

kimbo@chonbuk.ac.kr

Abstract

The possibility and limitation of one dimensional nano scale electron shielder is briefly discussed. A Nano scale electron shielder will reduce the weight and size of shielding materials. However, practical application still requires further research. In this work, we discuss general problems related to nano scale electron shielder, by taking an arbitrary one dimensional potential barrier as an example.

Key word : nano scale electron shielder, quantum transmission, quantum reflection

요 약

나노 규모의 1차원 양자 구조물을 이용한 전자선 차폐 가능성에 관한 이론적 배경과 한계를 정리한다. 나노 구조물을 이용한 전자선 차폐는 차폐재의 경량화와 소형화에 크게 기여할 것으로 예상되나, 실용화를 위해서는 아직 연구되어야 할 분야가 많다. 임의의 1차원 포텐셜 장벽을 대상으로 양자투과계수 계산을 실행하여, 나노 구조물의 전자선 차폐와 관련된 문제점들을 살펴본다.

중심단어 : 나노 규모 전자 차폐장치, 양자 투과, 양자 반사

1.서론

1974년 에사키(Leo Esaki)의 논문[1]이 발표된 이후, 지난 30여년에 걸쳐 나노 규모의 양자 구조물에 대한 기초적인 연구와 실용적 응용에 관한 많은 연구가 진행되어 왔다. 나노 양자 구조물에 관한 연구는 크게 1차원 양자 현상을 이용하는 양자 우물(quantum well)과 초격자(superlattice) 그리고 3차원 현상을 응용하는 양자 점(quantum dot)으로 나누어질 수 있다. 나노 양자 구조물 연구의 핵심은 자연상태에 존재하지 않는 인위적인 양자 상태를 보유한 구조물을 제작하여, 그것의 전기 및 광학적 특성을 활용하는 것이다.

그중에서도 가장 기본적인 관심영역은 대부분 양자역학 교과서의 연습문제에서 흔히 찾아볼 수 있는 전자의 간섭공명투과(Coherent Resonant Tunneling) 현상이다. 사실 화합물반도체의 에너지 띠간격(band gap)을 이용해서 이러한 구조물을 실제로 제작할 수 있다는 에사키의 아이디어가 나노 구조물 연구의 출발점이기도 하다[2]. 그리고 지금까지 공명투과에 관한 많은 실험[3,4] 및 이론적[5,6] 연구가 진행되어 왔지만, 또 다른 응용영역인 반사 및 차폐에 관한 응용 연구는 그리 활발하지 않다. 이글에서는 나노 구조물을 이용한 전자 차폐의 가능성과 한계를 살펴본다.

이 글의 구조는 다음과 같다. 다음 2절은 임의의 1차원 나노 구조물에 입사하는 전자의 투과와 반사에 관한 이론을 정리하고, 3절에서는 임의의 양자구조물에 대하여 계산한 투과계수를 바탕으로 양자 구조물을 이용한 전자선 차폐의 가능성과 한계를 살펴본다. 마지막 4절에서는 이 글의 내용을 간략히 정리한다.

2. 이론

그림 1과 같이, 임의의 전자선 차폐재(물질 A) 내부에 전기적 포텐셜 장벽의 역할을 하는 나노 규모의 박막층(물질 B)이 삽입되어 있는 1차원 구조물을 가정해보자. 일반적으로 전기적 포텐셜 장벽은 두 물질의 에너지 띠 간격(energy band gap)에 의해 결정된다. 그리고 물질 A의 두께가 물질 B의 두께에 비해 매우 크다면, 나노 박막층에 의한 효과는 일반적인 포텐셜 장벽에 의한 전자 산란문제와 같이 취급될 수 있다.

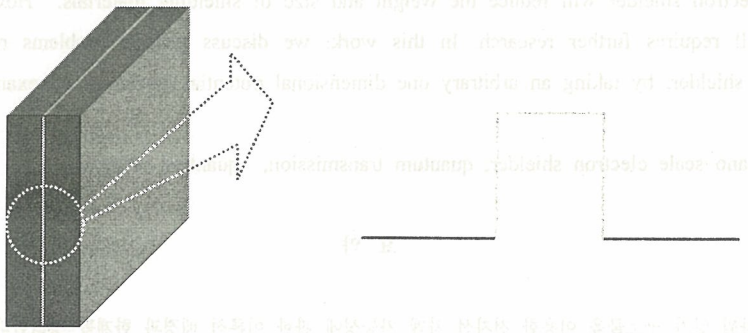


그림 1. 1차원 나노 포텐셜 장벽

물질 A 내에서 유효질량이 m*인 전자가 박막층의 왼쪽에서 입사한다면, 박막층에 의한 포텐셜 장벽과 산란한 후에 전자는 다음과 같은 경계조건을 만족시킨다.

$$\psi^{(+)}(k_a;\vec{k_b}) \rightarrow e^{ik_a x}\delta_{k_a,\vec{k_b}} + f(k_a;\vec{k_b})e^{i\vec{k_b}\cdot\vec{x}} \qquad (1)$$

위의 식에서 k_a와 $\vec{k_b}$는 각각 입사전자와 방출전자의 파동벡터이다. 그림 1의 경우, $\vec{k_b}$는 $+k_b$(오른쪽 방향)과 $-k_b$(왼쪽 방향)을 가질 수 있다. 그리고 $f(k_a;k_b)$는 입사상태 k_a에서 방출상태 $\vec{k_b}$로 전이되는 1차원 산란진폭이다. 그렇다면 투과계수$S(k_a;k_b)$와 반사계수 $R(k_a;k_b)$는 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$S(k_a,k_b)=\frac{k_b}{k_a}|\delta_{k_ak_b}+f(k_a,k_b)|^2 \tag{2}$$

$$R(k_a,-k_b)=\frac{k_b}{k_a}|f(k_a,-k_b)|^2 \tag{3}$$

만약 구조물의 크기가 작아 비탄성 산란의 효과를 무시할 수 있다고 가정하면, 즉 $k_b=k_a$라고 하면, 산란진폭 f는 T-행렬의 대각원소들로 표현될 수 있다.

$$f(k_a,\pm k_a)=\frac{m^*}{ik_a\hbar^2}T(k_a,\pm\overrightarrow{k_a}) \tag{4}$$

그리고 그림 1과 같은 구조물을 포텐셜 V(x)로 기술할 수 있다면, T-행렬은 다음과 같다.

$$T(k_a,\pm k_a)=\langle e^{\pm ik_ax}|V(x)|\phi(k_a)\rangle \tag{5}$$

위의 식에서 $\phi(k_a)$는 다음과 같은 방출경계조건을 만족시키는 파동함수이다.

$$(E_a-T_a)\phi^{(+)}(k_a,x)=V_a(x)\phi^{(+)}(k_a,x) \tag{6}$$

식(6)에서 E_a는 전자의 입사에너지이고 T_a는 운동에너지 연산자이다. 식(2), (3), (5)를 이용하면, 투과계수 S와 반사계수 R을 각각 다음과 같이 쓸 수 있음을 알 수 있다.

$$S(k_a,k_a)=\left|1+\frac{m^*}{ik_a\hbar^2}\langle e^{ik_ax}|V_a(x)|\phi^{(+)}(k_a)\rangle\right|^2 \tag{7}$$

$$R(k_a,-k_a)=\left|\frac{m^*}{ik_a\hbar^2}\langle e^{-ik_ax}|V_a(x)|\phi^{(+)}(k_a)\rangle\right|^2 \tag{8}$$

3. 계산

그림 2는 전자의 입사에너지에 따른 투과율의 변화를 보여주는 일반적인 그림이다. 이 그림에서 전자의 유효질량은 $0.1m_e$(전자질량), 포텐셜 장벽의 넓이와 높이는 각각 10nm와 1eV이다. 이와 같은 계수의 값들을 선택한 이유는 지금까지 많은 연구가 이루어진 반도체화합물을 이용한 나노 구조물들의 경우에 적용되는 일종의 표준적인 수치들이기 때문이다. 포텐셜 장벽의 높이인 1eV 이하에서는 거의 투과가 일어나지 않으며, 에너지가 장벽의 높이보다 커지면 파동함수가 박막층을 중심으로 번갈아 가며 반대칭(antisymmetric)과 대칭(asymmetric)의 모습을 취하면서 나타나는 투과계수가 1이 되는 정점들을 볼 수 있다.

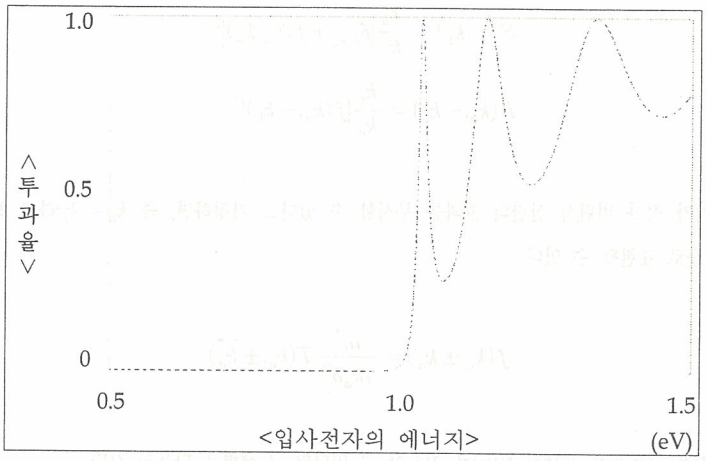


그림 2. 전자의 입사에너지에 따른 투과율의 일반적 변화

그림 2와 같이 주어지는 일반적 형태로 주어지는 일반적인 투과계수의 변화에 영향을 미치는 변수는 모두 3가지이다. 그것들은 포텐셜 장벽의 높이와 넓이 그리고 유효질량이다. 이 변수들에 의한 변화를 살펴보도록 하자. 먼저 그림 3은 장벽의 높이의 변화에 따른 투과율의 변화를 비교하고 있다. 실선과 점선은, 전자의 유효질량과 장벽의 넓이는 각각 $0.1m_e$과 10nm로 동일하지만, 장벽의 높이가 각각 0.5eV와 1.0eV인 경우의 투과계수를 그리고 있다. 두 경우 모두 장벽의 높이 이하에서는 거의 투과가 일어나지 않음을 알 수 있다. 따라서 가장 확실한 차폐의 방법은 장벽의 높이를 높이는 것임을 보여준다. 하지만 최근 많이 응용되고 있는 GaAlAs, SiGe 등 반도체화합물을 이용하여 얻을 수 있는 장벽의 높이는 수 eV 정도이다. 그리고 절연체인 다이아몬드의 띠간격도 7eV에 불과하여 결정구조를 가지는 물질들로부터 얻을 수 있는 장벽의 높이에는 한계가 있다. 물론 정점들 사이의 계곡을 이용하여 차폐하는 것이 가능하지만, 그러한 효과를 이용하는 것도 한계가 있을 보여준다. 대략적으로 입사에너지가 포텐셜 장벽의 2배를 초과하면 투과율이 1에 가깝기 때문이다. 따라서 그림 3은 화합물반도체 나노 구조물을 이용하여 차폐할 수 있는 에너지의 한계가 최대 10eV를 넘지 못한다는 것을 보여주고 있다.

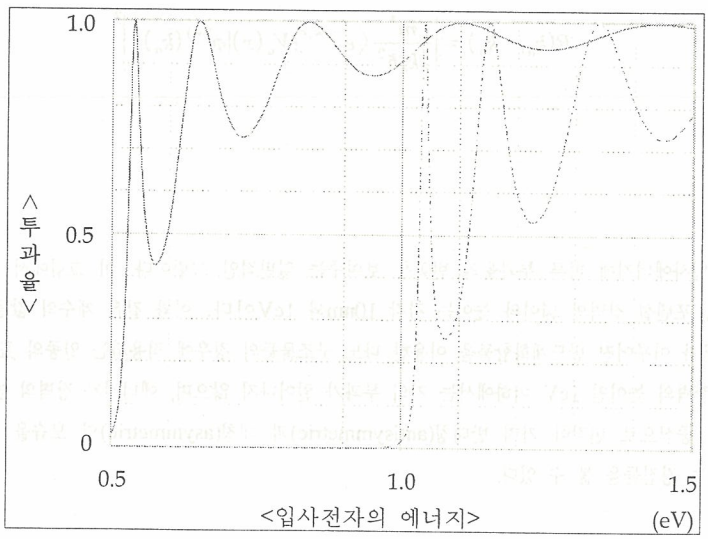


그림 3. 장벽의 높이에 따른 투과율의 변화

그림 4는 장벽의 두께에 따른 투과율의 변화를 나타낸다. 점선과 실선은 유효질량과 장벽의 높이는 $0.1m_e$과 1eV로 동일하지만, 장벽의 두께가 각각 20nm와 10nm인 경우의 투과율을 나타낸다. 이 그림은 장벽의 두께가 얇을수록 양자효과에 의한 차폐효과가 우수함을 보여준다. 장벽의 두께가 커지면 그와 함께 정점들 사이의 간격이 가까워지고, 장벽의 두께가 지나치게 커지면 정점들이 거의 연속적으로 존재하여, 뉴톤역학에 따른 고전적 결과와 유사한 결과를 준다.

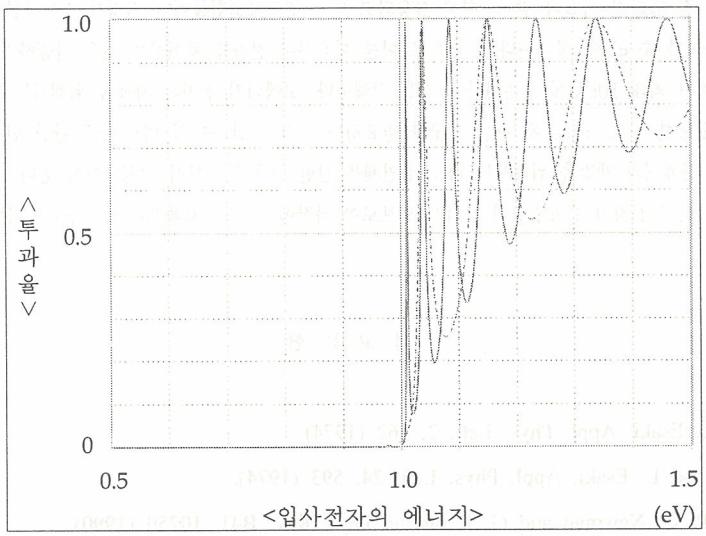


그림 4. 장벽의 두께에 따른 투과율의 변화

그림 5는 전자의 유효질량에 따른 투과율의 변화를 보여준다. 점선과 실선의 유효질량은 각각 $0.2m_e$과 $0.1m_e$이며, 장벽의 높이와 넓이는 1eV와 10nm로 동일하다. 이 그림에서 볼 수 있듯이, 유효질량이 커지면 양자상태 사이의 간격이 작아져 정점들 사이의 간격이 작아져 차폐효과가 떨어짐을 보여준다. 따라서 가급적 유효질량이 작은 물질을 사용하는 것이 차폐에 유효하다는 것을 알 수 있다.

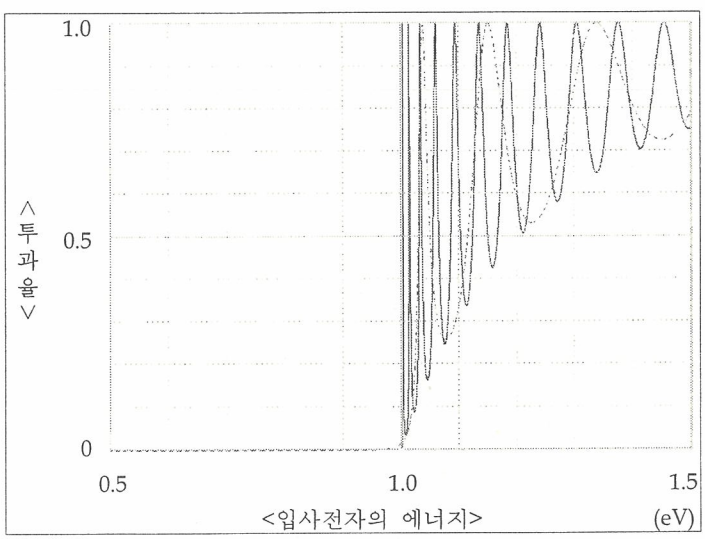


그림 5. 유효질량의 변화에 따른 투과율의 변화

4.정리

나노 규모의 1차원 포텐셜 장벽을 이용하여, 전자선 차폐의 가능성과 한계에 대해 간략히 살펴보았다. 나노 박막층을 이용한 전자선 차폐에 있어 가장 중요한 것은 차폐하고자 하는 전자의 에너지보다 높은 포텐셜 장벽의 높이를 확보하는 것이다. 그러나 잘 알려진 사실과 같이, 현재 활용되고 있는 반도체화합물이나 결정형 부도체를 이용해서는 구축할 수 있는 장벽의 높이가 수 eV에 불과하다. 그러므로 이를 이용하여 전자를 차폐하는 것은 가능하지만, 차폐할 수 있는 전자 에너지의 한계가 최대 10eV에 불과하다는 것을 말해준다. 고에너지 전자의 차폐를 위해서는 큰 에너지 띠간격을 가지는 부도체를 활용한 나노 구조물에 관한 연구가 필요하다는 것을 알 수 있지만, 이에 관한 연구는 아직 활발하지 않다. 나노 전자선 자폐재의 개발을 위해서는 나노 절연체에 관한 연구가 반드시 선행되어야 한다. 부가적으로 장벽의 두께가 작을수록 그리고 전자의 유효질량이 작아서 드브로이 파장이 길수록 차폐효과가 우수함도 살펴볼 수 있다.

참 고 문 헌

1. R. Tsu and L. Esaki, Appl. Phys. Lett. 2, 562 (1974)
2. L. L. Chang and L. Esaki, Appl. Phys. Lett. 24, 593 (1974).
3. K. K. Choi, P. G. Newman and G. J. Iafrate, Phys. Rev. B41, 10250 (1990).
4. C. H. Kuan, D. C. Tsui, and K. K. Choi, Appl. Phys. Lett. 61 (4) 27 (1992)
5. A. S. Davydov and V. N. Ermakov, Physica 28D, 168 (1987)
6. C. Y. Kim, S. K. Kim, H. Miyazaki, and T. Watanabe, J. Kor. Phys. Soc. Vol. 29, 266 (1996).

Preliminary Results on Food Consumption Rates for Off-site Dose Calculation of Nuclear Power Plants.

원전 주변 주민의 방사선량 평가를 위한 음식물 섭취량 조사 예비결과

Gab-Bock Lee, Yang-Geun Chung, Sun-Young Bang, Duk-Won Kang
Korea Electric Power Research Institute, 103-16 Moonji-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon, Korea

이갑복, 정양근, 방선영, 강덕원
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

Abstract

The Internal dose by food consumption mostly account for radiological dose of public around nuclear power plants(NPP). But, food consumption rate applied to off-site dose calculation in Korea which is the result of field investigation around Kori NPP by the KAERI in 1988, is not reflected of the latest dietary characteristics. The Ministry of Health and Welfare Affairs has investigated the food and nutrition of nations every 3 years based on the Law of National Health Improvement. To update the food consumption rates of the maximum individual, the analysis of the national food investigation results and field surveys around nuclear power plant sites have been carried out.

Key word : Radiological Assessment, Environmental Radiation, Off-site Dose Calculation, Food Consumption

요 약

원전 주변의 주민에 대한 방사선량의 대부분을 음식물 섭취에 의한 내부피폭이 차지하고 있다. 그러나 우리나라 원전에 적용하고 있는 음식물 섭취량은 1989년 한국원자력연구소가 고리원전 주변지역을 대상으로 현장조사한 결과로 최근의 식습관 변화를 적절히 반영하지 못하고 있다. 보건복지부에서는 국민건강증진법에 의거 매 3년마다 전국 규모의 국민의 식품 및 영양 섭취실태 조사를 실시하고 있다. 따라서 이러한 정부 조사자료를 활용하여 주기적으로 음식물 섭취량 자료를 갱신할 수 있는 방안을 모색할 필요가 있다. 국내원전에 적용하고 있는 음식물 섭취량 자료를 개선하기 보건복지부 국민영양조사 결과를 분석하고, 원자력발전소 주변 주민을 대상으로 현장 조사를 실시하였다.

중심단어 : 방사선 영향평가, 환경방사선, ODCM, 주민선량, 음식물 섭취량

1. 서론

원자력발전소 정상가동시 주변 주민의 방사선 안전을 확인하기 위해 방사선량을 정례적으로 평가하고 있다. 원전 주변 환경방사선 조사보고서에서 선량기여도가 높은 주요 피폭경로는 음식물 섭

취에 의한 내부피폭으로 나타나고 있다. 국내 4개 원전의 기체상 배출물의 선량은 음식물 섭취경로에 의한 것이 약 50% 정도 또는 그 이상을 차지하고 있다. 액체상 배출물의 선량은 수산물 섭취에 의한 것이 약 99.5% 이상을 차지하고 있으며, 이중 어류섭취가 가장 크게 기여하고 있다.

국내 원자력발전소 주변 주민의 방사선량 평가에 사용하고 있는 음식물 섭취량은 1987년 ~ 1988년에 고리원전을 대상으로 현장 조사한 값으로 전 원전 부지에 대해 동일하게 적용하고 있다. 미국과 국내원전 주민 방사선량 평가에 사용하고 있는 최대 음식물 섭취량은 다소 보수적인 방법론으로 평가된다. 반변에 ICRP, 유럽, 일본 등에서는 지나친 보수적 가정을 배제하고 다소 현실적인 방법론을 적용하고 있다. 그러나 방사선량 평가 에 사용되는 음식물 섭취량을 결정하는 방법론은 각 국가의 환경특성 및 사회·경제적인 여건에 따라 서로 다르게 적용되고 있다.

국내에서는 최근 한국원자력안전기술원이 주최한 "제9회 원자력 안전기술정보회의" 에서 관련된 논의가 있었다[1]. 동 회의에서 우리나라에 적용되고 있는 음식물 섭취량은 외국에 비해 다소 보수적인 값이 적용되고 있음이 제기되었으며, ICRP-60 권고에서도 "결정그룹에 대한 평균선량이 선량한도 및 선량제약치와 비교되어야 한다" 고 기술하고 있으므로 차후 외국의 결정그룹 사례의 구체적인 비교 분석을 통하여 결정그룹의 도입을 신중히 검토할 필요성도 논의되었다. 또한 최근의 음식물 섭취실태 변화를 반영하여 국내원전의 주민 방사선량 평가를 위한 대표개인의 음식물 섭취량 자료를 변경할 필요성이 제기되었다.

정부에서 주기적으로 한국인의 음식물 섭취량을 정규적으로 조사하고 있으므로 원전 주변을 대상으로 별도의 음식물 섭취량을 주기적으로 조사를 수행하는 것은 바람직하지 않다고 판단된다. 또한 한정된 지역을 대상으로 조사를 수행할 때 생길 수 있는 식품영양학적 오류 등으로 인해 보건복지부의 정규적인 국민영양조사결과를 이용하여 주기적인 변경방안을 도출하는 것이 합리적이고, 경제적인 방법이 될 것이다.

본 연구에서는 2001년 보건복지부 국민영양조사보고서[2]의 원시자료(Raw data)를 이용하여 국내원전 주변 주민의 방사선량 평가에 적용할 수 있는 최대 개인 음식물 섭취량을 예비적으로 분석하였다. 그러나 또한 원전 주변 주민에 대한 음식물 섭취특성을 조사하여 국민영양조사결과의 원전 적용성을 검토하였다.

