ISSN 1738-1142

Volume 14(2) **2016**

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2016 **추계**학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2016**

일 시

2016. **10.12**(수) – **10.14**(금)

장 소

해비치 호텔&리조트 제주

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

2016 **추계**학술발표회

이 발표논문집은 2016년도 정부재원(과학기술진흥기금 및 복권기금)으로
한국과학기술단체총연합회의 지원을 받아 발간되었음

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

2016
추계학술논문요약집

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2016**

일 시

2016. **10.12**(수) – **10.14**(금)

장 소

해비치 호텔&리조트 제주

사단법인 한국방사성폐기물학회
Korean Radioactive Waste Society

목 차

1분과 핵주기정책 (Oral)

09:00~09:20 **고준위방사성폐기물의 효율적 관리를 위한 전략적 접근방법** ····· 21
최희주, 김인영, 김경수[한국원자력연구원]

09:20~09:40 **국내 사용후핵연료 현황 및 대안으로서의 호주남부 국제공동 저장·처분 시설** ····· 23
최유정, 황용수[한국원자력통제기술원]

09:40~10:00 **설계기반 안전조치를 위한 안전조치성 평가 인자 분석** ····· 25
정연홍, 한재준, 이정현, 장선영, 안승호[한국원자력통제기술원]

10:00~10:20 **파이로시설 핫셀 배치(안)에 따른 안전조치성 분석** ····· 27
안성규, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 원병희, 이호희, 이효직, 장홍래, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

10:40~11:00 **파이로 사업에 사업관리(PM) 적용** ····· 29
김정국, 박근일, 구정회, 고원일[한국원자력연구원], 김혁종[국가핵융합연구소]

11:00~11:20 **한국과 미국의 핵물질 분류 기준 비교** ····· 31
임우진, 이영섭, 한상은, 구본철, 이호진, 이종성[한국원자력안전기술원]

11:20~11:40 **원자력시설 내부자위협 실례 및 대응방안 연구** ····· 33
김재산, 이승민[한국원자력통제기술원]

11:40~12:00 **한미원자력협력협정 전면 개정에 따른 협정 대상 품목의 수출입 절차 이행 방안 연구** ·· 35
양승효, 윤성호, 신동훈[한국원자력통제기술원]

1분과 핵주기정책 (Poster)

P0101 **핵연료주기·방폐물관리기술 분야 정부 R&D 투자 현황 및 이슈** ····· 39
정혜경[한국과학기술기획평가원]

P0102 **고준위방사성폐기물관리절차법률(안) 분석 및 고찰** ····· 41
이대성, 이기복, 정익, 이종희, 노승국, 김수은[한국원자력연구원]

P0103 **사용후핵연료 처리 방식 선택에 대한 시계열적 연구** ····· 43
노승국, 정익[한국원자력연구원], 김현진, 김승겸[한국원자력문화재단]

P0104 **제5차 폐기물안전협약 이행현황 및 특정주제미팅 참가개요** ····· 45
이정근, 이윤근[한국원자력안전기술원]

P0105 KAERI 핵물질 원산지 관리 시스템 개발 ····· 47
김현조, 이성호, 이병두, 김인철, 김현숙, 정주앙[한국원자력연구원]

P0106 사용후핵연료 재활용 시설에 대한 계량관리 규제체제 개선방안 ····· 49
김민수, 안승호, 김기현, 김우진[한국원자력통제기술원]

P0107 원자력시설의 전주기 물리적방호를 구축하기 위한 국내외 동향 분석 ····· 51
최지은, 장성순, 고문성[한국원자력통제기술원]

P0108 '물리적방호규정등'의 개정안 도출 ····· 53
장성순[한국원자력통제기술원]

P0109 물리적방호 취약성평가프로그램(AVERT) 성능인자 분석 ····· 55
원건연, 서장훈, 고문성[한국원자력통제기술원]

P0110 분실 혹은 도난된 핵 및 기타방사성물질에 대한 핵감식 분석방법론 및 사례 분석 ····· 57
김재광, 이정현[한국원자력통제기술원]

P0111 원자력관련 전략기술의 수출통제 이행방안 연구 ····· 59
윤성호, 신동훈[한국원자력통제기술원]

P0112 국내 원자력기술 무형이전 사례별 수출통제 연구 ····· 61
서하나, 윤성호, 신동훈[한국원자력통제기술원]