2. 국내·외 음식물 섭취량 자료 현황

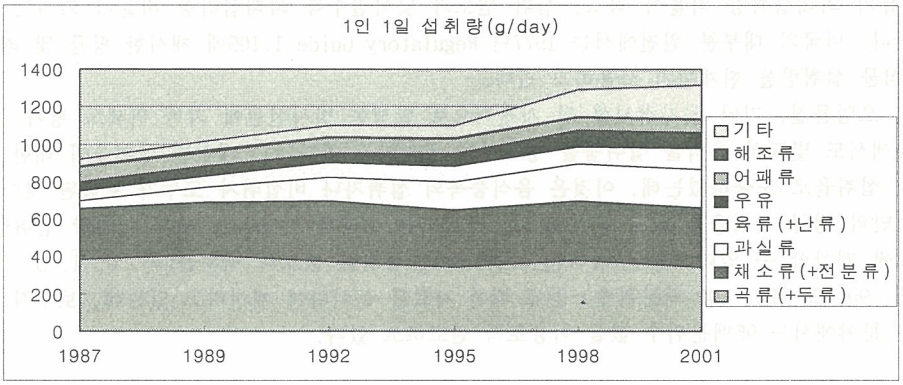
2.1 우리나라 현황

현행 국내 원전의 음식물 섭취량 자료는 1988년도에 당시 한국에너지연구소(현재는 한국원자력연구소와 한국원자력안전기술원으로 분리)에서 고리원전 반경 80km이내의 주변지역에서 실시한 현장 조사결과[3]이다.

음식물 섭취량에 관한 조사는 1987년 10월부터 1988년 8월까지 일년간에 걸쳐 계절별로 실시되었다. 조사 대상지역은 고리원전 반경 80km 이내의 지역 중 대도시, 중소도시, 어촌, 농촌 등 4군으로 나누어 실시하였다. 조사 표본은 매 조사시 각 지역별로 50 가구씩 총 800 가구를 선정하였다. 조사방법은 각 지역에서 임의로 선정한 가구를 호별 방문하여 연 3일간 세대별 음식물 섭취량을 조사하였으며, 최대 음식물 섭취량은 전체 조사대상 800 가구 중 총 음식물 섭취량이 가장 많은 10가구를 뽑아 그 평균치로 구하였다.

상기의 자료를 다른 원전(영광, 월성, 울진)에도 적용하고 있으며, 이후 현장 조사의 어려움으로 인해 부지 주변에 대한 음식물 섭취량 조사가 추가적으로 이루어지지 않고 있다. 보건복지부에서 정규적으로 조사하고 있는 국민영양 조사보고서의 1987년 이후 음식물 섭취량 추이를 보면 (<그림 1> 참조), 식물성 식품군의 경우 곡류 및 그 제품의 섭취량은 감소하고 있는 반면 과일류는 계속 증가하는 추세를 보이고 있으며, 동물성 식품의 경우는 전반적으로 증가하고 있는 추

세이다. 그리고 어패류 섭취량의 경우에는 전반적으로 감소하고 있는 추세이다. 따라서 주기적인 음식물 섭취량 자료의 갱신이 필요하다.



<그림 1> 우리나라 국민 1인 1일 평균 섭취량 추이

2.2 국외 현황

[일본]

일본의 원전주변 주민 방사선량 평가에 적용되는 음식물 섭취량은 일본원자력위원회의 지침 "경수로형 원전주변의 선량목표치에 대한 평가지침(1975.9.28 제정, 1989.3.27, 2001.3.29 일부개정)[4]" 에 따르며, 이 지침은 동 위원회의 환경안전전문부회의에서 1974년에 발표한 "환경안전전문부회보고서 제3부 환경방사능분과회보고서[5]" 를 기술적 근거로 삼고 있다.

일본은 현실적으로 존재하는 피폭경로에 대해 집단취락지역의 각 연령군의 식생활 상태 등이 표준적인 사람을 대상으로 하여 음식물 섭취량을 결정하고 있다. 대상 음식물 종류는 해산물(어류, 무척추동물, 해조류), 엽채류, 우유로 한정하고 있으며, 평균 음식물 섭취량을 적용하고 있어 매우 "현실적" 인 방사선량 평가를 수행하고 있다.

또한 일본에서는 원자력발전소 주변 주민이 섭취하는 음식물 중 발전소로부터 방출된 방사성물질에 의해 오염된 분율을 적용하여 실제적으로는 더욱 현실적인 평가가 이루어지고 있다. 오염분율과 관련된 인자는 시장희석계수, 제염계수, 목초성장기간의 연분율, 농작물 재배기간 연간비 등이 있다. 즉, 음식물 섭취량에 이러한 인자를 곱해 방사성물질에 오염된 음식물을 섭취하는 양이 결정된다.

[미국]

Regulatory Guide 1.109에서는 음식물 섭취량 결정시 적용할 피폭대상으로 가상적인 최대개인을 설정하고 있다[6]. "최대개인" 은 음식물 섭취량, 활동시간 및 기타 부지 인근 지역에서의 인자들이 최대인 가상적인 개인을 말하며, "최대" 란 일반 인구집단에 대한 평균적인 값으로부터 합리적인 편차를 가지고 설정됨. 즉, 음식물 소비량은 독립적 음식물 군별로 최대 가능 소비량이 선택되는 매우 보수적인 가정에 근거하여 선량이 평가된다.

Regulatory Guide 1.109는 미국 농무성(USDA)의 1974년 식품소비량 조사자료를 이용하여 1인당 평균섭취량을 도출하였고, 연령군별 평균섭취량과 최대섭취량은 HERMES 코드의 방법을 이용하여 산출하였다[7]. HERMES에서는 USDA 농경핸드북 제8 개정판에 실린 1963년 가구당 식품소비량 통계자료와 미국 남북부 주민들의 연령군별 식품 소비량 자료를 이용하여 35개 식품군, 73가지 식품의 섭취량과 성인/십대/아동의 섭취량 비를 조사하였다. 연령군별 평균섭취량은 가구별 식품공

급량에 성인/십대/아동의 인구 구성비를 곱하여 산출하였다. 최대 음식물 섭취량은 Hanford 인근 지역 주민과 미국 북부 Washington 주 초등학교에 대한 국지 음식물 섭취량 조사 자료로부터 음식물 종류별로 평균 음식물 섭취량과 최대 섭취량의 비율을 산출하였다. 소비량이 상대적으로 많은 육류의 최대섭취량 비율이 작고, 섭취 빈도가 낮아질수록 최대섭취량 비율이 커지는 경향이 나타난다. 미국의 대부분 원전에서는 1977년 Regulatory Guide 1.109에 제시한 평균 및 최대개인의 음식물 섭취량을 현재까지 사용하고 있다.

일반 오염물질, 기타 원자력시설 및 자연적으로 발생한 방사선원에 의한 위해도 평가 등을 위해 EPA에서도 별도의 음식물 섭취량을 정리하여 권고하고 있다[8]. 개인별 섭취율에 대한 통계는 일인당 섭취율로 도출하였는데, 이것은 음식품목의 섭취자나 비섭취자 모두가 포함된 것이다. 소비자들만의 평균 섭취율은 해당 음식품목을 소비하는 인구의 분포율로 평균 일인당 섭취율을 나눔으로써 계산할 수 있다. 평균 섭취율, 표준오차, 섭취율 분포의 백분율(즉, 0, 1, 5, 10, 25, 50, 75, 90, 95, 99, 100 백분위수) 등에 대한 자료를 분석하여 제시하고 있는데, 보수적 평가가 필요한 분야에서는 95백분위수 값을 이용토록 권고하고 있다.

[유럽]

유럽에서는 영국의 NRPB(National Radiological Protection Board)를 중심으로 음식물 섭취량을 설정하고 있다[9]. 동일한 사람이 모든 피폭경로로부터 가장 많은 피폭을 받는다는 것은 현실성이 없기 때문에 결정집단에 해당되는 reference group의 음식물 섭취량은 해당 지역의 정보와 타당성 있는 가정에 근거하여 평균적인 섭취량과 최대의 섭취량의 조합으로 결정된다. 이는 지나친 보수성을 배제하기 위함이다. 예를 들면 육상 음식물을 상대적으로 더 많이 섭취하는 결정그룹은 육상 음식물은 최대값을, 수산물 섭취량은 평균값을 가정하는 것이다.

이러한 음식물 섭취량 조합에 대한 유럽 각국 적용 사례를 보면, 근채류, 과일류, 녹채류, 우유는 최대 섭취량을, 기타 육상 식품에 대해서는 평균적인 섭취량을 적용하고 있다. 최대섭취량은 97.5 percentile 값(정규분포를 가정하면 약 평균+2*표준편차)으로 결정된다.

유럽의 음식물 섭취량 결정에 주도적인 역할을 담당하고 있는 영국의 NRPB에서는 최대 및 평균적인 음식물 섭취량을 2003년에 갱신하였다[10]. 기존에는 1996년도에 설정된 자료를 이용하고 있었다. 1996년도에 MAFF(Ministry of Agriculture, Fisheries and Food)에서 조사한 국가 영양조사 결과를 이용하여 평균, 95 percentile, 97.5 percentile 섭취량을 결정하였고, 2003년도에 MAFF와 SEPA(Scottish Environment Protection Agency)에서 매년 수행하고 있는 "Radioactivity in Food and the Environment" 조사결과를 이용하여 음식물 섭취량 자료를 갱신하였다.

[IAEA]

국제원자력기구(IAEA)에서는 결정집단(critical group)의 음식물 섭취량을 보다 보수적인 관점에서 설정한다[11,12]. IAEA는 "결정집단은 고려하고자 하는 방사선원으로부터 가장 많은 피폭을 받을 것으로 예상되는 인구집단에 속해 있는 개인을 대표해야 하며, 가장 많이 오염된 지역에서 생산된 음식물을 공급받고, 방사능 준위가 가장 높은 공기를 흡입하는 집단을 고려해야 한다" 고 권고하고 있다. 그리고 식습관은 지역적 특성에 크게 좌우되므로 각 지역별 조사로부터 얻어진 자료를 적용할 것을 권고하고 있다. 결정집단에 속해 있는 개인에 대한 음식물 섭취량을 설정하는 방법론에 대해 구체적인 제시는 없지만, 음식물 섭취량을 예시하면서 최대 피폭개인에 대한 값을 제시하고 있다. 즉, 비록 이러한 현상이 실제적으로 발생하기 어렵다하더라도 일반론적인 지침으로서 보수적 가정을 견지하고 있는 것으로 판단된다.

[종합]

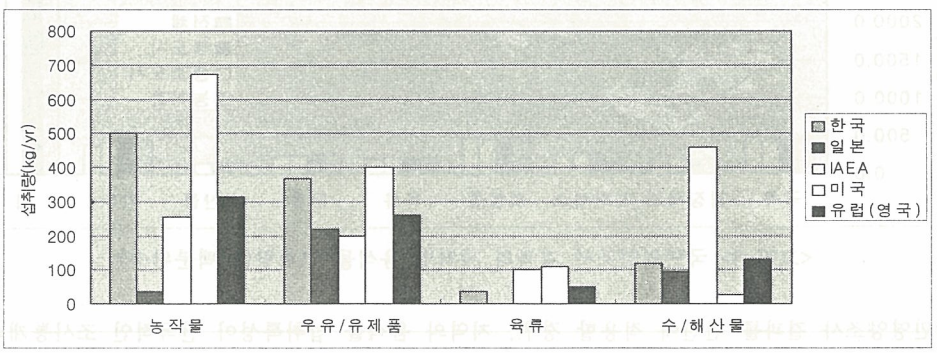
국내·외 주요국가 및 국제기구의 음식물 섭취량 자료 현황은 <그림 2>와 같다. 우리나라와 미

국, 그리고 IAEA는 음식물 섭취량을 결정하는 방법론이 매우 보수적인 가정에 기초하고 있음을 알 수 있다. 상대적으로 일본은 평균적인 식습관 자료를 사용하기 때문에 너무 현실적인 평가가 이루어지고 있다. 영국을 중심으로 한 유럽의 결정집단의 음식물 섭취량 결정 방법은 보수적 가정과 현실적 가정을 병행하고 있다. 이는 지나친 보수성을 배제하면서도 일본과 같이 너무 현실적이지도 않은 방사선량 평가가 이루어질 수 있는 합리적인 방법론으로 판단된다..

그러나 유럽의 방법론도 최대 음식물 섭취량 자료를 적용한 음식물 종류를 어떻게 정하느냐에 따라 보수성/현실성의 비중이 달라진다. 또한 음식물 범주의 설정, 최대 섭취량에 대한 정의(예를 들면 평균+α×표준편차, 95 percentile 또는 97.5 percentile 등)를 어떻게 설정하느냐, 각 경로별 최대 섭취량을 합산하여 전체 경로에 대한 최대 음식물 섭취량을 설정하느냐, 아니면 1인당 최대 섭취량을 설정하고 이를 경로별 최대 섭취량으로 나눌 것이냐에 따라서도 최대 음식물 섭취량은 다르게 나타나고 있다.

3. 국민영양조사 결과 분석 및 원전 주변 음식물 섭취실태 현장조사

ICRP에서는 ICRP Pub. 60 권고안에서 "결정집단은 방사선원에 의해 최대 피폭된 개인들을 대표하기 위해 선택된다. 이들은 그 선원으로부터의 선량에 영향을 주는 특성들에 대해 합리적인 동질성을 가져야 한다. 이것이 성립되면, 어떤 개인 제한치나 그 결정집단의 평균값에 적용되어야 한다. 이것은 그 결정집단의 일부 구성원들은 그룹평균보다 높거나 낮은 선량을 받는다는 것을 내포한다" 고 제시하고 있다.



<그림 2> 세계 각국의 음식물 섭취량 - 음식물군별 결정 연령군 값

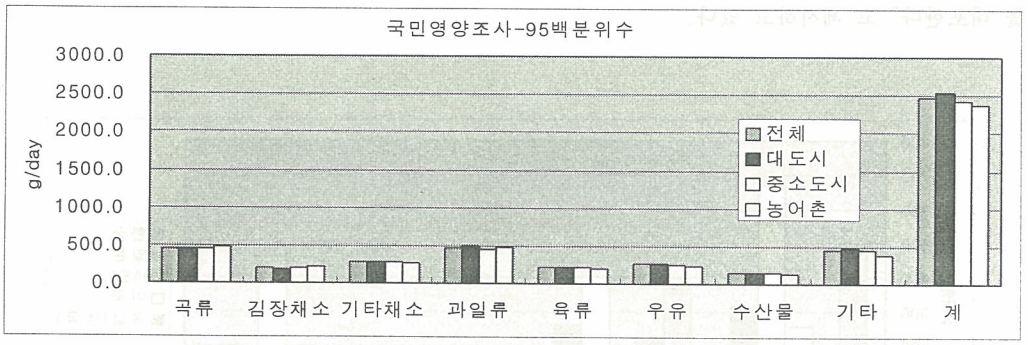
최근에 ICRP에서는 새로운 권고안을 발행하기 위한 초안[13]에서 "결정론적인 접근방법에 이용되는 음식물 섭취량, 위치, 지역 자원 이용 특성과 같은 개인의 습관 특성 자료는 인구집단의 한 개인의 극단적인 특성치가 아니라 가장 많이 피폭되는 소수의 개인들에 대한 평균적인 특성자료이다. 일부의 극단적인 생활습관을 고려할 수 있다. 그러나 고려된 개인들에 대한 특성을 그대로 반영하여야 하는 것은 아니다" 라고 제안하고 있다.

또한 "지역 인구에 대한 특정 습관 데이터를 구할 수 없다면(예, 해양으로 방사성핵종이 방출될 경우에 해안지역의 생선소비량), 전국 또는 지역 인구데이타에서 값을 도출할 수도 있다. 이런 데이터의 분포는 확률론적 평가에 사용될 수 있고, 또는 분포도 상의 어느 한 값을 결정론적 계산을 위해 선정할 수도 있다. 결정론적 방법을 이용하는 경우, 기본식품류 소비율의 95 백분위수를 이용하는 것이 합리적이고 지속적인 섭취율을 정의하는 데 있어서 조심스럽지만 수용가능한 가정을 대표하는 것으로 간주한다" 고 제시하였다.

지역주민의 습관 특성은 어느 특정 시점에서 유사 지역마다 서로 다를 수 있고 시점에 따라 달라질 수가 있다. ICRP는 "이런 약점들은 만약 습관 특성자료를 전국적인 조사를 통한 정보로부터 구해진 95백분위수를 이용하여 도출한다면 피할 수도 있다" 고 권고하면서, "대표개인의 특성을 선정할 때에는 합리성, 지속성, 동질성을 반드시 고려하여야 한다" 고 권고한다.

본 연구에서는 ICRP-60의 연령군별 최대개인의 음식물 섭취량을 결정하기 위해 2001년도 보건복지부 국민영양조사 원자료(raw data)를 재분석하였다. 보건복지부에서는 국민건강증진법에 근거하여 매 3년마다 전국 규모의 국민의 식품 및 영양 섭취실태 조사를 실시하고 있다. 1990년대 이후에는 1992년, 1995년, 1998년, 2001년에 조사하였는데, 1998년까지는 11월 ~ 12월 사이에 약 20여 일간 조사하였으며, 2001년 ~ 2002년도에는 계절별로도 음식물 섭취량을 조사하였다[2].

본 연구에서는 ICRP의 권고 초안에 제시된 방법론을 적용하여 결정집단의 대표개인의 음식물 섭취량을 95백분위수로 결정하였고, 세부 음식물 종류별 섭취량의 합이 총음식물 섭취량을 넘지 않도록 조정하였다. <그림 3>에 우리나라 전체, 대도시, 중소도시, 농어촌 지역에 대한 1인 1일 음식물 섭취량의 95백분위수를 제시하였다. 대부분 유통식품을 섭취하고 있어 지역적인 특성이 크게 나타나지 않고 있다. <그림 4>에 연령군별 최대 음식물 섭취량 분석결과를 제시하였다. 전체적인 음식물 섭취량은 기존의 값보다 크게 증가하였으나, 유통식품으로 추정되는 가공식품을 제외한 음식물 섭취량은 기존과 비슷하거나 약간 작은 값을 보여주고 있다.



<그림 3> 국민영양조사 결과의 지역별 음식물 섭취량(95백분위수)

국민영양조사 결과를 원전에 적용할 경우, 지역의 음식물 섭취특성이 전국적인 조사통계와 많이 다를 경우 방사선량을 과소 평가할 수 있는 개연성이 존재한다. 따라서, 본 연구에서는 울진, 월성, 고리 및 영광원전 주변 지역 주민에 대한 음식물 섭취 특성을 계절별로 조사하였다. 2005년도 봄철과 여름철 조사를 완료하였으며, 향후 가을철 및 겨울철 조사도 수행할 예정이다. 국민영양조사 결과와의 상호비교 평가를 위해 동일한 조사 방법론을 적용하였다. 조사가구수는 원전별로 반경 2km 이내에 거주하는 주민 약 50가구, 조사방법은 24시간 회상법과 식품섭취빈도 조사를 병행하였다. 조사결과의 일관성을 유지하기 위해 계절별로 동일한 가구를 대상으로 조사하였다.

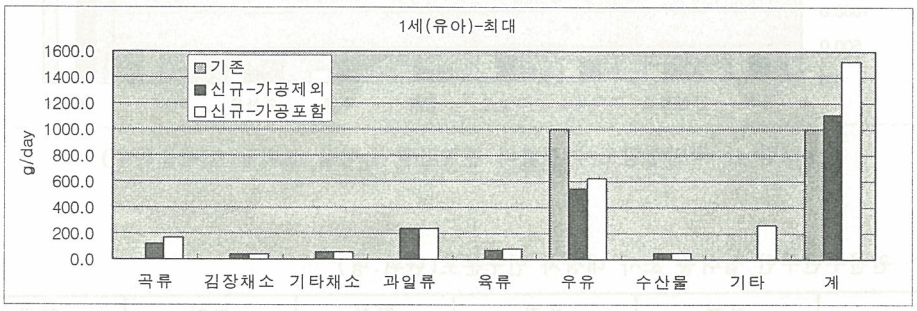
<표 1>에 조사대상자의 연령군 분포를 제시하였다. 17세 이하 연령군수가 상대적으로 적게 분포하고 있고 대부분을 성인이 차지하고 있어, 저연령층에 대한 음식물 섭취 특성을 정확하게 파악하는 것은 다소 무리가 따른다. 따라서 전체적인 섭취특성을 분석하여 국민영양조사 결과와 비교하였다(<그림 5> 참조). 전체적인 음식물 섭취량은 국민영양조사 결과가 원전 현장조사 결과보다 다소 높게 나타나고 있다. 세부식품에 대한 섭취량 분포는 울진과 영광을 제외하고 거의 유사하게 나타나고 있다. 울진의 경우에는 기타 음식물 중 음료수 섭취량이 타 지역에 비해 높게 나

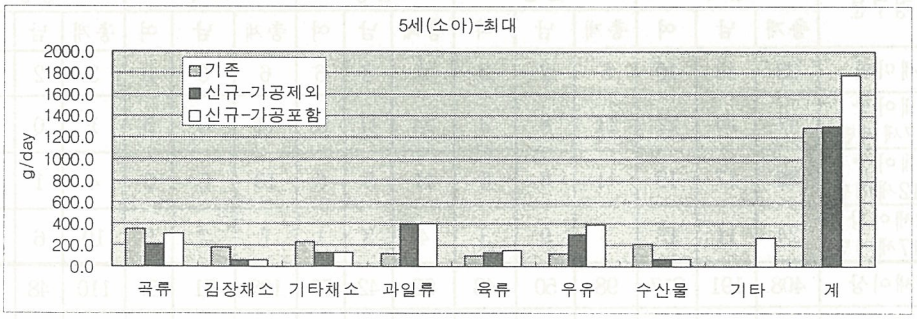
타난 것에 기인하며, 음료수를 제외한 다른 식품은 타 지역과 거의 유사하다. 영광은 타 지역에 비해 음식물 섭취량이 전반적으로 낮게 나타나고 있다. 곡류, 채소류와 같이 지역에서 생산되는 음식물 섭취량은 타 원전과 비슷하게 나타났으나 육류, 과일류, 기타 음식물과 같이 주로 유통식품을 섭취할 것으로 추정되는 음식물은 매우 작게 나타났다.

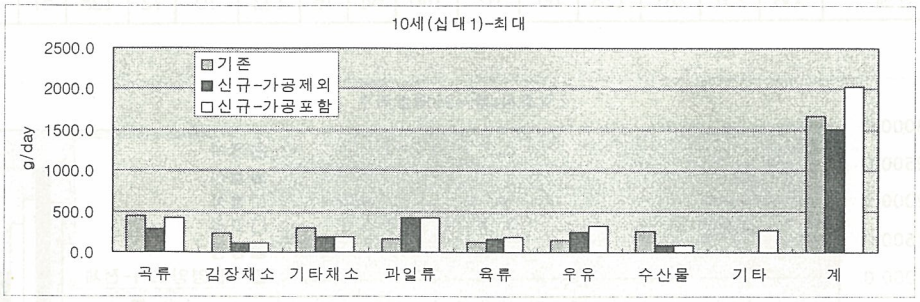
4. 토의 및 결론

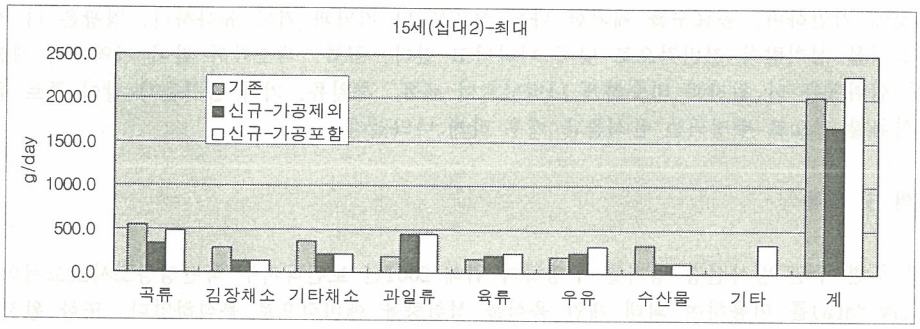
원전 주변 주민 방사선량 평가를 수행하기 위해 2001년 보건복지부 국민영양조사보고서의 원시자료(Raw data)를 이용하여 최대 개인 음식물 섭취량을 예비적으로 분석하였다. 또한 원전 주변 주민에 대한 음식물 섭취특성을 조사하여 국민영양조사결과의 원전 적용성을 검토하였다.

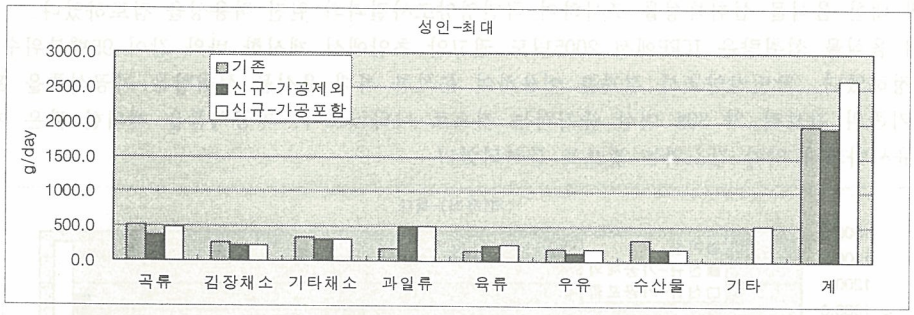
최대 음식물 섭취량은 ICRP에서 2005년도 권고안 초안에서 제시한 바와 같이 95백분위수 값으로 설정하였다. 국민영양조사 결과를 이용하여 분석한 최대 음식물 섭취량은 가공식품을 포함할 경우 기존의 값보다 약 30% 이상 증가하는 것으로 나타났으나, 가공식품을 제외한 값은 기존의 값과 유사하거나 약간 감소하는 것으로 분석되었다.







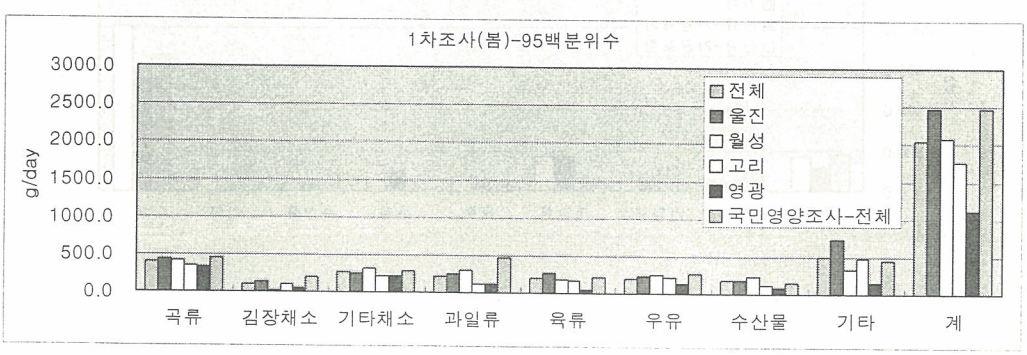


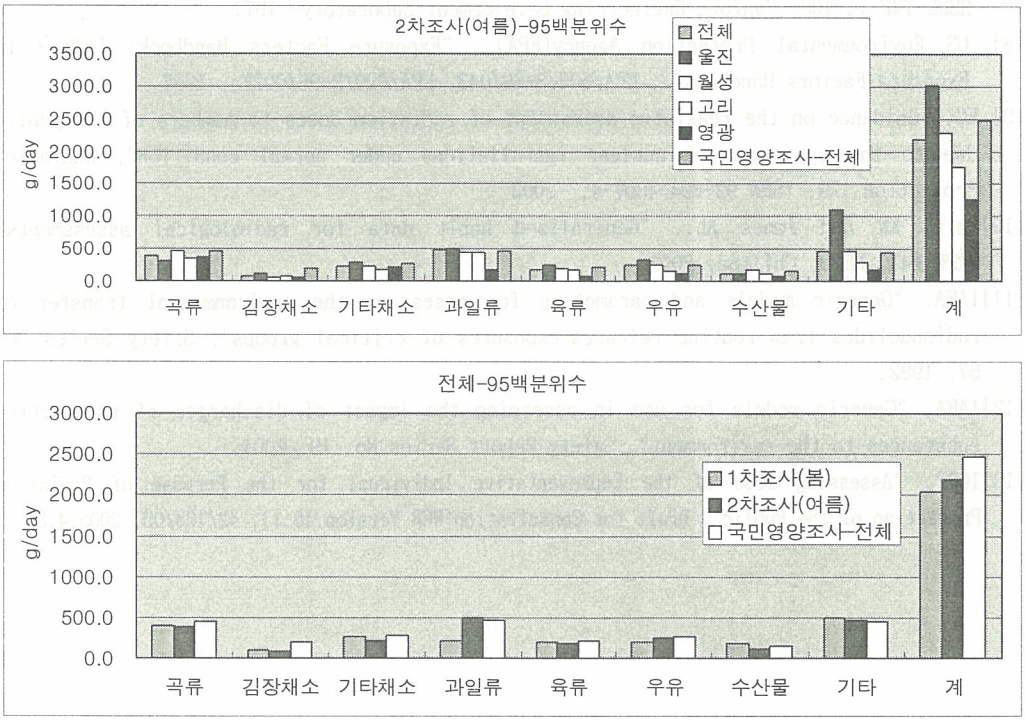


<그림 4> 국민영양조사 결과의 연령군별 음식물 섭취량(95백분위수)

<표 1> 원전주변주민 섭취량 조사 대상자 인구분포(단위:명)

연령구분	전체			울진			월성			고리			영광		
	총계	남	여	총계	남	여	총계	남	여	총계	남	여	총계	남	여
3세미만	23	13	10	5	2	3	9	3	6	6	6	0	3	2	1
3세이상 ~ 7세미만	47	25	22	11	8	3	24	11	13	11	6	5	1	0	1
7세이상 ~ 12세미만	36	17	19	11	6	5	11	5	6	10	5	5	4	1	3
12세이상 ~ 17세미만	24	11	13	3	0	3	4	3	1	7	2	5	10	6	4
17세이상	408	191	217	98	50	48	92	42	50	108	51	57	110	48	62
전체	538	257	281	128	66	62	140	64	76	142	70	72	128	57	71





<그림 5> 원전 주변 주민 음식물 섭취량 조사결과

유통이 발달하면서 음식물 섭취 특성이 지역에 따라 차이가 거의 나타나지 않고 있다. 따라서 정부의 전국적인 조사결과를 원전에 적용하여도 무방할 것으로 판단된다. 이러한 경향은 원전 주변의 현장 조사결과와의 비교에서도 확인되었다. 본 연구는 예비결과로, 향후 계절별 국민영양조사결과와 현장조사결과의 상관성을 분석하여 최종적인 음식물 섭취량 값을 도출할 예정이다.

[참 고 문 헌]

[1] 전제근, 이관희, "원자력시설 정상운전시 주민피폭선량/대기확산인자 평가 입력자료 개선방안", 제4회원자력안전기술정보회의, 한국원자력안전기술원, 2004.4.9

[2] 보건복지부, "2001년도 국민건강·영양조사 - 영양조사부문", 2002

[3] 한국원자력연구소, "고리 주변 환경종합평가 및 관련모델 개발-부록 3. 환경특성조사", 한국원자력연구소, 1989

[4] 일본원자력위원회, "발전용 경수로형 원자로 시설주변의 선량목표치에 대한 평가지침", 2001.

[5] 일본원자력위원회, "환경안전전문부회보고서 제3부 환경방사능분과회보고서", 1974.

[6] USNRC, "Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10CFR Part 50, Appendix I. Rev. 1", Regulatory Guide 1.109, 1977

[7] J. F. Fletcher and W. L. Dotson, "HERMES-A digital computer code for estimating regional radiological effects from the nuclear power industry", USAEC Report

HEDL-TME-71-168, Hanford Engineering Development Laboratory, 1971

[8] US Environmental Protection Agency(EPA), "Exposure Facters Handbook: Update to Exposure Factors Handbook", EPA/600/8-89/043, EPA/600/P-95/002Fa, 1997

[9] EC, "Guidance on the realistic assessment of radiation doses to members of the public due to the operation of nuclear installations under normal condition", Radiation Protection 129, ISBN 92-894-4007-4, 2002

[10]Smith KR and Jones AL., "Generalized habit data for radiological assessments" NRPB-W41, NRPB, Chilton, 2003.

[11]IAEA, "Generic models and parameters for assessing the environmental transfer of radionuclides from routine releases-exposures of critical groups", Safety Series No. 57, 1982.

[12]IAEA, "Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment", Safety Report Series No. 19, 2001.

[13]ICRP, "Assessing Dose of the Representative Individual for the Purpose of Radiation Protection of the Public", Draft for Consultation(WEB Version 18.1), 42/106/05, 2005.4.5

Preliminary Study on the Internal Dosimetry Program for Carbon-14 at Korean CANDU Reactors

중수로원전에서 발생하는 ^{14}C에 대한 내부피폭 선량평가 프로그램에 관한 예비 조사

T.Y.Kong, H.G.Kim, G.Park, D.W.Kang, G.J.Lee+, S.K.Lee*, S.C.Park*

Korea Electric Power Research Institute, 103-16, Munji-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-38

+Chosun University, 375 Susuk-dong, Dong-gu, Gwangju, 501-75

*Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd, 167 Samseong-dong, Gangnam-gu, Seoul, 135-79

공태영, 김희근, 박규준, 강덕원, 이경진+, 이상구*, 박성철*

한국전력공사 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16

+조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375번지

*한국수력원자력주식회사, 서울특별시 강남구 삼성동 167번지

eagertae@kepri.re.kr

Abstract

More strict radioactive regulations are applied to Korean nuclear power plants (NPPs) since ICRP-60 recommendation for radiation protection and has been enforced since 2003. In particular, carbon-14 and tritium concentrations are significantly higher at CANDU reactors compared to PWR reactors and this increases the risk of internal radiation exposure to workers at CANDU NPPs. Thus, it is necessary to estimate the exact amount of internal radiation exposure to workers for radiological protection at CANDU reactors. In this paper, the current dosimetry method for carbon-14 is analyzed for the establishment of internal dosimetry for carbon-14 at domestic NPPs.

Key word : Carbon-14 Dosimetry, CANDU Reactor, Internal Radiation Exposure, Radioactive Carbon Dioxide ($^{14}CO_2$)

요 약

방사선방호 신개념(ICRP-60)이 국내에서 법제화되어 2003년부터 시행됨에 따라 원자력발전소에 대한 보다 엄격해진 방사선방호 기준이 적용되고 있다. 특히, 중수로 원자력발전소의 경우 ^{14}C와 삼중수소로 인한 방사선작업종사자에 대한 방사선 위해가 경수로 원자력발전소보다 상대적으로 크기 때문에 작업종사자의 내부피폭 선량을 정확하게 측정하고 평가하여 내부피폭을 예방하는 노력이 필요하다. 본 보고서에는 중수로 원자력발전소에서 발생된 ^{14}C의 체내 흡입으로 인한 방사선

작업종사자의 내부피폭 선량평가 방법을 정립하기 위해 예비적으로 ^{14}C로 인한 인체대사모델을 분석하였고 ^{14}C에 대한 내부피폭 선량평가 방법을 기술하였다.

중심단어 : ^{14}C 선량평가, 중수로원전, 내부피폭, 방사성 이산화탄소($^{14}CO_2$)

1. 서 론

국제방사선방호위원회(ICRP)에서 권고한 ICRP-60의 방사선방호 개념이 국내에서도 2003년 법제화되어 시행되고 있다. 이에 따라 원자력발전소에서 방사선 관리는 보다 엄격해진 방사선방호 기준을 적용하고 있다. 원자력발전소에서 운영과정에서는 소량이나마 방사성물질이 발생되고 있고, 이로 인한 원전종사자의 방사선피폭도 불가피하게 발생된다. 따라서 방사성물질이나 방사선으로 인한 방사선 위해를 방지하기 위해서는 이를 보다 안전하게 관리하여야 하고 또한 원전종사자와 발전소 주변주민의 피폭을 감시하고 줄이데 많은 노력이 필요하다.

현재 국내에서는 4기의 중수로 원전이 운영 중에 있다. 특히, 중수로 원전의 경우 ^{14}C와 삼중수소로 인한 방사선 위해가 경수로 원전에 비해 상대적으로 크기 때문에 ^{14}C와 삼중수소로 인해 종사자에 미치는 내부피폭 선량을 정확하게 측정하고 평가할 필요가 있다.

본 논문에는 중수로 원자력발전소에서 발생된 ^{14}C의 체내 흡입으로 인한 원전종사자의 내부피폭 선량평가 방법을 정립하기 위해 ^{14}C에 대한 생성 메커니즘을 조사하고 특성을 조사하였다. 또한, 국외 원전에서 ^{14}C 내부피폭 사례와 인체대사모델을 분석하였다.

2. ^{14}C의 발생 및 특성

2.1 ^{14}C 생성 메커니즘

국내 중수로 원전의 최종안전성분석보고서(FSAR)에 의하면 연간 약 370Ci(월성 2, 3, 4호기)의 ^{14}C가 생성되는 것으로 예상하고 있다[1,2,3]. 표 1은 중수로 원자력발전소(CANDU)에서 ^{14}C가 발생되는 주요 반응을 보여주고 있다[4].

표 1. 중수로 원전에서 ^{14}C의 주요 생성 반응

Target nuclide	Natural abundance	Reaction	Thermal neutron cross section
^{17}O	0.037%	$^{17}O(n,\alpha)^{14}C$	0.235 barn
^{14}N	99.63%	$^{14}N(n, p)^{14}C$	1.820 barn
^{13}C	1.11%	$^{13}C(n,\gamma)^{14}C$	0.009 barn

2.2 ^{14}C의 물리 방사화학적 특성

^{14}C는 평균 방사선 방출에너지가 49KeV이며 최대 방출에너지가 156KeV인 순수 베타선 방출체로서 공기 중에서는 24cm의 비정을 가지나 체내 연조직에서는 0.28mm의 비정을 가진다. 이처럼 ^{14}C는 투과력이 약하기 때문에 외부피폭 보다 ^{14}C 핵종의 섭취 또는 인체 흡입으로 인한 내부피폭

에 대해 많은 주의를 필요로 하는 방사성핵종이다[4].

^{14}C는 물리적 반감기가 5,730년이며 약한 베타선과 반중성미자를 방출하며 안정한 ^{14}N으로 붕괴한다. 이때 발생되는 베타선에 의해 저에너지의 내부 제동방사선이 낮은 비율로 방출된다. ^{14}C의 붕괴도식은 다음과 같다.

$$^{14}_{6}C \rightarrow \beta^{-} + ^{14}_{7}N + \bar{\nu} \quad (1)$$

동식물에 흡수되는 대부분의 ^{14}C는 주로 $^{14}CO_2$의 형태로 흡입된다. 탄소는 유기조직에 쉽게 고착하는 성질이 있으며, 고착된 조직의 분해에 의해서만 환경으로 배출된다. 체내로 유입된 탄소는 대부분 CO_2나 요소의 형태로 제거되며 소량은 신체에 남아있게 된다. 또한, $^{14}CO_2$는 혈액 속에서 중탄산염(HCO_3^-)으로 변환되며 호흡을 통해 유입된 CO_2의 99% 이상은 약 4시간 이내에 체내에서 배출된다[4].

3. ^{14}C 방사능 측정 및 선량평가

3.1 $^{14}CO_2$ 방사능 측정 및 선량 평가

캐나다 OPG(Ontario Power Generation)의 Pickering 원전에서는 1985년에 $^{14}CO_2$를 흡입한 원전 종사자중 지원자를 대상으로 소변시료 중에 존재하는 ^{14}C의 선량을 측정 및 평가하는 연구를 수행하였다. 흡입된 $^{14}CO_2$에 의해 내부피폭이 일어난 후 몇 주 동안 실험지원자의 소변과 호흡에서 배출되는 $^{14}CO_2$의 양을 감시하였으며 감시 결과, 흡입된 $^{14}CO_2$의 약 90%가 흡입 후 몇 시간 내에 체내에서 호흡을 통해 배출되었다. 나머지 $^{14}CO_2$는 호흡과 소변을 통해 감시기간 동안 배출되기 때문에 호흡과 소변시료 모두를 통해 ^{14}C의 선량평가를 수행하였다.

대부분의 ^{14}C 베타 입자들의 방출에너지(Emax ~156KeV)가 삼중수소의 최대 베타 방출에너지(Emax ~18.6KeV)보다 높기 때문에 액체섬광계수기(LSC: Liquid Scintillation Counter)를 사용하여 동일한 시료에 대해 에너지 차이를 이용하여 ^{14}C와 삼중수소의 농도를 구하고 있다.

최근에는 $^{14}CO_2$ 섭취로 인해 연간 피폭선량이 일정준위를 초과하는 경우 해당 종사자에 대해 추가 생체분석 등을 내부피폭 선량을 평가하고 있다. 일반적으로 삼중수소로 인한 피폭선량을 계측하기 위해서는 0.5분의 시료 측정이 이루어지지만, ^{14}C의 경우 0.5분의 시료 측정시간은 너무 짧아 ^{14}C의 낮은 방사능 준위에 대해 불확실성이 커질 수 있다. 따라서 정확한 ^{14}C 선량 측정을 위해서는 계측 에러(Counting Error)를 줄일 수 있는 10분 안에 반복적인 시료 측정이 필요하다[10].

$^{14}CO_2$ 섭취 이후 체내에서 $^{14}CO_2$의 배출율이 초기 몇 주 동안 급격하게 변화하기 때문에 섭취시기를 선형보간법(Linear Interpolation)을 사용하여 결정하는 것은 적합하지 않다. ICRP-54에서는 $^{14}CO_2$ 섭취는 소변시료 제출주기의 중간시점에서 발생한다는 가정을 세우고 있으나 이는 통계적인 편차를 일으킬 가능성이 있다. 따라서 소변시료 제출주기 동안 균일하게 $^{14}CO_2$가 종사자 체내로 섭취된다고 가정하여 평균선량(Most Probable Dose)을 계산하도록 권고하고 있다[10].

다른 내부피폭 선량평가 방법으로 종사자의 배출하는 공기 중에 포함된 방사성 이산화탄소를 분석하는 Bioassay Program을 적용하는 방법이 고려되었다. 그러나 프로그램 운영에 너무 많은 비용이 들며 적절한 시료를 모두 수집하고 구별하는데 많은 어려움이 있는 것으로 밝혀졌다.

3.2 불용성 ^{14}C 입자에 의한 방사능 측정 및 선량 평가

캐나다 Pickering 원전에서는 환형기체 계통에서 발생한 ^{14}C를 포함하는 입자에 대해 물리적 화학적으로 광범위한 분석을 실시하였다. 또한, 이러한 입자의 신체 배출경로를 밝혀내기 위해 ^{14}C 시료입자를 실험용 쥐의 폐에 주입하여 생물학적인 분석을 수행하였다. 이러한 분석결과, 폐에서 배출되는 ^{14}C를 포함하는 불용성의 입자들은 ICRP Class Y의 특성(방사성핵종이 폐에서부터 생물학적으로 제거되는 기간이 년[Y: Year] 단위임)을 보이고 있으며 체내에서 배출될 때 주로 대변을 통해 배출되고 소변을 통한 배출은 적다는 것이 밝혀졌다(ICRP 79)[12].

저 준위 배설물에 대한 ^{14}C 방사능 측정이 명확하지 않고, ^{14}C로 인한 폐의 내부피폭을 명확하게 규명하고자 Phoswich Counting을 사용하는 방법이 개발되었다[12]. 그러나 이 방법은 민감도가 낮아 많이 사용되는 방법은 아니라 할 수 있다.

4. 결론

본 논문에서는 해외 원전 등에서 수행된 방사성 탄소의 흡입에 따른 방사능 측정과 내부피폭 선량평가 현황에 대해 조사하였다. 여기에 따르면 중수로원전에서 방사성탄소의 생성과 방출 량이 많지 않기 때문에 종사자의 방사선피폭에는 기여하는 기여도는 미미하다고 판단되었다. 그러나 방사선안전관리 측면에서 방사성탄소의 흡입 등에 의한 예상되는 방사선피폭을 고려할 때 추가적인 검토와 기술 개발을 필요로 한다고 판단되었다.

참 고 문 헌

1. 월성원자력 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서, 한국전력공사, 개정 31, pp. 11.3-13 ~ 18, 2000.
2. 영광원자력 3,4호기 최종안전성분석보고서, 한국전력공사, pp. 11.3-13~18, 2000.
3. 울진원자력 3,4호기 최종안전성분석보고서, 한국전력공사, pp. 11.1-19~20, 1998.
4. 2002년도 H-3 및 C-14 기술교류회 결과보고서, 한국전력공사, TM.02.NE07.P2002.321, 2002.
5. 원전의 C-14 발생원 및 인체 대사모델 검토 보고서, 한국전력공사, TM.00NE21.P2001, 2001.
6. 캐나다 방사선방호 전문가 초청결과 보고서, 한국전력공사, TM.00NE21. P2001.641, 2001.
7. 삼중수소 및 C-14 선량평가 기술체계 확립 최종보고서, 한국전력공사, pp. 12 ~ 58, 2002.
8. Kim, H. G., Lee, H. S., and Ha, G. H. "An Analysis of Carbon-14 Metabolism for Internal Dosimetry at CANDU NPPs," Journal of KARP, Vol. 28. No. 3, pp. 207~214, 2003.
9. ICRP, Evaluation of Radiation Doses to Body Tissues from Internal Contamination Due to Occupational Exposure, New York : Pergamon Press; ICRP Publication 10, 1968.
10. Whillans, D. W., and Hayes, M. J. Dose Assessment Programme for Exposure to Carbon-14 Dioxide, Ontario Power Generation, 1995.
11. Whillans, D. W., and Johnson, J. R. Interpretation of Urinary Excretion Rate Data in the Assessment of Uptake of Carbon-14, IAEA-SM-276/50, 1985.
12. Maletskos, C. J. Radiation Protection at Nuclear Reactors, Medical Physics Publishing, pp. 185~212, 1995.

Ocean Circulation Modeling of East Sea for Aquatic Dispersion of Liquid Radioactive Effluents from Nuclear Power Plants

원전 액체 방사성 유출물 해양확산 평가를 위한 동해 해수순환 모델링

Yang-Geun Chung, Gab-Bock Lee, Sun-Young Bang, Ung-Gwon Lee and * Yong-Sun Lee*
Korea Electric Power Research Institute, 103-16 Munji-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon
* Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, 167 Sansung-Dong, Gangnam-Gu, Seoul

정양근, 이갑복, 방선영, 이웅권*, 이용선*
한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16
*한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 삼성동 167

ygchung@kepri.re.kr

Abstract

Recently, three-dimensional models have been used for aquatic dispersion of radioactive effluents in relation to nuclear power plant siting based on the Notice No. 2003-12 "Guideline for investigating and assessing hydrological and aquatic characteristics of nuclear facility site" of the Ministry of Science and Technology (MOST) in Korea. Several nuclear power plants have been under construction or planed, which are Shin-Kori Unit 1 and 2, Shin-Wolsong Unit 1 and 2, and Shin-Ulchin Unit 1 and 2. For assessing the aquatic dispersion of radionuclides released from the above nuclear power plants, it is necessary to know the coastal currents around sites which are affected by circulation of East Sea. In this study, a three dimensional hydrodynamic model for the circulation of the East Sea of Korea has been developed as the first phase, which is based on the RIAMOM. The model uses the primitive equation with hydrostatic approximation, and uses Arakawa-B grid system horizontally and Z-coordinate vertically. Model domain is 126.5°E to 142.5°E of east longitude and 33°N and 52°N of the north latitude. The space of the horizontal grid was 1/12° to longitude and latitude direction and vertical level was divided to 20. This model uses Generalized Arakawa Scheme, Slant Advection, and Mode-Splitting Method. The input data were from JODC, KNFRDI, and ECMWF. The modeling results are in fairly good agreement with schematic patterns of the surface circulation in the East Sea. The local current model and aquatic dispersion model of the coastal region will be developed as the second phase. The oceanic dispersion experiments will be also carried out by using ARGO Drifter around a nuclear power plant site.

Key Word : Radiolodgical Assessment, Current Circulation, Liquid Radioactive Effluent, RIAMOM

요 약

과학기술부고시 2003-12호 "원자로시설부지 수문 및 해양특성 조사·평가 기준"이 신규 제정되

어, 원전 액체 방사성 유출물에 대한 삼차원적인 해양확산 평가 필요성이 커지고 있다. 한국수력원자력(주)와 전력연구원은 신고리, 신월성, 신울진 원 전등 다수의 신규원전 건설이 계획 또는 추진되고 있는 동해안을 대상으로 광역 및 부지별 입지특성을 반영한 해양확산 평가기술을 개발하고 있다. 동해안의 해수유동은 동해 해수순환에 의해 영향을 받기 때문에 원전 주변의 방사성 물질의 해양확산을 보다 정확히 평가하기 위해서는 동해 해수순환에 대한 이해가 선행되어야한다. 따라서 본 연구에서는 일본 큐슈대학교 응용역학연구소에서 개발한 RIAMOM 모델을 근간으로 동해 해수순환 모델링을 수행하였다. 모델 영역은 126.5°E ~ 142.5°E 33°N ~52°N이고, 수평 격자간격은 1/12°, 수직층은 20개로 나누었다. 이 모델은 JODC, KNFRDI, 그리고 ECMWF로 부터 구하였다. 모델링 결과, 동해 해수순환을 비교적 잘 모의하고 있는 것으로 나타났다. 향후 모델링 결과를 정량적으로 평가하기 위해 인공위성 추적 부이를 이용하여 확산 검증 실험을 실시할 예정이다.

중심단어 : 방사선 환경영향평가, 해양확산, 해수순환, 액체 방사성 유출물, RIAMOM

1. Introduction

In Korea, total 20 units of nuclear power plants have been operated at 4 sites - Kori, Ulchin, Wolsong and Younggwang. Several new nuclear power plants have been under construction or planed, which are Shin-Kori Unit 1 and 2, Shin-Wolsong Unit 1 and 2, and Shin-Ulchin Unit 1 and 2. Recently, three-dimensional models have been used for aquatic dispersion of radioactive effluents in relation to nuclear power plant siting based on the Notice No. 2003-12 "Guideline for investigating and assessing hydrological and aquatic characteristics of nuclear facility site" of the Ministry of Science and Technology (MOST) in Korea. Therefore, KEPRI (Korean Electric Power Research Institute) and KHNP (Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD) have been developed a three-dimensional aquatic dispersion model for radioactive effluents released from nuclear power plants located at east coast of Korea. For assessing the aquatic dispersion of radioactive effluents from the above new nuclear power plants, it is necessary to know the circulation of the water mass in the East Sea/Japan Sea.

In this study, many models such as MOM, RIAMOM, KEY-POM, MICOM were analyzed through literature surveys [1, 2]. A three dimensional hydrodynamic model for the circulation of the East Sea of Korea has been developed inthe first phase, which is based on the RIAMOM (Research Institute of Applied Mechanics' Ocean Model, Kyushu University, Japan).

2. Model Description

Model equation

The RIAMOM model assumes hydrostatic balance with Boussinesq approximation, and solves the three-dimensional, non-linear, primitive external and internal model equations on Arakawa-B system[2, 3]. The internal model equations of the model in the spherical coordinates are:

$$\frac{1}{R\cos\Phi}\frac{\partial u}{\partial \lambda}+\frac{1}{R\cos\Phi}\frac{\partial}{\partial \Phi}(\nu\cos\Phi)+\frac{\partial w}{\partial x}=0 \qquad (1)$$

$$\frac{\partial u}{\partial t}+L(u)-\frac{uv\tan\Phi}{R}-fv=-\frac{1}{\rho_0 R\cos\Phi}\frac{\partial P}{\partial\lambda}+\frac{\partial}{\partial z}A_v\frac{\partial u}{\partial z}+A_h\nabla^2 u-\frac{u}{R^2\cos^2\Phi}-\frac{2\sin\Phi}{R^2\cos^2\Phi}\frac{\partial v}{\partial\lambda} \quad (2)$$

$$\frac{\partial v}{\partial t}+L(v)-\frac{u^2\tan\Phi}{R}-fu=-\frac{1}{\rho_0 R}\frac{\partial P}{\partial\Phi}+\frac{\partial}{\partial z}A_v\frac{\partial v}{\partial z}+A_h\nabla^2 v-\frac{v}{R^2\cos^2\Phi}-\frac{2\sin\Phi}{R^2\cos^2\Phi}\frac{\partial u}{\partial\lambda} \quad (3)$$

$$\frac{\partial P}{\partial z}=-\rho g \quad (4)$$

$$\frac{\partial T}{\partial t}+L(T)=\frac{\partial}{\partial z}K_v\frac{\partial T}{\partial z}+K_h\nabla^2 T \quad (5)$$

$$\frac{\partial S}{\partial t}+L(S)=\frac{\partial}{\partial z}K_v\frac{\partial S}{\partial z}+K_h\nabla^2 S \quad (6)$$

Where t is the time, λ is the longitude, ϕ is the latitude, R is the radius of the earth, f is the Coriolis parameter(=$2\Omega\sin\phi$, Ω is the earth's angular velocity), g is the gravitational acceleration, P is the pressure, ρ is the density of seawater, ρ_0 is the reference density, u, v and w are the zonal, meridional and vertical components of the currents, respectively, T and S represent seawater temperature and salinity, respectively, and K_v and K_h denote the coefficients of the vertical and horizontal eddy diffusivities, respectively.

The advection and Laplacian operators denoted by L and nabla ∇^2, respectively, are defined as:

$$L(\mu)=\frac{1}{R\cos\Phi}\frac{\partial}{\partial\lambda}(u\lambda)+\frac{1}{R\cos\Phi}\frac{\partial}{\partial\Phi}(v\mu\cos\Phi)+\frac{\partial}{\partial z}(w\mu) \quad (7)$$

$$\nabla^2\mu=\frac{1}{R^2\cos^2\Phi}\frac{\partial^2\mu}{\partial\lambda^2}+\frac{1}{R^2\cos\Phi}\frac{\partial}{\partial\Phi}(\cos\Phi\frac{\partial\mu}{\partial\Phi}) \quad (8)$$

The UNESCO equation of state adapted by Mellor is used to calculate the density [4]. The external model equations are derived by integrating equations (1) to (3) in the vertical [5].

Model Domain and Grid

The model domain and basic grid configuration taken in this study are identical the those of Kim [6]. The model area covers the sea region from 126.5°E to 142.5 °E in longitude and from 33.0 °N to 52.0 °N in latitude. The inflow regions of the model are Jeju Strait and the west coast of Kyushu and the outflow regions are Tsugaru Strait and Soya Strait (Fig. 1). Both of the latitudinal and longitudinal grid intervals are chosen as 1/12°. The number of vertical layers is a total 20variable levels as illustrated at Table 1. The depth field shown in Fig. 1 has been extracted from the ETOPO5 global depth data [7]. The model area is divided to 8 sectors to use parallel computing method.

Eddy viscosity and diffusivity

In this model, the vertical eddy viscosity (A_v) and diffusivity (K_v) coefficients are 1.0 cm^2/sec and 0.1 cm^2/sec, respectively. The Horizontal eddy viscosity (A_h) and diffusivity (K_h) coefficients are set to values about six orders higher than the vertical counterparts. The eddy viscosity values are same as those used by Kim [6].

Volume Transports at the Inflow and Outflows

At the inflow region, we have specified seasonally varing volume transport of the Tsushima Warm Current (TWC)that has been prepared on the basis of regular(six time a week) monitoring of the flow variation across the Korea/Tsushima Strait from February, 1997 to August, 2002 using an ADCP mounted on a ferry [9]. The average volume transport of the TWC is 2.65 Sv (1 Sv=106 m^3/sec) and 1.54 Sv in east channel , 1.11 Sv in west channel of The TWC with strong seasonal variability. The variation of the observed volume transport shows two maximum in March to June and other maximum September to November. The minimum of the volume transport occurs around the middle of February, reaching about 1.5 Sv~2.0 Sv (Fig. 2).

Table 1. Vertical layers of the model

Vertical levels	interval of layer(in meters)	Depth of Water(in meters)
1	5	2.5
2	7.5	8.75
3	10	17.5
4	12.5	28.75
5	15	42.5
6~8	20	100
9	40	130
10~12	50	275
13~14	100	450
15~16	250	875
17~18	500	1750
19	800	2400
20	1050	3325

The outgoing volume transport through the Tsugaru Strait is fixed as 1.4 Sv throughout the calculation, taking into account the ADCP observation of Shikama [10]. The volume flowing out through the Soya Strait is then adjusted to maintain the mass balance within the domain. The volume transports are equally distributed to each grid along the open boundaries. The external component of velocity consistent with the in flow and outflow boundaries can be calculated from the volume transports and the section of the grids.

Along with the volume transports, temperature and salinity are imposed at the inflow boundary based on the monthly mean observations by the Fisheries Research and Development Agency of Korea [11]. The near-surface temperature reaches a maximum in August and a minimum in March showing a variation of about 12.6℃, while the near-bottom temperature reaches a maximum near November and a minimum in March showing a variation of about 4 ℃ to 4.5℃. The near-surface salinity reaches a maximum in March and a minimum in August showing a variation of about 2.8 psu to 3.0 psu, while the near-bottom salinity reaches a maximum in March and a minimum in October or November showing a variation of about 0.1 psu to 0.25 psu. Based on the observations, monthly mean values over a year are prepared in advance

and are repeatedly used for the multi-year integration.

The internal component of velocity consistent with the inflow boundaries is calculated from the prescribed temperature and salinity distribution along the boundaries based on the assumption of the thermal wind relation. No gradient condition has been applied at the outflow boundary. The velocity component tangential to the open boundaries is set at zero. The no-slip, insulating, and impermeable boundary conditions are applied along the lateral land boundaries.

Sea Surface and Sea Bottom Boundary Conditions

The boundary conditions for momentum at the sea surface and bottom are:

$$A_v \frac{\partial(u,v)}{\partial z} = \frac{(\tau_{w\lambda}, \tau_{w\phi})}{\rho_0} \quad z=0$$

$$A_v \frac{\partial(u,v)}{\partial z} = \frac{(\tau_{b\lambda}, \tau_{b\phi})}{\rho_0} \quad z=H \qquad (9)$$

where $\tau_{w\lambda}$, $\tau_{b\lambda}$ and $\tau_{w\phi}$, $\tau_{b\phi}$ are zonal and meridional components of shearing stress, respectively. Subscripts in the equation (9) denote the depth levels whose derivatives are taken. At the sea surface, the monthly mean wind stresses of the re-analyzed ECMWF data are imposed and, at the sea floor, the usual quadratic bottom friction ($\rho_0 C_d (u_b, v_b)\sqrt{u_b^2 + v_b^2}$), where u_b and v_b are near-bottom velocities, respectively) is used along with the drag coefficient (C_d) of 0.0026. The monthly mean wind stresses are calculated from the daily wind stress data with a horizontal resolution of 0.5625o in both longitude and latitude from January 1992 to December 2000.

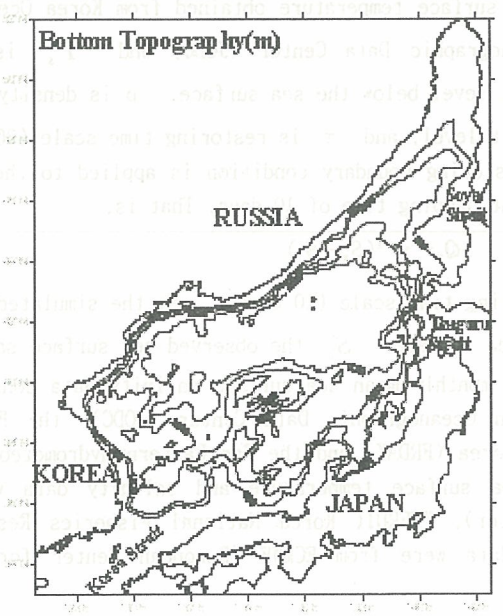


Fig. 1. Model domain with bottom topography.

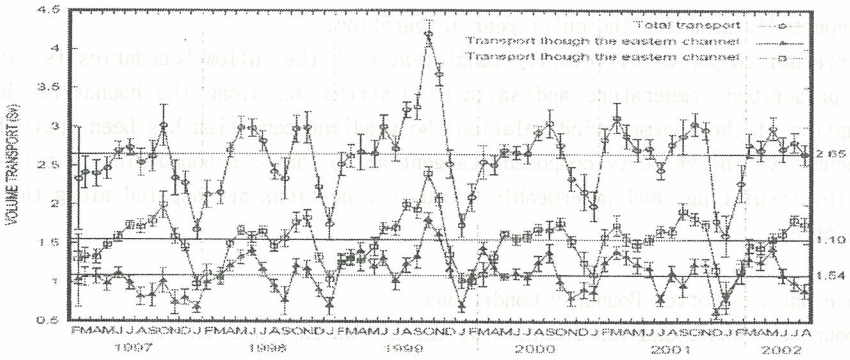


Fig. 2. Volume transport of Tsushima Warm Current(1997~2002).

While the bottom boundary conditions for temperature and salinity are given as a zero flux in line with that of the seabed, a thermohaline forcing is used at the sea surface as:

$$K_v \frac{\partial T}{\partial z} = \frac{Q_T}{\rho_0 C_p}, \quad K_v \frac{\partial S}{\partial z} = Q_S \qquad z=0 \tag{10}$$

where Q_T and Q_S are the heat and salt fluxes, and C_P is the specific heat of seawater at constant pressure. The surface flux of heat (Q_T) is given as a Bernier type suggested by Barnier et al. [12], which is expressed as:

$$Q_T = Q^*_T + \rho C_p \Delta z_1 (T^*_s - T_s)/\tau \tag{11}$$

where Q^*_T is the net heat flux with a horizontal resolution of 0.5625o from ECMWF data. T^*_s is the sea surface temperature obtained from Korea Oceanographic Data Center (KODC) and Japan Oceanographic Data Center (JODC) and T_s is the simulated water temperature at the first level below the sea surface. ρ is density of sea water, Δz_1 is the interval of the first level, and τ is restoring time scale (30 days)

A Newtonian type restoring boundary condition is applied to the salt flux at the sea surface with the constant damping time of 10 days. That is,

$$Q_s = \gamma^{-1}(S_s - S_1) \tag{11}$$

where γ is the restoring time scale (10 days). S_1 the simulated water salinity at the first level below the sea surface, S_s the observed sea surface salinity. For S_s, we have used the long-term monthly mean sea surface salinity data constructed by Kim [6] on the basis of the Japan Oceanographic Data Center (JODC), the Fisheries Research and Development Agency of Korea (FRDAK) and the Far Eastern Hydrometeorological Institute of Russia (FEHMI). The sea surface temperature and salinity data were from JODC (Japan Oceanographic Data Center), KNFRDI(Korea National Fisheries Research and Development Institute), and wind data were from ECMWF (European Center for Medium-Range Weather Forecasts) (Fig. 3).

3. Results and Discussion

Comparison between model results and GDEM data

In comparison of the two model results(MOM, RIAMOM), we have used the U.S Navy's monthly mead temperature and salinity data.The source of GDEM is the U.S. Navy's Master Oceanography Observation Data Set (MOODS), which is a composite dataset based on observations from various sources from 1930-97 [13]. Fig. 4 shows horizontally averaged, annual-mean vertical profiles of temperature and salinity from MOM (dotted line), RIAMOM (dashed line) and the GDEM data (solid line). We can see that the two model results agree well with each other. Considerable differences between themodel results and the GDEM data are however seemingly apparent. It is noted that the difference between the model results and the GDEM data gradually increases below 50 m; more diffusive forms of thermocline and halocline have been simulated than noted in the GDEM data. The difference is about 2oC in temperature and 0.07-0.1 psu in salinity below 300 m.

Flow fields comparison

The flow fields at the bottom levels of the models are of value for the comparison of model results. Fig. 5displays the snapshots of the flow fields at bottom levels of the models in the middle of February. It is worthwhile noting that MOM produces a noisy pattern with grid-scale disturbances along the Russian coast where the steep bottom slope exists. This might attribute to neglecting the slant advection along the steep bottom topography in MOM as shown by Ishizaki and Motoi [14] and Webb [15].

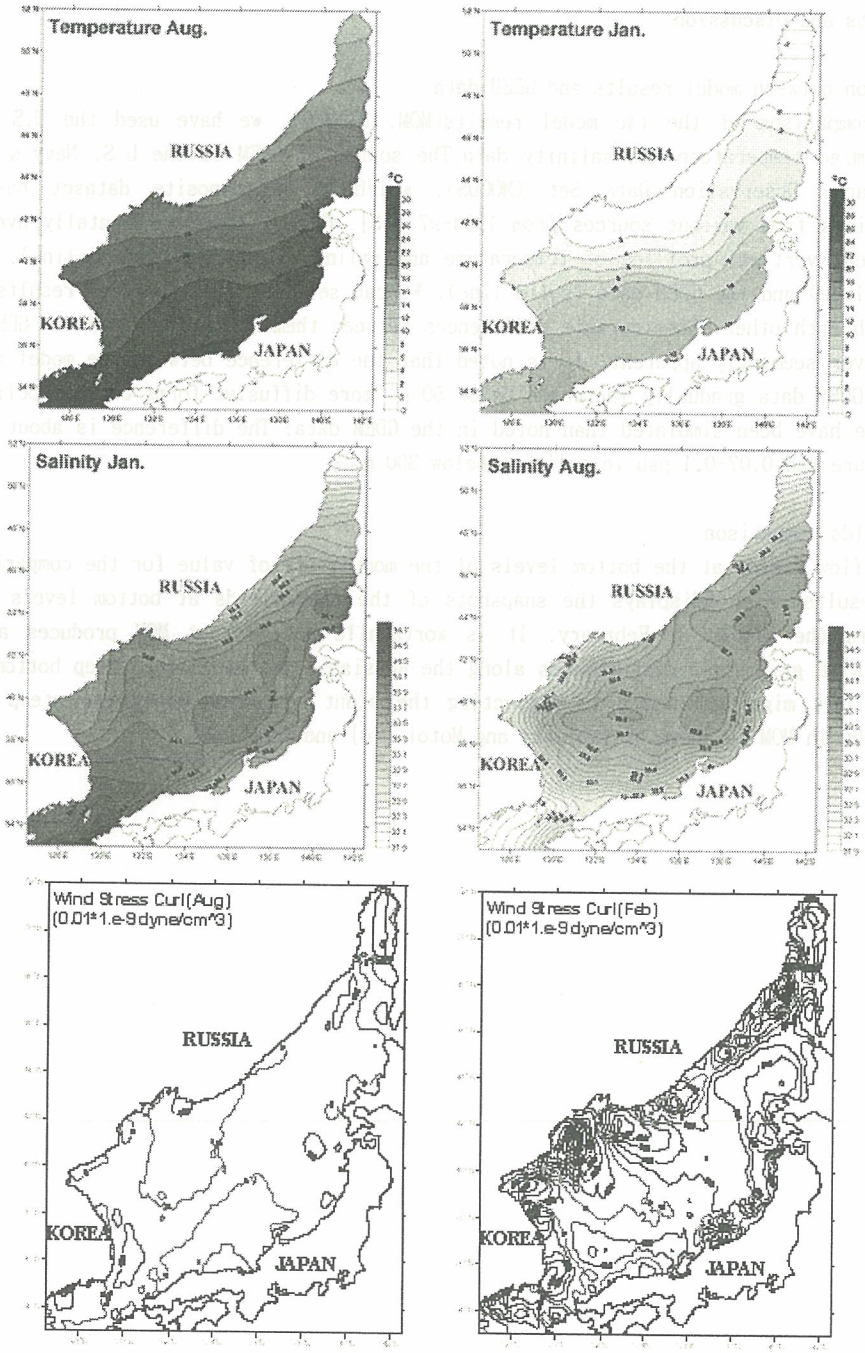


Fig 3. Distributions of Surface temperature, salinity and wind stress curl in February and August.

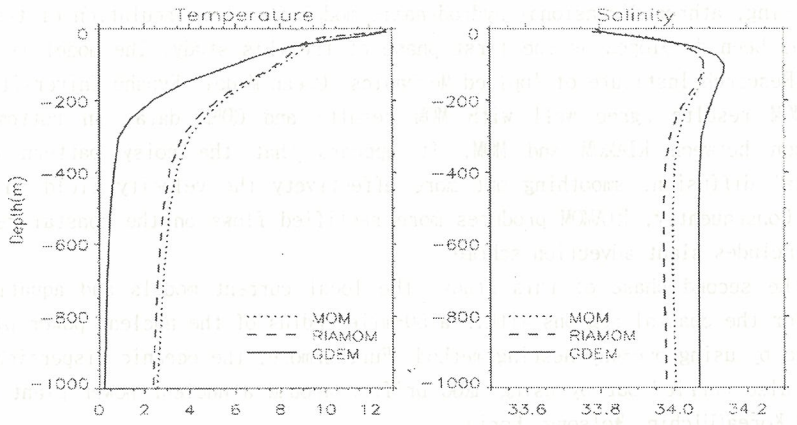


Fig. 4. Vertical profiles of temperature (left) and salinity (right), calculated from the time-averaged and area-averaged values over model domain and 1 year. Solid, dotted, and dashed lines are for the GDEM Data, MOM, and RIAMOM, respectively.

In proposing a new advection scheme, Ishizaki and Motoi [14]noted the importance of including the diagonally upward/downward momentum advection (so called the slant advection) along the bottom slope and an enstropy conserving advection scheme (so called the generalized Arakawa scheme) for the horizontal advection of momentum. According to their results, the most prominent difference in the velocity field appears along the steep coastal sea regions; the old Cox code run using the simple centered approximation of advective terms produces a noisy pattern with grid-scale disturbances, while the new scheme shows rectified flows. In addition, the noisy pattern does not appear in the two-dimensional barotropic flow. For these reasons, they concluded that the grid-scale disturbances appeared in the old Cox code run might be suppressed by means of slant advection, as also discussed by Webb [15]. It appears that the noisy pattern enhances the horizontal diffusion, smoothing out more effectively the velocity field in MOM than in RIAMOM. Consequently, RIAMOM produces more rectified flows on the coastal region, for example, narrower and stronger NKCC/LCC, than MOM.

Model results appear to effectively reproduce the distinct features of circulation in the East Sea/Japan Sea such as the the first branch of the TWC (the so-called NB) flowing along the Japanese coast, the EKWC(East Korean Warm Current) flowing northward along the Korean coast,and the NKCC/LCC(North Korean Cold Current/Liman Cold Current)flowing southwestward along the Korean/Russian coast. Overall patterns of circulation are in fairly good agreement with schematic patterns of the surface circulation in the East Sea/Japan Sea which were previously suggested in several papers ([16], [17], [18]). We can also see that the EKWC is significantly stronger in August than in February, while the NKCC/LCC becomes pronounced in February due to the strong winter monsoons. The EKWC breaks away from the Korean coast near 38oN in the results.

4. Conclusion and Further Study

For assessing aquatic dispersion of radioactive effluents in relation to nuclear power

plant siting, athree dimensional hydrodynamic model for the circulation of the East Sea of Korea has been developed as the first phase of the this study. The model is based on the RIAMOM (Research Institute of Applied Mechanics' Ocean Model, Kyushu University, Japan).

RIAMOM results agree well with MOM results and GDEM data. In bottom flow field comparison between RIAMOM and MOM, It appears that the noisy pattern enhances the horizontal diffusion, smoothing out more effectivety the velocity field in MOM than in RIAMOM. Consequently, RIAMOM produces more rectified flows on the coastal region because RIAMOM includes slant advection scheme.

In the second phase of this study, the local current models and aquatic dispersion models for the coastal regions within a 50-mile radius of the nuclear power plants will be developed by using one-way nesting method. Furthermore, the oceanic dispersion experiments will be also carried out by using ARGO Drifter around a nuclear power plant site at east coast of Korea(Ulchin, Wolsong, Kori).

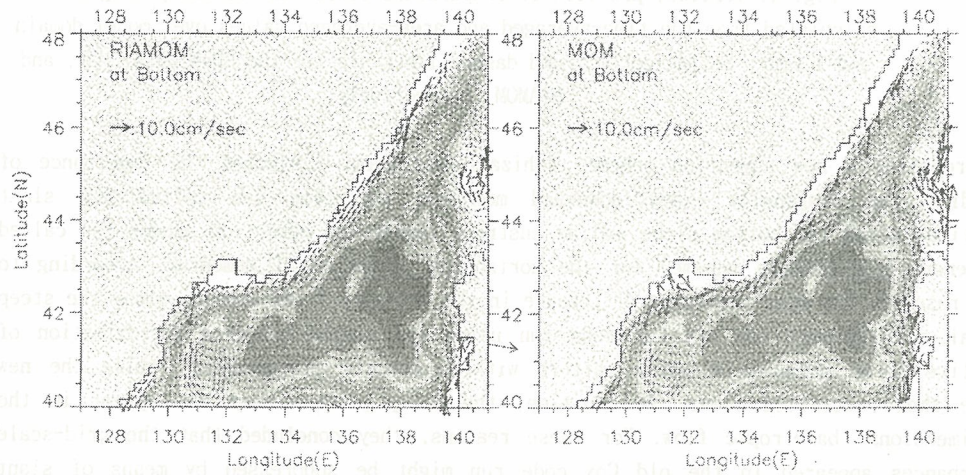


Fig. 5. Instantaneous velocity fields at bottom levels of RIAMOM (left) and MOM (right) in the middle of February. Colors denote bottom topography.

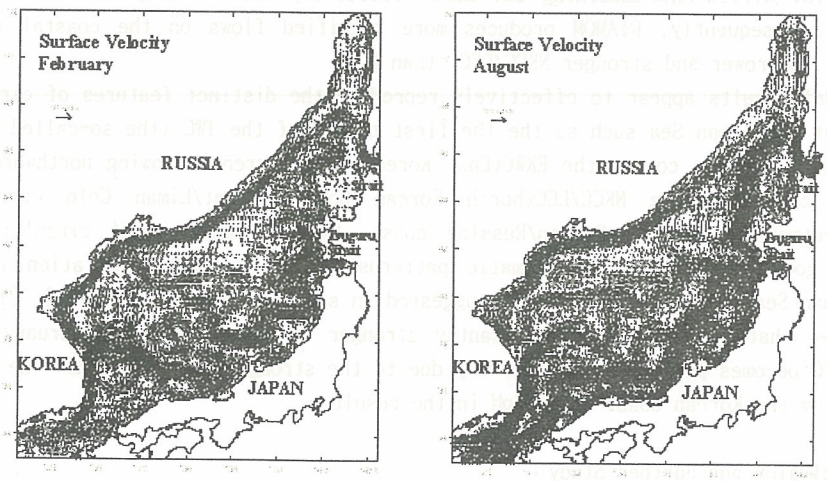


Fig. 6. Monthly averaged surface velocity fields in February and August.

References

[1] Kim, K.J., Y.H. Seung, and M.S. Sulk. (2001). POM/MICOM inter-comparison in modeling the East Sea circulation. *Ocean and Polar Res.*, 23(2), 161-172.

[2] Lee, H.J., J.H. Yoon, Hideyuki Kawamura, and H.W. Kang. (2003). Comparison of RIAMOM and MOM in modeling the East Sea/Japan Sea circulation. *Ocean and Polar Res.*, 25(3) 287-302.

[3] Lee, H.C. and J.H. Yoon. (1994) On the free surface OGCM. 225-226. In: proceeding of Fall Meeting of Japan Oceanographical Society.

[4] Mellor, G.L (1996). An equation of state for numerical models of ocean and esteries. *J. Atmos. Ocean Technol.*, 8, 609-611.

[5] Lee, H.C. (1996). *A numerical simulation for the water masses and circulations of the Yellow Sea and the East China Sea*, Japan. Ph. D. Thesis, Kyushu Univ., 150p.

[[6]Kim. C.H. (1996). *A numerical experiment study on the circulation of the East Sea(Japan Sea)*, Japan. Ph. D. Thesis., Kyushu Univ., 151p.

[7] NCAR. (1989). NCAR ASCII Version of ETOPO5 earth surface elevation. Data Support Section, NCAR.

[9] Takikawa, T., J.H. Yoon, and K.D. Cho. (2003), Tidal currents in the Tsushima Straits estimated from ADCP data by ferryboat. *J. Oceanogr.*, 59, 37-47.

[10]Shikama, N. (1994). Variation of volume transport in the Tsugaru Strait measured by bottom-mounted ADCP. *Kaiyo Monthly*, 815-818

[11]National Fisheries Research and Development Agency of Korea. (1986). *Mean Oceanographic Charts of the Adjacent seas of Korea*. NFRDA, Busan. 186p

[12]Barnier B., L. Siefried, and P. Marchesiello. (1995). Thermal forcing for a global ocean circulation model using a three-year climatology of ECMWF analyses. *Journal of Marine Systems*, 6, 363-380.

[13]Chu, P.C., J. Lan, and C. Fan. (2001). Japan Sea thermohaline structure and circulation. Part: Climatology. *J. Phys. Oceanogr.*, 31, 244-270.

[14]Ishizaki, H. and T. Motoi. (1999). Reevaluation of the Takano- Oonishi scheme for momentum advection on bottom relief in ocean models. *J. Atmos. Ocean Technol.*, 16, 1994-2010.

[15]Webb, D.J. (1995). The vertical advection of momentum in Bryan-Cox-Semtner ocean general circulation models. *J. Phys. Oceanogr.*, 25, 3186-3195.

[16]Yarchin, V.G. (1980). Study state of the Japan Sea. p. 46-61. In: *Problems of Oceanography*, ed. by V. Pokudov. Hydrometeoizdat, Leningrad. (In Russian)

[17]Kim, C.H. and J.H. Yoon. (1996). Modeling of the winddriven circulation in the Japan Sea using a reduced gravity model. *J. Oceanogr.*, 52, 359-373.

[18]Kim, K., K.Y. Kim, D.H. Min, Y. Volkov, J.H. Yoon, and M. Takematus. (2001). Warming and structural changes in the East (Japan) Sea: a clue to future cha ges in global oceans?. *Geophys. Res.* Lett., 28, 3293-3296.

PHWR형 원전인 월성3호기 원자로건물내 중성자장 측정

한재문, 서장수, 원유호
한수원(주) 원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

1990년 발간된 ICRP 60 권고에서 중성자 방사선가중치의 상향조정을 제시하였다. 중성자의 방사선가중치는 중성자 에너지에 의존하기 때문에 중성자 에너지 스펙트럼은 중성자 선량 평가시 매우 중요하다.

원자력발전소에서 시설의 검사나 유지·보수 등의 목적으로 원자로건물내로 들어가야 할 경우 방사선작업자가 받게 될 중성자 피폭선량을 정확히 평가하기 위해 PHWR형 원전인 월성 3호기를 대상으로 원자로건물내 두 지점에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였다.

본 측정에 사용한 BMS(Bonner Multi-sphere Spectrometer)는 방사선 방호 목적의 중성자 스펙트럼 측정 시스템으로 가장 광범위하게 쓰이고 있으며, 다른 스펙트로미터 시스템과 비교할 때 폭넓은 에너지 반응폭(열중성자~수백 MeV)을 가지고 있어, 다양한 에너지 분포를 보이고 있는 원자로건물내 중성자장 측정에 적합한 장비이다.

BMS 시스템은 열중성자용 ^{6}LiI(Eu) 검출기와 6개(2, 3, 5, 8, 10, 12 inch)의 폴리에틸렌 감속구로 구성되어 있으며, ^{6}LiI(Eu) 검출기 내벽에 두께 0.05 cm의 Cd 덮개를 씌워 열중성자의 존재유무를 판별할 수 있도록 하여, 총 8개의 에너지구간을 측정할 수 있도록 되어있다.

BMS의 각 계측기는 서로 다른 응답함수를 가지고 있다. 감속구의 반경이 커질수록 고에너지 중성자에 대한 반응도가 높아진다. 응답함수, 계수율, 중성자 플루언스 사이의 관계를 식으로 표현하면 아래와 같다.

$$M_i = \sum_{g=1}^{n} R_{i,g}\,\Phi_g \qquad i = 1,2,3,\ldots\ldots,m$$

여기서 M_i는 검출기 i에 대한 계수율, $R_{i,g}$는 검출기 i의 중성자 에너지 구간 g에 대한 반응값, Φ_g는 중성자 에너지 구간 g에 대한 중성자 플루언스이다. 중성자 스펙트럼을 얻기 위해 사용된 에너지구간의 수가 계측기보다 작기 때문에 실제 해를 구할 수 없다. 그러므로 중성자 스펙트럼을 얻기 위해 Unfolding 절차를 거쳐야한다. 본 측정에서는 Unfolding을 위해 BUNKIUT-code를 사용하였다. BMS의 측정값을 Unfolding하여 에너지 구간별 중성자 플루언스를 구한 다음 아래의 식을 이용하여 선량으로 환산할 수 있다.

$$H = \int h_{\Phi}(E)\ \Phi_E\ dE$$

여기서, Φ_E는 중성자 플루언스이며, 이 값은 BMS의 측정값을 Unfolding하여 구할 수 있다. $h_{\Phi}(E)$는 Fluence-to-dose equivalent conversion coefficient 이며, ICRP 74에 제시된 값이다. 이와 같이 에너지 구간별 중성자 플루언스를 알고 있으면 바로 선량을 구할 수 있다.

월성 3호기의 두 지점에서 측정된 중성자 에너지 스펙트럼을 그림1에 나타내었으며, 각 측정지점에서의 평균에너지 및 플럭스, 선량을 표 1에 나타내었다. 중성자 평균에너지는 35~38keV, 플럭스는 1,049~1,277 n/cm2·sec, 선량은 78~107 μSv/h로 나타났다. 같은 방법으로 측정한 PWR형 원전인 고리 원자로건물내 중성자 평균에너지(400 keV)와 비교해 볼 때 PHWR형 원전의 평균에너지가 훨씬 낮게 나타났다. 월성3호기에서 측정된 두 지점의 평균에너지는 비슷하지만 전체플럭스는 약 20%의 차이를 보였다. 같은 작업층에서 측정한 두 지점의 플럭스가 약 20% 정도 차이

를 보인 것으로 보아 원자로건물내 중성자장 분포가 매우 광범위한 것을 알 수 있다. 이와 같은 측정결과로 미루어 향후 각 작업층의 선량 분포를 바탕으로 측정지점을 선정하여 각 구역별 대표적인 중성자장 분포도를 작성해야 할 것으로 사료된다.

표 1. 월성3호기 원자로건물내 평균에너지, 플럭스, 선량

Point	Ave. Energy (keV)	Total Flux (n/cm2·sec)	Dose Equivalent (μSv/h)
A	35	1,277	107
B	38	1,049	78

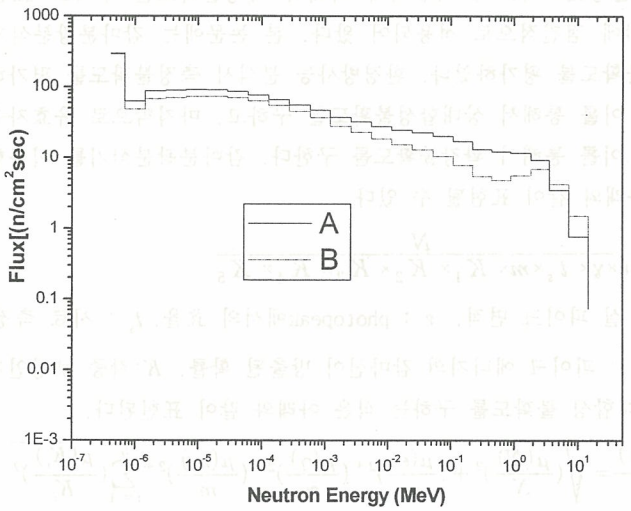


그림 1. 월성3호기 원자로건물내 중성자에너지스펙트럼

감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 측정불확도 평가

이완로, 곽지연, 정근호, 조영현, 강문자, 김희령, 최근식, 이창우
한국원자력연구소 원자력환경연구부, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

petor@kaeri.re.kr

측정결과의 품질, 다시 말해서 그 신뢰도를 나타내는 어떤 정량적인 값을 측정결과와 함께 나타내야 하는데 1993년 이전까지는 여러 가지 용어들이 사용되어 왔다. 다양한 용어 및 개념을 사용함으로써 야기된 문제들을 해결하기 위해서 국제 표준화기구 (ISO: International Organization for Standardization)는 1993년 여러 국제기구(BIPM, IEC, IFCC, IUPAC, IUPAP 및 OIML)와 더불어 측정불확도표현 지침서(Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement:GUM)를 발행했으며, 이 지침서에 의해서 측정불확도를 구하고 표현하는 방식이 전 세계적으로 많은 분야에 점진적으로 적용되어 왔다. 본 논문에는 감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 측정불확도를 평가하였다. 환경방사능 분석시 측정불확도를 평가하기 위해서 먼저 측정모델링을 세우고 이를 통해서 상대합성불확도를 구하고, 마지막으로 유효자유도를 통한 포함인자(k) 값을 구하고 이를 통해서 확장불확도를 구한다. 감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 측정모델링은 아래와 같이 표현될 수 있다.

$$A=\frac{N}{\varepsilon\times\gamma\times t_s\times m\times K_1\times K_2\times K_3\times K_4\times K_5} \qquad \text{식. 1}$$

여기서 N : 실 피이크 면적, ε : photopeak에서의 효율, t_s : 시료 측정시간, m : 측정된 시료의 무게, γ : 피이크 에너지의 감마선이 방출될 확률, K:각종 보정인자.

식. 1을 이용하여 상대합성 불확도를 구하는 식은 아래와 같이 표현된다.

$$\frac{\mu_c(A)}{A}=\sqrt{(\frac{\mu(N)}{N})^2+(\frac{\mu(\epsilon)}{\epsilon})^2+(\frac{\mu(\gamma)}{\gamma})^2+(\frac{\mu(m)}{m})^2+\sum_{i=1}^{5}(\frac{\mu(K_i)}{K_i})^2} \qquad \text{식. 2}$$

식 .2를 보면 불확도에 영향을 주는 인자는 다음과 같다. 먼저 시료전처리에 의한 불확도, $\frac{\mu(m)}{m}$, 피크면적을 구할 때 생기는 통계적 불확도, $\frac{\mu(N)}{N}$, 효율을 구하기 위한 불확도, $\frac{\mu(\epsilon)}{\epsilon}$, 핵자료 데이터를 이용한 방출에 대한 불확도,($\frac{\mu(\gamma)}{\gamma}$), 붕괴보정에 의한 불확도, $\sum_{i=1}^{5}(\frac{\mu(K_i)}{K_i})$.

포함인자 k의 값을 구하기 위해서 합성불확도의 유효자유도를 추정하여야 한다. 이 값을 구해야 합성불확도에 k값을 곱한 확장불확도를 구할 수 있게 된다. 유효자유도는 합성불확도 $u_c(A)$가 측정량 A 의 표준편차를 얼마나 잘 추정하는가를 나타내는 것으로서 합성불확도의 불확도 척도라고 할 수 있다. 보통 유효자유도가 충분히(30이상) 크면 정규분포를 따른다고 가정하고 95 % 신뢰구간에서 k=2의 값을 주로 사용한다. 실제로 감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 유효자유도는 30을 넘기 때문에 포함인자 k의 값을 2로 사용해도 무방하다. 유효자유도는 Welch-Satterthwaite공식을 이용하여 추정할 수 있다.

$$v_{eff} = \frac{u_c^4(A)}{\sum \frac{[u(x_i)]^4}{\nu_i}}, \quad \text{식. 3}$$

여기서 v_i는 $u(x_i)$ 의 자유도로서 A형 평가 및 B형 평가에 따라서 각각 다르게 구할 수 있다. 또한 확장불확도는 합성불확도에 포함인자 값을 곱하여 구할 수 있다.

$$U = u_c(A) \times k \quad \text{식. 4}$$

시료량 200 g의 러시아 산 차가버섯의 방사능 농도를 분석한 실제 예제를 통해서 불확도를 산출했다. 용기는 450 ml 마리넬리 비이커를 이용했으며, 감마분광분석기를 이용하여 측정하였다. Cs-137 핵종의 평균 방사능은 80.5 Bq/kg이고 상대불확도는 식. 2 와 식. 3을 이용하여 구하였다. 표. 1에서는 상대불확도 및 유효자유도 값을 요약하였다.

표. 1 불확도 및 유효자유도

불확도 요인	표현식	상대불확도(%)	유효자유도
샘플전처리	$\frac{\mu(m)}{m}$	0.0015	9
샘플 실피크	$\frac{\mu(N)}{N}$	3.2	∞
효율교정	$\frac{\mu(\epsilon)}{\epsilon}$	1.4	11
붕괴보정	$\sum_{i=1}^{5}(\frac{\mu(K_i)}{K_i})$	2.0	∞
핵자료데이터	$\frac{\mu(\gamma)}{\gamma}$	0.24	∞
전체	$\frac{\mu_c(A)}{A}$	4.03	755 (정규분포)
95 %신뢰구간			k=2

식. 4와 표. 1을 이용하여 구한 확장불확도(U)는 6.52 Bq/kg 이다. 측정한 시료의 방사능은 평균이 80.5 Bq/kg 이며 불확도가 6.52 Bq/kg (신뢰도 95%, k=2)이다. 본 논문에서는 측정불확도 표현지침에 따라서 감마분광분석기를 이용한 환경방사능 분석시 확장불확도를 평가하였다. 평가결과에 의하면 측정중에 생기는 불확도, 붕괴보정 및 효율교정에 의한 인자가 가장 컸다. 반면에 샘플전처리와 각 핵종의 붕괴확률에 의한 불확도는 크게 영향이 없었다. 본 논문에서는 기기의 효율보정, 무게측정 및 부피측정, 밀도보정, 자체흡수 및 방출불확도 등 모든 요소를 포함하는 불확도를 국제 공인 방법인 GUM에 근거하여 방사능분석에 맞게 적용하였다. 따라서 본 논문에서 언급한 방법을 이용하여 불확도를 표현하면, 서로 다른 국가에서 이루어지는 측정결과를 쉽게 비교할 수 있고 평가할 수 있고, 측정결과의 상호인정이 가능하다. 이로 인해서 제 3국에서 별도의 검사 없이 측정결과를 인정할 것이며 따라서 경제적, 시간적 이득이 생길 수 있을 것이다.

온라인자동분리장치를 이용한 악티나이드핵종의 분리

임성아, 김철수, 장병욱, 김용재, 강상훈, 이화용
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

sayim@kins.re.kr

악티나이드핵종을 선택적으로 분리하는 수지 및 온라인자동분리장치를 결합하여 환경시료중 Pu, Np 및 U에 대한 자동분리방법을 개발하였으며 그 특성을 평가하였다. 계측기의 종류, 분석핵종 그리고 환경시료의 종류에 따라 ICP-MS를 이용한 극미량 분석용 자동분리장치와 α-spectrometry를 이용한 알파선 계측용 대용량 다수시료 동시분리장치를 각각 개발하였다. 각 분리장치는 시료이송용 튜빙펌프와 세척 및 용출 용액을 선택적으로 주입할 수 있는 용액선별기 및 용액의 유로를 변경해주는 2-way 밸브 등으로 구성되어 있으며, 핵종의 분리는 각 핵종에 선택적 수지를 사용하였다.

ICP-MS용 자동분리장치는 계측기의 검출하한치가 낮은 장점을 이용하여 최종분리액이 1 ㎖ 되도록 소형 컬럼(3 ㎜ i.d. x 25 ㎜)을 사용하여 소형화된 분리장치를 개발하였다. Pu 분석의 경우, Np과 동시 분석이 가능한 TEVA 수지를 사용하여 2차에 걸친 자동 분리를 함으로써 U-238의 방해효과를 최소화하도록 하였으며, U 분리에는 UTEVA 수지를 사용하였다. 또한, 분리의 효율성을 높이기 위하여 10개 시료를 연속으로 처리할 수 있도록 분리조건을 설정하였고, 시료 1개의 분리에는 약 30분이 소요되었다. 알파선 계측용 자동분리장치는 대용량 시료를 처리할 수 있도록 대용량 컬럼(6.6 ㎜ i.d. x 100 ㎜) 7개를 장착하였고 시료 7개를 동시에 독립적으로 분리할 수 있도록 설계하였으며 모든 시료의 분리에 약 1시간 10분이 소요되었다. 최종 분리액은 컬럼에 충진된 수지량에 따라 차이가 있으나 약 13 ㎖였다. 사용된 수지는 핵종에 따라 다른 수지를 사용하였으며 ICP-MS용 분리장치와 동일하였다.

핵종분리의 신뢰성을 평가하기 위하여 표준해수시료(IAEA-381)를 이용하여 ICP-MS용 자동분리장치의 신뢰성을 검토한 결과, 회수율은 83% 이상이었고 U-238에 의한 방해효과는 0.3% 이하였으며 수지 재사용에 따른 잔류효과는 1% 이하였다. 한편, 알파선 계측용 분리장치의 경우, 20 g의 토양 및 해저토의 산 추출액을 직접 주입하여 Pu을 자동분리한 결과, 80% 이상의 높은 회수율을 보였으며, 각 컬럼별 회수율 차이는 10% 이내였다. 또한 반복측정에 따른 수지의 재 사용성과 분리장치의 재현성을 검토한 결과 6회까지는 회수율에 큰 저하가 일어나지 않았다.

이들 분리장치는 간단한 시료전처리를 거쳐 준비된 주입시료를 주입용 튜브에 연결한 후 미리 입력된 프로그램을 이용하여 전 과정이 자동으로 진행됨으로써 핵종분리에 소요되는 인력과 시간을 대폭 절감하였고, 일정량의 용액을 일정 속도로 주입함으로써 높은 재현성을 보였으며 폐회로의 온라인 분리방법을 사용하여 외부 환경에 의한 오염을 배제할 수 있었다.

제4분과
방사선 안전 및 환경
(Poster)

빈 면

A Preliminary Drop Test of a Type IP-2 Transport Package with a Bolted Lid Type

볼트체결방식의 IP-2형 운반용기의 낙하예비시험

Dong-Hak Kim, Ki-seog Seo, Hong Yun Park, Kyung Ho Lee*, Jeong-Hyoun Yoon*, Heung-Young Lee*

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

*KHNP Co., Ltd. Nuclear Environmental Technology Institute, 150 Duckjin-Dong, Yuseong-Gu, Daejeon

김동학,서기석,박홍윤,이경호*,윤정현*,이흥영*

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

dhkim@kaeri.re.kr

Abstract

A type IP-2 transport package should prevent a loss or dispersal of the radioactive contents and a more than 20% increase in the maximum radiation level at any external surface of the package when it were subjected to the drop test under the normal conditions of transport. If a shielding thickness of IP-2 transport package is thick, a bolted lid type may prevent a loss or dispersal of the radioactive contents than the door type of ISO containers which are generally used as a type IP-2 transport package. In this paper, to evaluate the effect of drop directions on the bolt tension and the coherence of a bolt, the drop tests of preliminary small model are tested and evaluated for seven directions before the drop test of a type IP-2 transport package with a bolted lid type under the normal conditions of transport. Seven drop directions which are a bottom-vertical drop, a lid-vertical drop, a horizontal drop and four corner drops have been carried out. Using a force sensor, the bolt tension during the drop impact is measured. The coherence of bolt is evaluated by the difference between the fastening torque of bolt before a drop test and the unfastening torque of bolt after a drop impact.

Key word : Type IP-2 transport package, the normal conditions of transport, a drop test, a bolted lid type.

요 약

IP-2형 운반용기는 정상운반조건의 낙하시험을 거친 후에 방사성내용물의 유실 또는 분산이 없고 외부표면에서의 방사선량률이 20% 이상 증가할 수 있는 차폐능력의 상실이 없어야 한다. 차폐체의 두께가 큰 경우에는, 볼트체결방식을 사용하면 IP형 운반용기로 많이 사용되고 있는 ISO 컨

테이너에서의 문을 사용하는 경우보다 방사성내용물의 유실 또는 분산이 일어나지 않을 것이다. 본 연구에서는 볼트체결방식의 IP-2형 운반용기에 대한 낙하시험을 실시하기 전에, 낙하방향에 따른 볼트인장력과 볼트체결력을 시험으로 평가하는 방법을 알아보기 위하여 예비시험모델을 제작하여 시험 및 평가하였다. 바닥과 뚜껑방향의 수직낙하, 수평낙하, 4방향의 경사낙하 등 총 7가지 낙하방향으로 자유낙하를 실시하였다. 낙하충격에 의한 볼트인장력은 힘센서를 이용하여 측정하였고, 볼트체결력은 낙하시험 전의 체결토르크에서 낙하충격 이후의 풀림토르크의 변화를 이용하여 알아보았다.

중심단어 : IP-2형 운반용기, 정상운반조건, 낙하시험, 볼트체결방식

1. 서 론

원전에서 발생하는 다양한 방사성폐기물을 작업자 및 공공의 안전을 위하여 국내 원자력법, 시행령 및 시행규칙 등에서 규정하고 있는 운반법규[1~3]에 따라 안전하게 운반하기 위한 운반용기를 개발하여야 한다. 방사성폐기물 운반용기는 관련 법규에서 규정하는 운반용기의 분류에 따른 기술기준 및 요건을 만족하도록 안전성 해석 및 안전성 입증시험 등을 수행하여야 한다. 원전에서 발생하는 다양한 방사성폐기물을 운반하기 위해서는 B형 운반용기는 물론이고 관련법규에서 규정하고 있는 IP형, A형 운반용기 또한 개발되어야 한다. IP형 운반용기는 관련 법규에서 규정한 분류에 따라 다시 IP-1형, IP-2형 및 IP-3형 운반용기로 구분된다. IP-1형 운반용기는 운반용기의 일반기준에 적합하고 외부의 최소길이가 10센티미터 이상이며 방사성내용물의 최대수량이 제한되도록 개발하여야 한다. IP-2형 운반용기는 IP-1형 운반용기의 기술기준을 만족하고 정상운반조건에 대한 낙하시험 및 적층시험을 거친 후에 방사성내용물의 유실 또는 분산이 없고 외부표면에서의 방사선량률이 20%이상 증가할 수 있는 차폐능력의 상실이 없어야 한다. 원전에서와 같이 대량으로 생산된 방사성폐기물의 운반을 위해서는 전용 적재를 기본으로 가정하면 IP-3형 운반용기는 개발대상에서 제외된다. 그러므로 원전에서 발생하는 방사성폐기물을 대량으로 운반하기 위한 IP형 운반용기의 개발대상으로 IP-2형 운반용기가 중요하다.

원자력발전소에서 발생되는 방사성폐기물의 운반을 위한 방사성폐기물 운반용기에 대한 개발을 진행하고 있다.[4] 특히, 방사성폐기물 IP-2형 운반용기는 20~200 mRem/hr의 선량률과 200~2000 mRem/hr의 선량율을 가진 제2종 저준위 비방사능물질 또는 제3종 저준위 비방사능물질로 분류되는 운반내용물을 운반하기 위하여 차폐체 두께를 35mm와 80mm의 두 가지 종류로 구분하여 개발되고 있다. 이와 같이 차폐체의 두께가 큰 IP-2형 운반용기의 경우에는, 볼트체결방식을 사용하면 IP형 운반용기로 많이 사용되고 있는 일반적인 ISO 컨테이너의 문을 사용하는 경우보다 방사성내용물의 유실 또는 분산이 일어나지 않을 것이다. 본 연구에서는 볼트체결방식의 IP-2형 운반용기에 대한 낙하시험을 실시하기 전에, 낙하방향에 따른 볼트인장력과 볼트체결력을 시험으로 평가하는 방법을 알아보기 위하여 예비시험모델을 제작하여 시험 및 평가하였다. 바닥과 뚜껑방향의 수직낙하, 수평낙하, 4방향의 경사낙하 등 총 7가지 낙하방향으로 자유낙하를 실시하였다. 낙하충격에 의한 볼트인장력은 힘센서를 이용하여 측정하였고, 볼트체결력은 낙하시험 전의 체결토르크에서 낙하충격 이후의 풀림토르크의 변화를 이용하여 알아보았다. 낙하시험 전의 체결토르크와 낙하충격 이후의 풀림토르크의 변화가 낙하충격에 의한 볼트체결력의 차이만을 나타내는지

를 알기 위하여 낙하충격이 없는 상태에서 체결토르크와 풀림토르크의 차이를 알아보았다.

2. 낙하시험

IP-2형 운반용기의 낙하예비시험을 위하여 그림 1과 같은 예비시험모델을 제작하였다. 예비시험모델의 총중량은 97.90 kg이고 뚜껑의 중량은 21.82 kg이다. 운반용기에서 사용될 인양 및 결속에 사용될 모서리쇠가 낙하충격에서 1차적으로 충격을 받도록 하는 것과 유사하게 예비시험모델에서도 각 모서리에 인양을 위한 구조를 튼튼하게 만들어 1차 충격을 먼저 받도록 돌출되어 부착하였다. 또한 상부와 하부의 각 변에 각관을 설치하여 운반용기의 각 변에 낙하충격을 흡수하기 위한 각관을 모델화 하였다. 체결된 볼트의 크기는 방사성폐기물 운반용기에 사용될 M24이며 상부에 8개를 사용하여 뚜껑을 체결하였다. 8개의 볼트 중에서 각 변에 하나씩 4개의 볼트에는 힘센서를 부착하여 낙하충격 시에 볼트의 인장력을 측정하였다. 그림 2는 IP-2형 운반용기 낙하예비시험모델에 힘센서 및 볼트의 부착에 대한 그림으로 볼트(Bolt 1, Bolt 2 등) 및 힘센서(Force 1, Force 2)에 대한 번호와 낙하방향을 보여준다. 볼트에 대한 번호순으로 볼트를 체결하였고 그 역순으로 볼트를 풀었다.

낙하충격시의 볼트인장력은 PCB사의 ICP 형식의 힘센서(model 206C)를 이용하여 20 kHz의 샘플링률로 취득하였다. 볼트인장력는 그림 3과 같은 NI사의 PXI 시스템의 PXI 4472 모듈을 통하여 측정하였다. 낙하충격에 의한 볼트체결력의 차이를 알아보기 위하여 낙하 전후에 볼트의 체결토르크와 풀림토르크를 측정하였다. 이러한 체결토르크와 풀림토르크의 차이가 낙하충격에 의한 볼트체결력을 나타내는지 알아보기 위하여 낙하충격이 없는 경우의 볼트체결토르크와 볼트풀림토르크를 알아보았다. 그림 2에서 보여주는 볼트에 대한 번호에 따라서 대칭되는 위치에 대하여 교차하여 8개의 볼트를 순서대로 체결하면서 체결토르크를 측정하고 역순으로 볼트의 풀림토르크를 측정하였다. 체결토르크는 30, 50, 80 N·m이상의 세 가지 체결토르크에 대하여 고려하였다. 또한 평워셔와 스프링워셔에 대한 영향을 알아보았다. Table 1은 평균 체결토르크 및 풀림토르크와 그 차

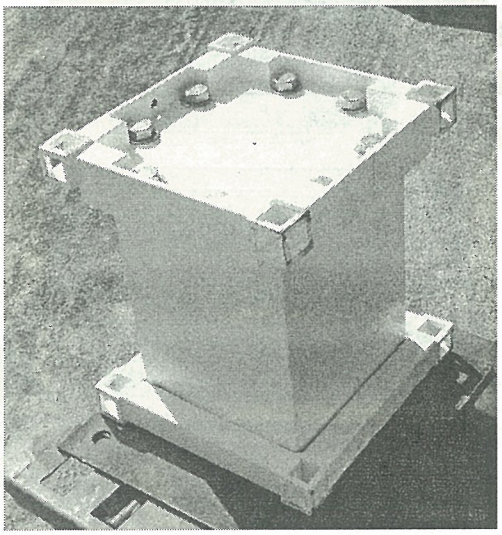


그림 1. IP-2형 운반용기의 낙하예비시험모델

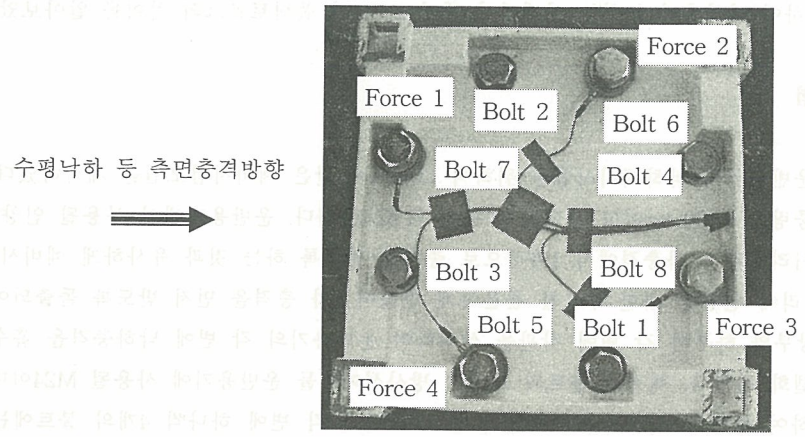


그림 2. 힘센서 및 볼트의 부착

이를 나타낸다. 체결토르크와 풀림토르크의 차이는 워셔가 없는 경우 가장 적으며 스프링워셔를 사용한 경우 가장 크다. 또한 체결토르크가 큰 경우에는 체결토르크와 풀림토르크의 차이가 더 크다. 체결시의 플랜지와 워셔가 받는 탄성응력의 회복이 풀림토르크의 감소로 나타난다. 탄성응력이 발생되는 플랜지, 워셔의 유무 및 체결토르크의 양에 따라서 체결토르크와 풀림토르크의 차이가 변한다. 낙하충격의 전·후에 측정된 체결토르크와 풀림토르크의 차이가 낙하충격에 의한 볼트 체결력의 차이에 체결시의 볼트체결토르크와 볼트풀림토르크의 차이를 포함한다. 그러므로 낙하충격에 의한 볼트체결력의 차이는 볼트체결에 따른 토르크의 차이를 고려하여야 한다.

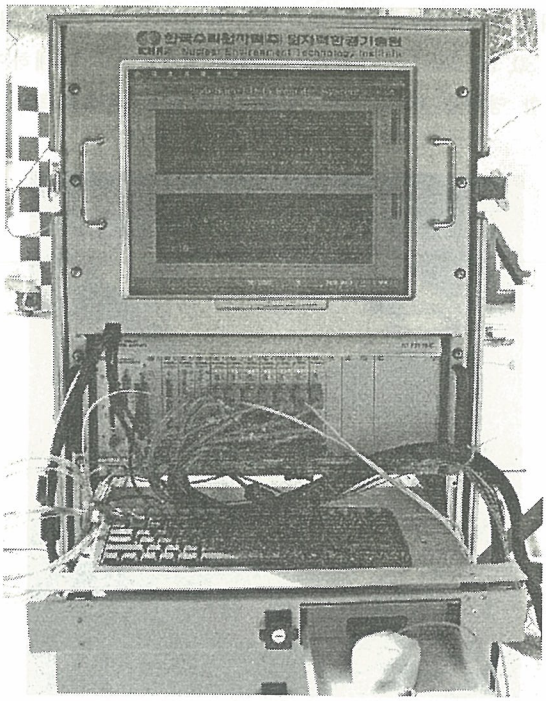


그림 3. 가속도, 볼트 힘, 변형율을 측정하기 위한 측정시스템(NI사의 PXI 시스템)

Table 1. 낙하충격이 없는 상태에서 체결토르크와 풀림토르크의 차이

조건	체결토르크 (N·m)	풀림토르크 (N·m)	차이 (N·m)
워셔가 없는 경우	31.26	26.40	4.86
	51.24	43.24	8.00
	82.36	65.58	16.79
평워셔를 사용한 경우	30.60	24.81	5.79
	50.94	40.19	10.75
	81.34	66.18	15.16
스프링워셔를 사용한 경우	30.74	21.34	9.40
	51.05	37.95	13.10
	81.96	60.11	21.85

낙하예비시험 모델을 릴리스장치에 고정하여 0.9 m 높이에서 자유낙하시켰다. 낙하방향은 그림 4와 같이 총 7개 방향으로 바닥수직낙하, 뚜껑수직낙하, 수평낙하, 바닥수직경사낙하, 바닥전단경사낙하, 뚜껑수직경사낙하, 뚜껑전단경사낙하이다. 수직낙하는 낙하충격방향과 볼트의 인장방향이 동일하다. 수평낙하는 낙하충격방향과 볼트의 전단방향이 동일하다. 수직경사낙하는 1차 충격 이후 2차 충격방향이 볼트의 인장방향과 동일한 방향으로의 낙하를 의미하며 전단경사낙하는 1차 충격 이후 2차 충격방향이 볼트의 전단방향과 동일한 방향으로의 낙하를 의미한다. 수평낙하 및 모든 경사낙하는 그림 2에서 보여주는 힘센서와 볼트의 위치에 대한 방향으로 낙하하였다.

3. 볼트 인장력

그림 5는 힘센서를 이용하여 취득한 낙하충격에서의 볼트인장력의 변화를 나타낸다. 수직낙하에서 돌출된 4개의 모서리쇠가 동시에 낙하충격을 받으면 모든 힘센서가 유사한 볼트인장력의 변화를 보여야 하지만 실제로 4개의 모서리가 다르게 낙하 충격을 받아서 약간 차이를 보인다. 그림은 낙하충격 시에 대한 변화로 힘센서의 대부분의 값이 낙하충격시의 큰 값의 진폭을 가진 낙하충격

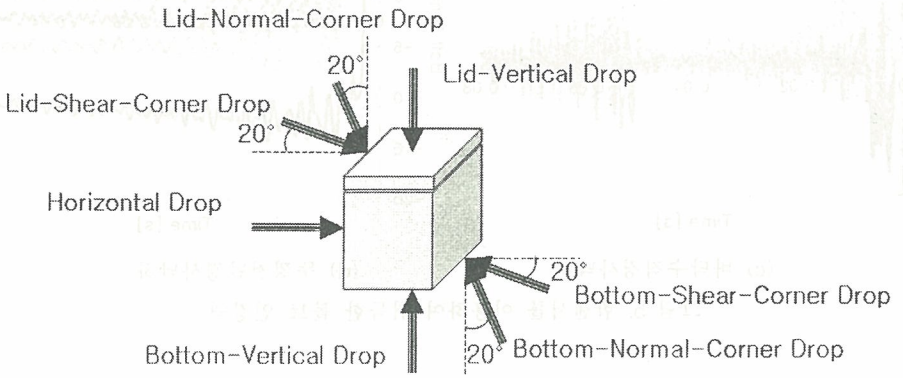
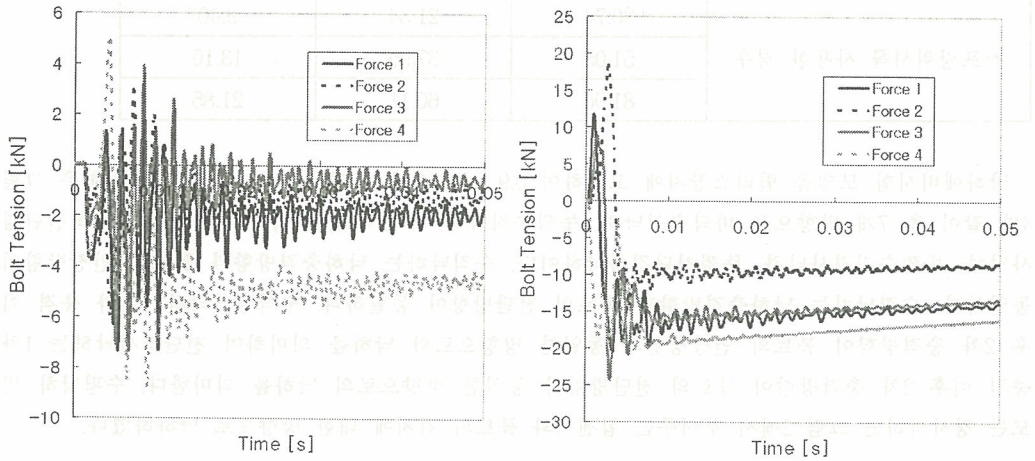
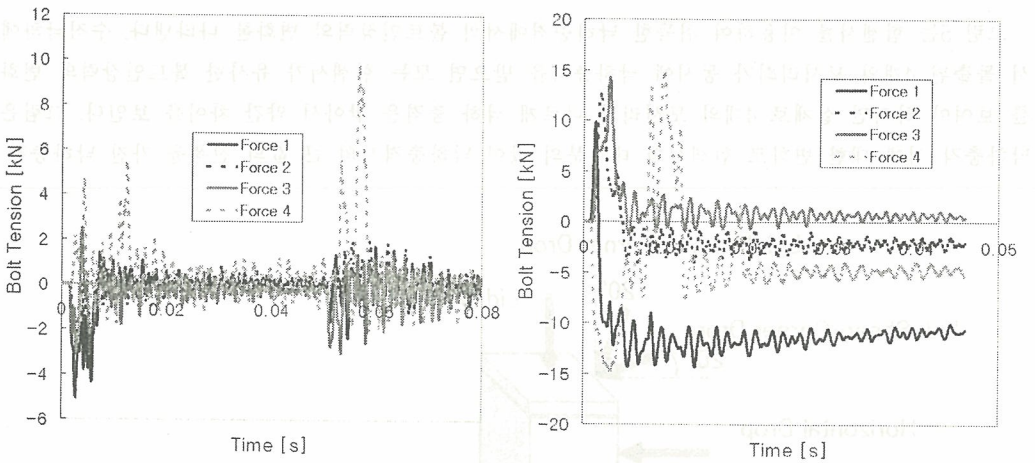


그림 4. 예비시험모델의 낙하방향

에 의한 변화와 함께 평균값이 뚜껑수직낙하시험에 대하여 최대 약 20 kN의 압축력에 대하여 작은 진폭의 볼트인장력의 변화를 보인다. 이는 볼트인장력의 감소를 의미한다. 뚜껑방향으로의 수직낙하와 경사낙하의 경우에는 이러한 볼트인장력의 감소가 크다. 바닥수직낙하의 경우 볼트 인장력의 최대값이 가장 작으며 뚜껑수직낙하의 경우 가장 큰 최대값을 보인다. Table 2는 낙하방향에 따른 볼트인장력의 최대값 및 최소값을 보여준다. 뚜껑수직낙하시험에서 최대 볼트인장력의 증가인 18.5 kN을 보였으며 24.3 kN의 최대 볼트인장력의 감소를 보였다. 수평낙하시험에서 볼트인장력의 최대 증가는 낙하충격면에 가까운 Force 1번 힘센서에서 나타나며 경사낙하시험에서는 낙하충격면의 옆면에서 발생하였다.



(a) 바닥수직낙하 (b) 뚜껑수직낙하



(c) 바닥수직경사낙하 (d) 뚜껑전단경사낙하

그림 5. 힘센서를 이용하여 취득한 볼트 인장력

Table 2. 낙하조건에 따른 볼트인장력의 최대값 및 최소값

Bolt tension [kN]		Force 1	Force 2	Force 3	Force 4	Average
Bottom-vertical drop	Minimum	-7.4	-5.9	-7.4	-8.7	-7.4
	Maximum	2.0	3.1	3.9	5.0	3.5
Lid-vertical drop	Minimum	-20.6	-14.3	-24.3	-20.2	-19.9
	Maximum	11.7	18.5	8.8	0.1	9.8
Horizontal drop	Minimum	-7.7	-9.8	-8.4	-4.4	-7.6
	Maximum	15.4	2.8	7.1	13.6	9.7
Bottom-normal-Corner drop	Minimum	-5.1	-2.7	-3.1	-2.3	-3.3
	Maximum	1.8	1.9	2.5	9.7	4.0
Bottom-shear-Corner drop	Minimum	-3.8	-10.2	-4.2	-5.9	-6.0
	Maximum	4.4	1.7	2.8	9.6	4.6
Lid-normal-Corner drop	Minimum	-6.6	-8.6	-4.4	-9.8	-7.4
	Maximum	8.5	3.9	11.6	12.8	9.2
Lid-shear-Corner drop	Minimum	-14.4	-4.2	-1.3	-14.8	-8.7
	Maximum	9.9	12.5	14.3	14.8	12.9

4. 볼트 체결력

Table 3은 낙하충격 전후의 볼트체결토르크와 볼트풀림토르크의 차이를 나타낸다. 체결토르크는 80 N·m 이상으로 하였으며 최대 체결토르크는 99 N·m이다. 평균체결토르크는 84.2~88.04 N·m이다. 수직낙하에서 볼트에 대하 체결토르크가 각각 다르고 또한 낙하 시의 미세한 각도의 차이에 의한 낙하충격량의 차이로 풀림 토르크의 차이가 크다. 경사낙하시험에서 낙하충격에 의하여 타격면에 반대쪽에 있는 볼트 4와 볼트 8번의 볼트체결력의 감소는 상대적으로 적다. 평워셔를 사용하여 80 N·m 정도의 체결토르크를 사용하여 체결하였으므로 낙하충격이 아닌 탄성회복에 의한 풀림토르크의 변화는 약 15.16 N·m이다. 뚜껑수직낙하에 의한 풀림토르크의 변화가 가장 큰 48.17(63.33-15.16) N·m이며 바닥수직경사낙하에 의한 풀림토르크의 변화가 가장 적은 1.63 N·m이다. 바닥수직낙하와 수평낙하의 낙하전후의 토르크의 차이는 유사하지만 뚜껑수직낙하의 경우 매우 낮은 풀림토르크에 의하여 볼트가 풀렸다. 뚜껑수직낙하의 경우 낙하충격에 의하여 볼트가 풀리지는 않았지만 볼트체결력이 거의 없어졌다. 경사낙하시험에서도 바닥쪽으로 수직경사낙하 또는 전단경사낙하를 실시한 경우에는 볼트체결력의 손실이 적지만 뚜껑방향으로의 수직경사낙하 또는 전단경사낙하의 경우에는 볼트체결력의 손실이 상대적으로 크다.

바닥수직낙하충격에서 Bolt 5번의 토르크의 변화가 35.15 N·m로 가장 크다. Fig. 5(a)의 볼트인장력의 변화에서 Bolt 5번에 해당되는 Force 4번 힘센서에서의 1차 충격이후에 안정화된 볼트인장력이 -5 kN으로 가장 크다. 안정화된 볼트인장력가 가장 큰 뚜껑수직낙하에서 풀림토르크의 가장 큰 변화를 보여준다. 풀림토르크의 변화가 가장 적은 바닥수직경사낙하에서 낙하충격이후에 안정화된 값이 가장 작다. 즉 안정화된 볼트인장력의 크기가 볼트체결력과 관계가 있는 것으로 사료된다.

Table 3. 낙하충격 전후의 볼트체결토르크와 볼트풀림토르크

	바닥수직낙하			뚜껑수직낙하			수평낙하		
	체결토르크	풀림토르크	차이	체결토르크	풀림토르크	차이	체결토르크	풀림토르크	차이
Bolt 1	81.9	44.8	37.1	83	3.5	79.5	91.1	58.5	32.6
Bolt 2	82.8	48.1	34.7	84	20.6	63.4	85.6	52.2	33.4
Bolt 3	90	39.6	50.4	81.8	2.9	78.9	85.2	61.4	23.8
Bolt 4	82	75.1	6.9	84.7	46.2	38.5	86.2	59.7	26.5
Bolt 5	84.9	34.6	50.3	80.6	16.8	63.8	85.9	29.2	56.7
Bolt 6	84.4	53.1	31.3	90.5	35.2	55.3	83.5	60	23.5
Bolt 7	90	62.5	27.5	84.4	15.5	68.9	83.5	58.7	24.8
Bolt 8	89.2	63	26.2	84.6	26.3	58.3	86.2	58.3	27.9
평균	85.65	52.6	33.05	84.2	20.88	63.33	85.9	54.75	31.15

	바닥수직경사낙하			바닥전단경사낙하		
	체결토르크	풀림토르크	차이	체결토르크	풀림토르크	차이
Bolt 1	90.1	74.6	15.5	85.2	64.5	20.7
Bolt 2	94	73.1	20.9	99	80.2	18.8
Bolt 3	98.2	81.9	16.3	88.1	87.7	0.4
Bolt 4	80.5	75.2	5.3	84.5	80.1	4.4
Bolt 5	87.9	68.4	19.5	87.7	46.4	41.3
Bolt 6	80.9	59.4	21.5	88.9	64.2	24.7
Bolt 7	83.9	60.7	23.2	85.9	61.2	24.7
Bolt 8	81.6	61.6	20	85	69.5	15.5
평균	87.14	69.36	17.78	88.04	69.23	18.81

	뚜껑수직경사낙하			뚜껑전단경사낙하		
	체결토르크	풀림토르크	차이	체결토르크	풀림토르크	차이
Bolt 1	86.2	48.6	37.6	87	46.2	40.8
Bolt 2	83.2	61	22.2	89.2	48.9	40.3
Bolt 3	83	64.2	18.8	95.6	43.2	52.4
Bolt 4	88.7	81.7	7	83.3	78.2	5.1
Bolt 5	81.3	48.4	32.9	88.9	45.7	43.2
Bolt 6	89.9	60.7	29.2	82.7	59.5	23.2
Bolt 7	81.7	56.9	24.8	89.4	39.9	49.5
Bolt 8	82.7	63.1	19.6	87.2	70	17.2
평균	84.59	60.58	24.01	87.91	53.95	33.96

5. 결론

볼트체결방식의 IP-2형 운반용기에 대한 낙하시험을 실시하기 전에, 낙하방향에 따른 볼트인장력과 볼트체결력을 시험으로 평가하는 방법을 알아보기 위하여 예비시험모델을 제작하여 시험 및 평가하였다. 바닥과 뚜껑방향의 수직낙하, 수평낙하, 4방향의 경사낙하 등 총 7가지 낙하방향으로

자유낙하를 실시하였다. 볼트인장력의 변화를 힘센서를 통하여 측정하여 보았다. 그 결과 순간적인 동적 볼트인장력의 변화가 측정이 가능하였고 뚜껑수직낙하시험에서 최대 볼트인장력의 증가인 18.5 kN을 보였으며 24.3 kN의 최대 볼트인장력의 감소를 보였다. 낙하충격의 전·후에 측정된 체결토르크와 풀림토르크의 차이가 낙하충격에 의한 볼트 체결력의 차이에 체결시의 볼트체결토르크와 볼트풀림토르크의 차이를 포함한다. 그러므로 낙하충격에 의한 볼트체결력의 차이는 볼트체결에 따른 토르크의 차이를 고려하여야 한다. 뚜껑수직낙하에 의한 풀림토르크의 변화가 가장 큰 48.17 N·m이며 바닥수직경사낙하에 의한 풀림토르크의 변화가 가장 적은 1.63 N·m이다.

참 고 문 헌

1. KOREA MOST Act. 2001-23, "Regulations for the Safe Transport of RadioactiveMaterial", (2001).
2. IAEA Safety standard Series No. TS-R-1, "Regulations for Packaging and Transportation of Radioactive Material", (2005)
3. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 71, "Packaging and Transportation of Radioactive Material", (2004).
4. 서기석 외, "방사성폐기물 운반용기 구조 및 열 안전성평가 - 1차년도 중간보고서", (2005).

한반도 주변해양에서의 Pu 및 Np 분포에 관한 연구

김철수[1], 문덕수[2], 김도성[3], 임성아[1], 최석원[1], 이화용[1], 강상훈[1]
[1]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
[2]한국해양연구원, 경기도 안산시 상록구 1270번지
[3]대구대학교, 경북경산시 진량읍 내리리 15

cskim@kins.re.kr

지금까지 국내환경 중 방사성핵종 감시는 주로 육상에 집중되었으며, 상대적으로 해양에 대한 조사는 미미하였다. 본 연구에서는 해양의 대표시료인 해수 및 해저퇴적물 중 Pu 및 Np의 농도 분포 및 그 특성을 조사하였다. 2005년도 8월에 채취한 한반도 주변 표층해수 중 총 Pu 및 Np-237의 농도는 서해, 남해 및 동해에서 큰 차이를 보이지 않았으며, 각각 1.9~7.5 μBq/kg와 0.07~0.17 μBq/kg의 농도범위를 나타내었으며, Pu-240/Pu-239 원자비와 Np-237/Pu-239 원자비는 각각 0.24±0.02(0.20~0.28)와 5.5±2.3(2.0~11.5)의 평균치를 나타내었다. Pu 원자비는 대부분의 육상시료에서의 Pu 원자비 0.18에 비하여 약 30% 이상 높은 원자비를 보임으로써 해양에서의 Pu의 기원이 전지구적 낙진 이외 다른 기원을 가진 Pu이 유입에 따른 것으로 판단된다. 수심별 Pu의 농도분포는 동해심층의 경우 수온약층이 존재하는 지점의 경우 Pu의 1000m 부근에서 뚜렷한 농도피크를 보였으나 수심이 낮고 표층과 심층간의 혼합이 활발한 서해 및 남해 지역의 심층해수는 혼합에 의해서 Pu 농도 구배가 발견되지 않았다. 해수에서 대부분이 용존성으로 존재하는 Np의 경우 Pu과는 달리 심층별 농도구배 없이 비슷한 농도분포를 나타내었다. 한편, 울진원전 앞 표층 해저퇴적물중 80개 지점에 대한 총 Pu 및 Np-237의 평균농도를 조사한 결과 각각 0.41±0.23 Bq/kg, 0.15±0.1 mBq/kg 였으며, Pu-240/Pu-239 원자비는 0.25±0.01로서 동해지역 해수에서의 평균원자비와 비슷하였으나 Np-237/Pu-239의 농도비는 0.06로서 해수중의 농도비에 비하여 월등히 낮은 값을 보임으로써 Np은 Pu과 다른 거동을 보여주었다. 고성 앞바다 해저퇴적물의 깊이별 Pu의 농도는 중간에 피크농도를 보였으며 27 cm까지 높은 농도(>2.7 Bq/kg)를 나타내었으며 이는 해저지형의 특징과 높은 유기물함량에 의한 것으로 보이며, Np의 경우 표층부터 서서히 감소하는 경향을 나타내었다.

Development of a Noise Reduction Program of a Prompt Gamma Spectrum based on Principal Component Analysis for an Explosive Detection

Yun-HeeLee,Hee-JungIm,ByungCholSong,JungHwanCho*,Yong-JoonPark,WonHoKim

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Deokjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea.

*College of Pharmacy, Sookmyung Women's University, 53-12 Chungpa-dong 2-ga, Yongsan-Ku, Seoul 140-742, Korea

This work demonstrates a developed program to reduce noises of a prompt gamma-ray spectrum measured by irradiating neutrons into baggage. The noises refer to random variations mainly caused by electrical fluctuations and also by a measurement time. Especially, since the short measurement time yields such a noisy spectrum in which its special peak can not be observed, it is necessary to extract its characteristic signals from the spectrum to identify an explosive hidden in luggage. Principal component analysis(PCA) that is a multivariate statistical technique is closely related to singular value decomposition(SVD). The SVD-based PCA decreases the noise by reconstructing the spectrum after determining the number of principal components corresponding important signals based on the history data that sufficiently describe its population. In this study, we present a visualized program of the above procedure using the MATLAB 7.04 programming language. When our program is started, it requires an arbitrary measured spectrum to be reduced and history spectra as input files. If user selects the files with menu, our program automatically carries out the PCA procedure and provides its noise-reduced spectrum plot as well as the original spectrum plot into an output window. In addition, user can obtain signal-to-noise ratio of an interesting peak by defining the peak and noise ranges with menu.

Tritium Behavior in The Primary Coolant of Bebble and Prism Type Gas Cooled Reactor

Dae-sik Yook and Kunjai Lee
KAIST, 373-1, Kusong-dong, Yusong-gu, Taejeon, 305-701, KOREA

In 2004, the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) launched a nuclear hydrogen program in which it aimed to develop and demonstrate by 2019 a mass producing hydrogen. Preconceptual designs for both pebble and block-type HTGR cores are being performed. Because the main purpose of these reactors is to produce heat-induced hydrogen, none of the radioactive nuclide must containin any generated hydrogen. Furthermore, because tritium is the only radionuclide that can permeate from the primary circuit through the heat exchanger walls into the secondary circuits where it causes unwanted contamination, this nuclide is of particular interest in relation to high-temperature gas-cooled reactors. This study is based on the conceptual design parameters of a gas turbine-modular helium rector (GT-MHR) which is 600 MW_{th} and a PBMR which is 300MW_{th} because these types of reactors are reference reactors of the nuclear hydrogen program. Tritium is produced in the HTGR by ternary fission and by activation reactions among trace impurities of the reflector grahphite and control materials that contain Lithium and boron. In addition, a HTGR-specific tritium source is given by the helium coolant itself in the form of the neutron-absorbing nuclide ^{3}He, which has an abundance of extremely low isotopes. Compared with these sources, the contributions of other tritium-producing reactions with nuclides such as ^{9}Be or ^{12}C are negligible. The tritium production rate is easily obtained by using the simple differential equation and the result is shown in Table 1.

Table 1. Comparison of the tritium production rate according to the reactor type(Ci/yr)

Reactor type	Thermal Power (MW_{th})	Units	Tritium Source				
			Ternary fission	^{3}He	^{6}Li	^{10}B	Total
Pebble	300	Ci/yr	1254	77.8	277.2	12.9	1621.9
		%	77.3	4.8	17.1	0.8	100
Block	600	Ci/yr	2508	45.5	735.1	1355	4643.6
		%	54.0	1.0	15.8	29.2	100

The tritium diffusion from the fuel to the primary coolant via SiC layer is evaluated by using the Tam's model. To evaluate the diffusion of tritium in the solid of the graphite as the relector, the second Fick's law and the Arrhenius equation are used in this study with spherical and cylindrical coordinates. For the pebble-type reactor, which has a spherical coordinate, the solution was obtained as follows:

$$F(t) = 1 - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{6}{\pi^2 n^2} \exp(-Dn^2\pi^2 t / a^2) \qquad (1)$$

a is the thickness of the graphite, and D (cm^2/sec) is the diffusion coefficient. For the central reflector, which has cylindrical coordinates, this solution was obtained as follows:

$$F(t) = 1 - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{4}{a^2 \alpha_n^2} \exp(-D\alpha_n^2 t) \quad (2)$$

$$J_0(a\alpha_n) = 0 \quad (3)$$

where the a_n values are roots of Eq. (3) and $J_0(x)$ is the Bessel function of the first kind of zero order. The roots of Eq. (3) are tabulated in the tables of the Bessel functions. The fractional release from each source to the helium coolant was summarized in table 2 on the assumption that the maximum temperature is 1079℃ for the pebble type reactor and 1218℃or the prism type reactor. And figure 1 and 2 shows the tritium activities in the primary coolant of Pebble and Prism type gas cooled reactor with the time lapsed. In case of the Pebble type reactor, even though ternary fission is the largest source and the fuel temperature is very high, the release of tritium from the fuel kernel to the helium coolant is difficult because of the SiC layer and the relatively thick of graphite. In case of the Prism type reactor, fuel compacts is just set in the fuel assembly so the tritium permeated through the SiC layer will be released to the He coolant. The total amount of tritium in the helium coolant with respect to diffusion to be 102.3 Ci/yr (approximately 6.3percent of total production rate) for the pebble-type reactor and 1279.6 Ci/yr (approximately 29.5percent of total production rate) for the block-type reactor. And the These results suggest that the specific activities of tritium in the coolant will become a few μCi/g (in case of pebble) ~ hundreds of μCi/g (in case of Prism) levels even if changes in the total helium inventory depend on the variation of the core's design.

Ackledgements

This work has been carried out under the Nuclear Hydrogen Development and Demonstration Program supported by the Ministry of Science and Technology (MOST) of Korea

Table 4. Tritium release from each source to the He coolant (unit : %)

Reactor type	Ternary fission	^{3}He	^{6}Li	^{10}B
Pebble	0.8	100	5.0	-
block	46.2	100	7.3	14.3

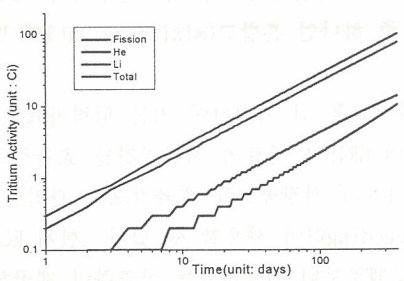


Fig 1. Tritium activity diffused from each source term in the primary coolant of Pebble type reactor

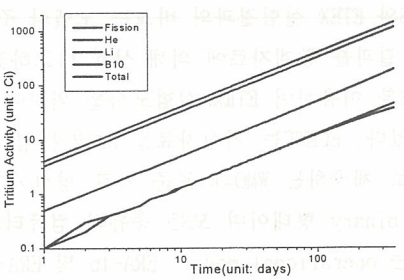


Fig 2. Tritium activity diffused from each source term in the primary coolant of Prism type reactor

LADAS 개발 및 적용

서경석, 김은한, 황원태, 정효준, 한문희
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

kssuh@kaeri.re.kr

구 소련의 체르노빌 사고 이후 원전 사고시 대기로 방출되는 방사성 물질로부터 주변 주민 및 환경을 보호하고 방사선 피해를 최소화할 수 있는 비상대응 시스템의 개발이 필요하게 되었다. 우리나라도 1995년부터 방사선 비상대응 시스템 개발에 착수하여 현재 4개의 상업용 원전을 대상으로 국지규모(local-scale)의 CARE 시스템이 운영 중에 있으며, 인접 국가의 원전 사고를 대비한 장거리 대기 확산 모델 LADAS(Long-Range Accident Dose Assesment System)가 개발되어 동북아시아권을 대상으로 시험 운영 중에 있다. LADAS는 원전 사고시 신속한 계산을 위하여 가상의 입자(particle)를 대기중으로 방출하여 그 궤적을 추척함으로써 농도분포를 계산하는 Lagrangian 모델의 이론을 근간으로 하고 있다. Lagrangian 입자추적 모델을 이용한 3차원 공간에서 입자는 평균풍에 의한 이류(advection)와 난류에 의한 확산(turbulence)으로 주어진 시간간격 동안에 초기위치에서 다음 위치로 이동한다. 따라서 공간에 대한 변위는 이류와 난류에 의한 변위의 합으로써 표시된다. 난류성분의 계산은 Monte Carlo 기법을 이용하였고, 대기중 농도 지표면 건·습식 농도를 계산하도록 설계되었다. 또한 계산에 중요한 영향을 주는 변수중 하나인 혼합고의 산정은 마찰속도와 온위자료를 이용하여 Monin-Obukhov 특성길이를 산정하고 이를 이용하여 Richardson number를 계산하여 이 기준에 따라 혼합층 높이를 계산하도록 모듈을 설계하였다. 개발된 장거리 대기확산 모델의 검증을 위하여 1994년 10월 유럽에서 수행된 대규모 야외 추적자 실험 ETEX(European Tracer Experiment) 자료와 비교·검증하였다. ETEX 실험은 장거리 대기 확산모델의 비교 연구인 ATMES(Atmospheric Transport Model Evaluation Study)] 프로젝트의 불확성과 모델 결과간의 차이를 최소화하기 위하여 IAEA, WMO, 유럽 EC(European Commission) 미국 DOE(Department of Energy)의 지원하에 수행된 장거리 대기 확산실험이다. 본 연구에서 개발된 LADAS와 ETEX 실험결과의 비교는 모델의 주요 입력자료 중 하나인 혼합고(mixing height)의 변화 따른 결과를 통계자료에 의해 상호 비교하였다.

LADAS를 이용하여 ETEX 실험모사를 위하여 ECMWF의 기상자료를 전 처리하여 기본 입력자료로 사용하였다. ECMWF는 기상자료를 GRIB의 형태로 제공하는데 GRIB는 자료의 저장공간을 효율적으로 형태로 제공하는 WMO의 표준 자료 형식이다. GRIB는 자료의 저장공간을 효율적으로 관리할 수 있는 binary 형태이며 모든 종류의 컴퓨터와 O/S에서 decoding하여 사용할 수 있다. 현재 ECMWF에서는 operational model, ERA-15 및 ERA-40의 3개의 모델로부터 기상자료를 산출하여 제공하고 있다. ETEX 실험모사를 위하여 GRIB의 형태로 된 ECMWF의 ERA-40의 수치 기상예보 자료와 decoding software인 GRIBEX decoding software를 이용하여 GRIB 형태의 기상자료를 ASCII 형태의 자료 변환하였다. ETEX 실험기간 중 ECMWF GRIB 형태의 기상자료로부터 지표면 압력분포, 10m 유속분포, 2m 온도분포 및 4개 level (1000 hPa, 850 hPa, 700 hPa, 500 hPa)에서의 수평 및 수직 유속성분 등을 추출하여 LADAS의 기본 입력자료로 이용하였다. 확산실험 모사를 위하여 수

평방향으로 0.5° x 0.5° 간격으로 73 x 55개의 격자망을 형성하고 수직방향으로 5개 수직 level을 구성하였다. 입자는 방출점에서 1초당 1.17개를 방출하였다.

개발된 LADAS는 앞으로 ATMES 프로젝트와 ENSEMBLE 프로젝트에 참여하여 불확실성에 대한 비교·검증을 거친 후 비상시를 대비한 방사선비상 대응시스템 CARE에 연계하여 광역 대기 확산평가에 활용될 예정이다.

기준기급 2π 비례계수기를 이용한 Am-241 선원교정 시 불확도 평가

이병두, 김경덕, 윤철환
원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

vangelis@khnp.co.kr

2π 비례계수기는 Gas-Flow Type 검출기의 한 종류로서 음극은 반구형의 스테인레스 스틸(Stainless Steel)이고 양극은 미세하게 가는 선으로 검출기 중심에 위치하고 있다. 선원에서 발생된 방사선이 검출기에 도달하는 입체각이 2π로서 시료를 계수기내에 위치시켜 측정하므로 계수창에 의한 검출효율 보정이 불필요하다. 저준위 방사능 측정이 가능하고 양호한 에너지 분해능을 가지고 있어 알파, 베타입자 방출핵종의 방사능 절대측정에 유용하기 때문에 기준기급 장치로서 많이 사용하며 알파, 베타입자를 방출하는 점선원, 원형선원의 방사능 측정 및 다양한 방사능 측정 장치의 교정에 활용한다. 비례계수기를 이용한 선원의 방사능 측정 시 측정 불확도가 존재하는데 불확도는 비례계수기의 교정과정과 비례계수기를 이용한 선원의 방사능 측정과정에 영향을 받는다. 비례계수기 교정 시 불확도에 영향을 끼치는 주요 요인으로 계수통계, 기저방사선, CRM 불확도, 방사능 붕괴보정, 타이머 등의 요인이 있고, 측정선원의 방사능 측정 시 불확도에 영향을 끼치는 주요 요인으로 계수통계, 기저방사선, 비례계수기의 계수효율, 방사능 붕괴보정, 타이머, 선원의 두께, 선원의 크기 등의 요인이 있다. 한국표준과학연구원의 측정불확도 평가 및 표현지침이 따라 1) 측정의 수학적 모델 설정, 2) 합성표준불확도 관계식 유도, 3) 표준불확도 산출, 4) 합성표준불확도 계산, 5) 불확도 총괄표 작성, 6) 확장불확도 계산, 7) 불확도 보고의 단계를 거쳐 불확도를 산출하였다. 알파방출 인증표준물질(Am-241)을 이용한 비례계수기의 교정결과 알파 계수효율은 0.509, 알파 계수효율의 불확도는 2.02 % (k = 2, 신뢰수준 약 95 %) 가 나왔다. 그리고 이를 이용한 측정선원 Am-241의 교정결과 방사능은 $(3\ 324 \pm 73)\ Bq$ (k = 2, 신뢰수준 약 95 %) 이 나왔다.

공산품에 대한 방사선 준위 평가

전인*, 김희령, 박두원, 이완로, 정근호, 조영현, 최근식, 이창우
*한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

ijun@kaeri.re.kr

공장에서 생산되는 물품이나 가공되는 식품은 반드시 정량적인 품질 보증 절차를 거치게 되어 있다. 공산품이 방사선과 관련되어 있는 경우에도 인체 또는 환경에 대한 위해도 평가를 엄격히 수행하여 적격성 여부를 판단할 필요가 있다. 본 연구에서는 공산품들에 대한 방사선 준위를 유효선량으로 환산하였다[1, 2]. 이를 일반인에 대한 선량한도 값과 비교함으로서 공산품에 대한 실제적인 방사 선량률 기준 정립을 위한 초석을 마련 하고자 한다.

공산품으로부터의 방사선 피폭에 대한 연간유효선량의 계산은 방사 선량률 자료 36개 항목에 대하여 수행되었다. 우선 연간유효선량을 계산하기 위하여 식 (1)을 사용하였다.

$$H = D \times t \times 365/1{,}000 \qquad (1)$$

H : 연간유효선량(mSv/y),

D : 방사 선량률(μSv/h),

t : 방사선 노출 시간(h)

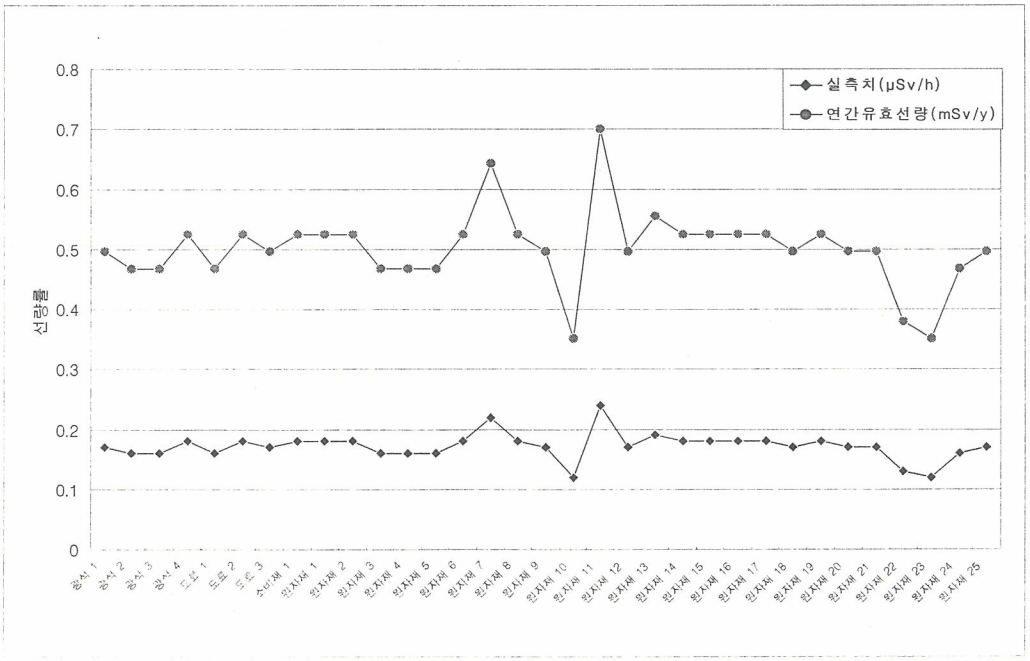


그림 1. 공산품에 대한 유효선량

식 (1)에서 방사선 노출 시간은 인간이 하루의 1/3을 방사선에 지속적으로 피폭 받는다고 가정하여 8시간으로 하였다. 표 1에서는 36개 공산품에 대하여 1 m 거리에서의 방사 선량률(D) 측정 결과와 이에 대한 연간유효선량을 계산하여 나타내었다.

그림 1에서 보면 모든 품목의 연간유효선량은 일반인에 대한 선량한도(1 mSv/y) 미만으로 나타났다. 실제적으로는 작업장 또는 현장에서의 공산품 사용 시간, 거리 등에 따라 유효선량은 다르게 계산될 것이다.

본 연구의 공산품들 각각에 대한 유효선량 계산으로부터 모든 품목은 일반인에 대한 선량한도 이하의 방사선적 영향을 미칠 것으로 예측된다. 실질적으로 사용 환경, 피폭 부위, 특정 거리에서의 작업/사용 시간 등을 포함한 구체적인 시나리오가 주어질 때 더욱 정확한 선량평가가 이루어질 것이다.

궁극적으로 공산품의 사용 또는 호흡 등에 관한 기준을 마련함에 있어서 유효선량과 선량한도와의 단순 비교와 함께 2005년 ICRP 신 권고에서처럼 사용/호흡 비율 등을 고려한 개인별 제약치 개념이 적용되어야 할 것으로 생각된다.

참 고 문 헌

[1] ICRP60 (1996)

[2] IAEA Safety Series No. 111 (1992)

MCNP코드를 이용한 중성자 발생장치의 차폐체 두께 결정

송병철, 임희정, 이윤희, 김원호, 박용준

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nbcsong@kaeri.re.kr

NIPS(Neutron Induced Prompt-gamma Spectroscopy) 측정 시스템은 중성자를 시료에 조사시킬때 (n, γ)반응에 의하여 방출된 즉발감마선을 감마선 검출기로 계측 함으로써 시료내 존재하는 성분원소의 함량을 분석하는 방법이다. NIPS 측정 시스템으로 분석할 수 있는 원소는 중성자 포획 단면적이 큰 B, Cd, Sm 및 Gd등의 원소와 중성자 방사화 분석이 용이하지 않는 H, C, N 및 S 등이 있으며 주로 지질학, 생물학, 식품학 등의 분야에 활용되고 있다. NIPS 측정시스템의 차폐디자인 또는 이론적인 중성자 또는 이차감마선 선량율을 예측하는데 MCNP-4B 전산코드를 이용하였다. 본 연구에서는 NIPS 측정 시스템에 중성자 선원으로 사용되는 D-D 중성자 발생장치로부터 방출되는 중성자와 중성자 핵반응에 의한 이차 감마선에 대한 차폐를 위한 폴리에틸렌 및 납의 두께를 MCNP 코드를 이용하여 결정하였다. 중성자 선원이 원통형 폴리에틸렌 가운데에 위치하는 모델에 대하여 MCNP 계산 결과, 폴리에틸렌 두께에 따라서 중성자에 의한 선량율은 지수함수적으로 감소하나 이차 감마선에 의한 선량율은 오히려 증가함으로 이차 감마선에 대한 차폐가 추가로 요구되었다. 반경 50 cm의 폴리에틸렌 과 5 cm의 납으로 차폐하였을때 작업자의 위치에서의 방사선 선량율과 방사선 구역의 경계에서 나타나는 선량율을 계산하고 이를 근거로 하여 방사선 발생장치의 사용허가를 위한 차폐설계를 하였다.

원자력발전소 주변 주민에 대한 음식물 섭취량 조사 설계

조한석, 박봉서, 김주한, 이정원, 이갑복*, 정양근*

충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 220번지

*한전 전력연구원, 대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

hnsokjo@cnu.ac.kr

현재 국내 원자력발전소 주변 주민피폭선량평가에 적용되는 주요 입력 자료인 음식물 섭취자료는 1987년부터 1988년에 고리원전을 대상으로 조사된 현장조사 값을 전 원전부지에 동일하게 적용하고 있다. 당 자료는 조사 후 15년 정도 시간의 경과가 있었고, 음식물섭취경향도 변화하였을 것으로 추측된다. 따라서 현재 원전주변 주민들의 식생활을 적절히 반영하고, 일정주기로 원전주변주민들의 음식물섭취 경향의 반영에 대한 필요성이 대두되었다. 이러한 필요성에 따라 보건복지부에서 시행(3년 주기, 전국민 대상)하는 국민영양조사 자료를 분석하여 활용하며, 원전 주변 주민에 대한 현장조사를 실시하여 이 결과를 국민영양조사 자료와 연계 분석하여 음식물섭취자료를 개선하는 방안이 제안되었다.

본 연구에서는 국민영양조사에서의 표본 및 조사 설계에 대한 내용을 검토하여, 원전주변 주민의 음식물섭취량 현장조사에 반영하고, 이를 연계분석 할 수 있도록 현장조사에 대한 표본 및 조사 설계의 내용을 제시하고자 한다.

보건복지부 시행 국민영양조사의 표본 및 조사 설계를 살펴보면, 2001년 조사의 경우 통계청의 '2000년 인구주택총조사 명부'를 모집단으로 확률비례계통추출법으로 전국 4,000가구를 표본으로 실시되었으며, 조사 시기는 11월에서 12월에 실시되었다. 조사내용은 식품섭취, 식생활, 건강상태, 식품섭취빈도이며, 2004년도 조사에서는 2001년 조사 사항을 그대로 유지하면서 조사표의 표현방식과 식품군에서 몇 가지 항목이 변경 및 추가 되면서 사회·경제적 환경 변화에 따라 바뀌고 있는 식생활 행태를 반영할 수 있도록 내용면에서의 수정 및 보완이 이루어져 현재 조사가 진행 중이다.

본 연구에서의 주변주민에 대한 현장조사의 표본 및 조사 설계는 모집단을 국민영양조사와 같이 통계청의 '2000년 인구주택총조사 명부'에 사용된 조사구를 토대로 원전주변 반경 2Km이내의 조사구로 결정하였다. 현장조사 대상 전체 조사구의 개수는 울진에 25개, 월성에 26개, 고리에 21개, 영광에 18개 조사구이며, 각 조사구의 가구 수는 울진에 1,626개, 월성에 1,453개, 고리에 1,218개, 영광에 997개 가구이다. 이 중에서 각 마을별 가구 수를 기준으로 비례추출하여 부지별로 10개씩 조사구를 선정하였으며, 아파트 조사구와 일반 조사구의 인구수를 고려하였다. 각 조사구에서 5가구씩 임의추출(random sampling)하여 각 부지별 50가구씩 총 200가구를 표본으로 선정하였다. 식품섭취량 조사 설계는 국민영양조사의 조사표를 준용하면서 섭취량에 대한 24시간 회상법과 식품섭취빈도법을 활용하고 예비조사와 계절별로 조사를 반복수행하면서 비표본오차를 최소화하도록 설계하였다.

최신 IT 기술을 활용한 방사성폐기물 위치추적 시스템

송지연, 이광열, 이정수, 안경일

대상정보기술(주), 서울특별시 성동구 성수1가2동 656-282

aki1122@chol.com

방사성폐기물 위치추적의 중요성

현재 위험물질의 사용은 여러 장소에서 이루어지고 있다. 위험물질은 육지, 바다 또는 항로를 이용하여 운반되고 있으며 이에 따른 운송위험이 계속적으로 확대되고 있는 추세에 있어서 세계적으로 심각하게 고려되는 문제이다. 운송에서의 크고 작은 사고는 위험물질이거나 또는 소비재 물품이거나 수송작업자, 승객 및 주변사람의 상해 또는 죽음을 가져올 수 있다.

국내에서 운반되는 방사성물질을 살펴보면 핵분열성물질로서는 농축육불화우라늄, 사용전핵연료집합체, 사용후핵연료집합체가 있으며, 방사성동위원소는 의료용, 비파괴검사용, 산업용 게이지류 선원 등이 있고 방사성동위원소 폐기선원 및 폐기물과 같은 방사성폐기물 등이 있다.

운반 중에 사고로 인하여 운반물이 파손되어 방사성물질이 누출될 경우에 운반에 직접적으로 종사하는 작업자는 물론이고 인근 일반인 및 주변 환경에 심각한 영향을 초래할 수 있기 때문에 운반용기의 설계 및 제작, 포장, 운반 등 운반을 위한 일련의 과정마다 철저한 안전점검을 통하여 예상되는 사고에서도 안전성이 확보되도록 노력하여야 한다. 특히, 국내의 경우 교통사고의 발생확률이 높기 때문에 운반안전에 큰 관심을 갖고 사고방지에 노력하여야 한다. 분명한 것은 모든 상상할 수 있는 사고 상황에서 100% 안전을 보증할 수 있는 기술이 없다는 것을 명심하여야 한다.

또한 요즘 이슈화되고 있는 각종 테러로부터도 안전을 보장받기 힘든 추세이다. 예를 들면 방사성 물질을 불손한 목적에 이용하고자 탈취하거나 파괴를 시도할 수도 있다. 방사성 물질의 탈취로 인하여 제 2, 제 3의 테러를 유발할 수도 있다. 방사성물질의 운반의 안전성은 운반의 계획에서부터 운반이 종료될 때까지 체계적인 위치추적 관리를 통하여 확보되어야 한다.

방사성폐기물 위치추적 시스템 설계시 고려사항

+ 방사성폐기물 위치추적에 필요한 체계적인 관리방안 확보
+ 첨단 IT 시스템 활용을 위한 각 사업자의 관리체계 구축
+ 웹을 통한 대국민 방사성폐기물 위치정보 공개에 대한 투명성을 확보.
+ 일반인 및 관련 종사자들에게 최상의 서비스 제공을 위한 신뢰성 있는 데이터를 제공한다.
+ 친숙한 사용자인터페이스(User Interface)로 설계.

RFID를 이용한 방사성폐기물 입출고 시스템

개별 방사성폐기물에 RFID Tag를 부착해 관리를 하여 임시저장고에서의 저장관리 뿐만 아니라 처분장으로의 출고 시 방사성폐기물 이력정보의 관리 및 보고가 가능하고 또한 처분장에서도 입고 및 관리 시에 개별 방사성폐기물의 이력정보를 손쉽게 획득하여 관리가 보다 원활하게 할 수 있다.

GPS, 위성통신, CDMA통신을 활용한 운송수단 위치추적 시스템

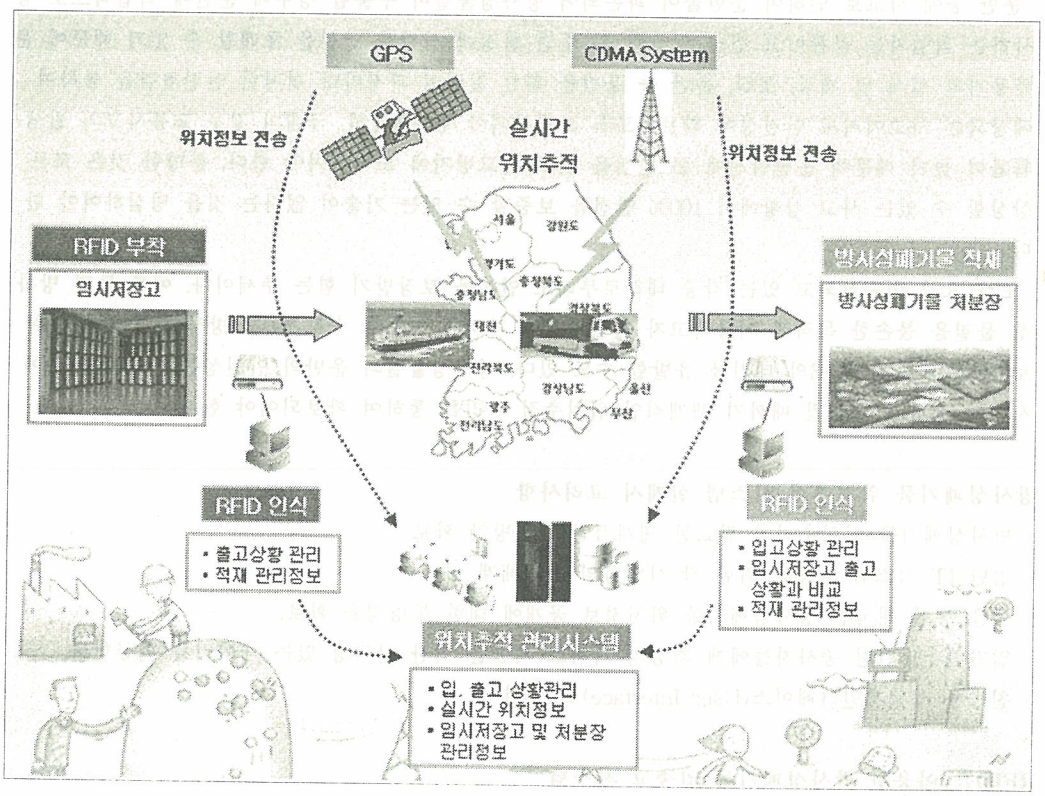
트럭, 선박, 기타 운송 수단을 이용한 방사성폐기물 운반 시에 GPS, 위성통신, CDMA통신 등을 활용하여 실시간 운송 상황을 확인하고 운송 중 지정 경로 이탈, 불순 세력의 방사성폐기물 탈취 등의 만일의 사고에 대비하고 사고 상황 발생시에도 빠른 대책을 세울 수 있도록 도와준다.

군, 경찰, 소방방재청 등 국가 방재관련기관과의 협조체제 구축으로 만일의 사태 시 신속히 대응할 수 있는 도움을 줄 수 있다.

임시저장고 및 처분장 적재관리 시스템

각각의 저장장소에 적재 시부터 RFID를 활용한 자동창고시스템을 적용하여 방사성폐기물의 종류 및 특성 같은 일반 현황 등과 개별 방사성폐기물의 적재 위치 등을 체계적으로 관리하고 입출고 시에도 관리시스템을 활용하여 운송할 방사성폐기물을 신속히 찾아 운반준비를 할 수 있고 출고 정보관리를 쉽게 할 수 있다. 이러한 체계적인 관리를 통하여 비용이나 안전성 측면에서 보다 이익을 극대화 할 수 있다.

시스템 구성도



핵연료 균질도 측정장치의 통합·제어를 위한 전산 프로그램의 성능시험

오석진, 신희성, 장지운, 이윤희, 박희대, 김창규
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

sjoh@kaeri.re.kr

하나로 연구용 원자로 핵연료 제조공정에서 제조된 핵연료심의 길이방향 균질도 검사는 품질보증 측면에서 매우 중요하다. 또한 균질도 검사에 이용되는 장비는 항상 일정한 정확도 및 성능을 유지하여야 한다. 이러한 관점에서 보면 균질도 측정장치에 이용되는 전산 프로그램 또한 매우 중요한 부분이다. 따라서 본 논문에서는 핵연료 균질도 측정장치에 이용되는 전산 프로그램을 실제 핵연료를 대상으로 수행하는 균질도 실험에 적용하여 성능평가를 수행하였다. 균질도 측정장치는 크게 핵연료 위치제어 시스템과 감마선 스펙트럼 측정·분석 시스템으로 구분할 수 있다.[1][2]

핵연료심재 위치제어 시스템은 크게 스텝모터와 PLC(Programmable Logic Controller)를 내장한 컨트롤 박스로 구성되어있다. PLC는 이송용 스텝모터를 정밀하게 제어함으로써 핵연료심재를 안정적으로 좌우로 이동할 수 있도록 하며, PC를 통해 remote 자동 제어가 가능하도록 내부 programming 되어있다. 스펙트럼 측정·분석 시스템은 검출기, MCA(Multi Channel Analyzer) 및 PC 장착 PCI용 GPIB(General Purpose Interface Bus)카드로 구성되어 있으며, 핵연료 내부에서 U-235에 의해 방출되는 감마선을 계수할 수 있다. Fig.1과 Fig.2에 하나로 핵연료 균질도 측정 장치의 실제모습과 개략도를 제시하였다.

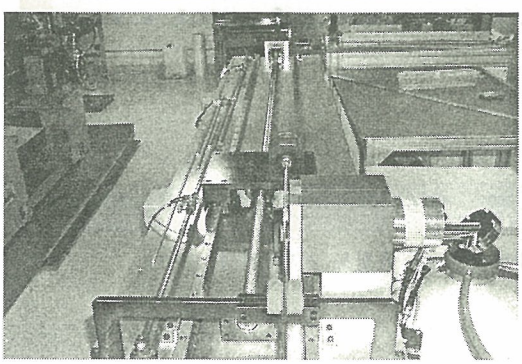


Fig. 1. 핵연료 균질도 측정장치의 실제 모습.

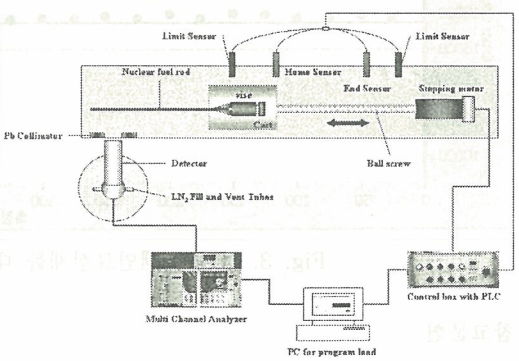


Fig. 2. 핵연료 균질도 측정장치의 개략도.

성능평가의 대상 프로그램은 Visual C++를 기반으로 개발되었으며, 입·출력의 사용자 친화적 인터페이스와 측정조건의 디스플레이 기능을 갖추고 있다. 개발프로그램은 포트 통신부, PLC(Programmable Logic Controller) 제어부 및 MCA(Multi Channel Analyzer) 제어부의 세부분으로 구성되어있다. PC와 PLC CPU 사이의 통신방식은 Rs-232C 비동기식 방식이며, 포트통신 방법은 Thread 기법을 적용하였다. PLC 제어에 관한 프로그램은 PLC 내에 미리 정의된 명령어로써 PLC CPU와 PC간의 데이터 통신이 원활할 수 있도록 개발되었다. 또한 측정조건의 입력의 경

우 측정간격, 측정시간, ROI값 및 허용오차들은 각 측정구간마다 입력되어진다. MCA 제어 프로그램은 Canberra사의 programming library로서 개발되었는데 library에는 MCA 기능에 따라 선언된 변수와 함수를 수록한 헤드파일을 포함하고 있다.[3][4]

개발된 프로그램으로 하나로 핵연료심재를 대상으로 감마스캐닝 실험을 실시하였다. 핵연료심재 길이는 700 mm이며, 25 mm 씩 총 28번의 측정을 실시하였다. 구간마다 측정시간은 50초로 설정하고 MCA 스펙트럼 윈도우상에 U-235에서 방출되는 감마선 Peak area(756 ~767 채널)의 총계수를 산출하였다. 감마스캐닝의 전체 측정결과를 Fig. 3에 나타내었다. Fig.3에서 보는바와 같이 표준핵연료심재의 평균 계수값을 중심으로 허용오차(±8.5%) 범위 내에서 균질하게 측정되었다.

하나로 핵연료심재를 대상으로 개발된 윈도우 프로그램을 적용하여 성능시험을 실시한 결과, 안정적인 프로그램 performance를 보여주었다. 또한, 측정간 실시간 감마선 스펙트럼의 디스플레이 및 low data file 저장을 확인하였다. 측정결과를 분석한 결과, 표준핵연료심재를 통해 측정한 평균 U-235 peak area(Gross count)를 기준으로 오차범위 ±8.5% 내에서 각 측정구간마다 균질한 측정 결과값을 나타내었다. 따라서 개발된 프로그램이 핵연료심재에 대한 균질도 측정실험 환경에 최적화 되었다고 판단되었다.

앞으로 개발된 전산 프로그램을 계속 균질도 측정실험에 이용하면서 개선점과 문제점을 파악할 계획이다. 또한, 유사한 실험장비에 바로 적용할 수 있도록 프로그램 소스를 Class화 할 계획이다.

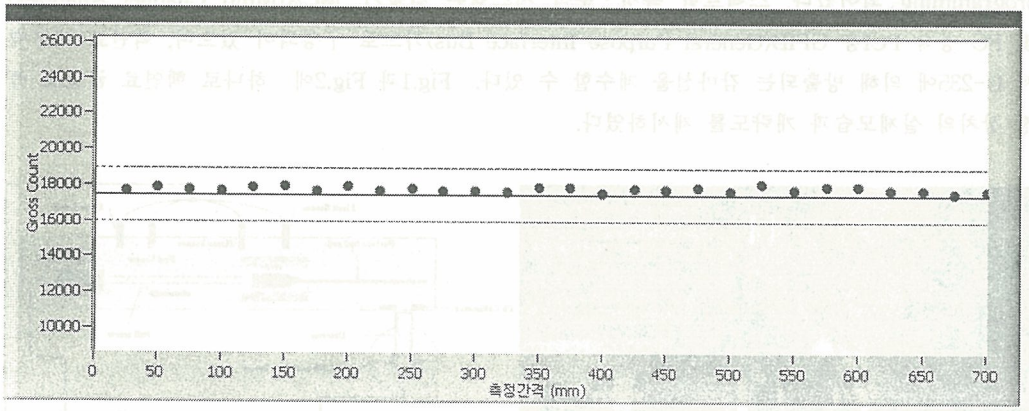
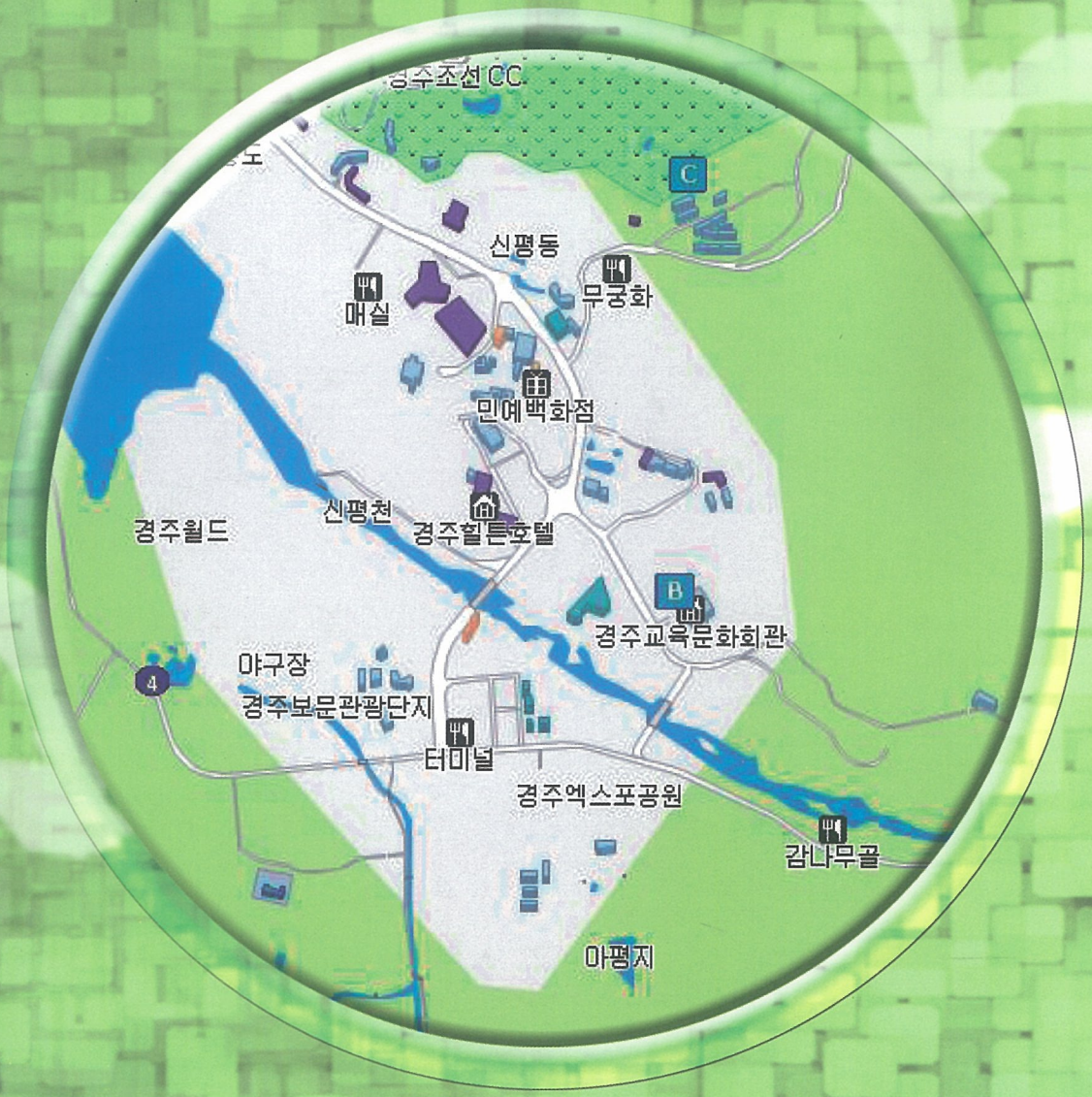


Fig. 3. 하나로 핵연료심재를 대상으로 한 균질도 시험 결과.

참고문헌

1. Hee Sung Shin, et. al., "Improvement of the Exponential Experiment System for the Automatical and Accurate Measurement of the Exponential Decay Constant", Proceeding of Korea Radioactivity Waste Society Autumn Meeting (2004).
2. Chul Gyo Seo, et. al., "Gamma-scanning and Nondestructive Measurement of the Rod Power Distribution for a New HANARO Fuel", KAERI/TR-2273/2002 (2002).
3. Canberra Industries, Inc., "Model S560 Geine-2000 Programming Library", S560 user documentation (2001).
4. 김용성, "Visual C++ 완벽가이드", 영진출판사(2001).



Korean Radioactive Waste Society

대전시 유성구 덕진동 150번지 원자력 연구소 정보과학동 2층 205호

TEL : ++82-42-861-585 FAX : ++82-42-861-5852

E-mail : krs@kaeri.re.kr http://www.krws.or.kr