P0113 원자력학과 외국인 재학생에 대한 무형기술이전 통제방안 연구 ····· 63
윤성호, 서하나, 신동훈[한국원자력통제기술원]

2분과 사용후핵연료관리 (Oral)

09:00~09:20 LiCl-KCl 공융염 내 지르코늄 화학거동 규명 연구 ····· 67
차한림, 윤종일[KAIST]

09:20~09:40 액체금속 Bi 를 이용한 용융염내 란타니드 회수공정 연구 ····· 69
김범규, 한화정, 박병기[순천향대학교]

09:40~10:00 고온 용융염 전기화학 실험용 마이크로 전극 개발 ····· 71
이나리, 박태홍, 배상은[한국원자력연구원]

10:00~10:20 파이로프로세싱에서 발생하는 Technetium 폐기물을 담지하기 위한 텔루라이트 유리 고화체 ····· 73
표재영, 이청원, 허종[포항공과대학교], 박환서, 양재환[한국원자력연구원]

10:40~11:00 SFR 금속연료심 재사용 용해도가니 개발 현황 ····· 75
김기환, 송훈, 우윤명, 박정용, 이찬복[한국원자력연구원], 홍기원[충남대학교]

11:00~11:20 국가 사용후핵연료 이력 관리 및 시나리오 분석 시스템 개발 ····· 77
한재준, 정연홍, 장선영, 황용수[한국원자력통제기술원]

11:20~11:40 사용후핵연료 기계적 건전성 평가를 위한 전산모사 모델개발 및 검증 ····· 79
권오철, 박남규, 김소영, 이성기, 유종성[한전원자력연료]

11:40~12:00 사용후핵연료 수송 및 저장 겸용 금속 캐스크 OASIS-32D 개발 ····· 81
고광적, 김성환, 김민규, 조연호, 김현민, 안준기[한국전력기술㈜]

2분과 사용후핵연료관리 (Poster)

P0201 사용후핵연료 건식저장시대로의 원활한 전환을 위한 준비사항 고찰 ····· 85
임석남, 김민수, 장동규, 정철영[㈜액트알엠티]

P0202 Pool Fire에서 금속용기의 열전달 핀 및 중성자차폐체가 미치는 열 적 영향 ····· 87
방경식, 유승환, 이주찬, 서기석, 최우석[한국원자력연구원]

P0203 소듐냉각고속로 U-10wt%Zr 금속연료심 스크랩 재활용 주조에 관한 연구 ····· 89
하성준, 홍순익[충남대학교], 김기환, 고영모, 박정용[한국원자력연구원]

P0204 브로민 반응을 이용한 모의 ACPF 전해환원공정 금속전환체 환원율 측정 ····· 91
조영환, 최은영, 박태홍[한국원자력연구원]

P0205 Cyclic Voltammetry를 활용한 LiCl-KCL 계에서의 Lanthanum 과 Cerium의 전기화학적 거동 분석 ····· 93
정현준, 최성열[UNIST]

P0206 LiCl-KCl 공융염에서 $BiCl_3$를 이용한 UCl_3 제조 실험 ····· 95
김택진, 이슬기, 장준혁, 박성빈, 김가영, 이창화, 김시형, 심준보, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0207 사용후핵연료 저장랙 내경 감소에 따른 임계도 영향 평가 ····· 97
김기영, 정성환[한수원㈜중앙연구원]

P0208 국외 사용후핵연료 건식저장시설 단계별 검사 항목 및 요건 분석 ····· 99
육대식, 박동극, 이호진, 안상면, 정규환[한국원자력안전기술원]

P0209 연소도가 다른 사용후핵연료를 저장한 건식저장용기시스템에 대한 핵임계안전성평가 ··· 101
윤형주, 홍서기, 최우용, 이건용, 박선우, 김보령, 박광헌[경희대학교]

P0210 사용후핵연료 저장조 사고시 주요 안전 이슈 고찰 ····· 103
방제건, 김대호, 전태현, 김선기[한국원자력연구원]

P0211 사용후핵연료 저장조 사고 분석 ····· 105
정성환, 김기영[한수원㈜중앙연구원]

P0212 미국 사용후핵연료 표준화 캐니스터 연구 고찰 ····· 107
이수홍, 정진영, 이재민, 김광표[경희대학교], 김태만[한국원자력환경공단]

P0213 사용후핵연료 재활용관련 미국의 안전규제지침 조사·분석 ····· 109
김지현, 서현석, 한경원, 박상훈[㈜라드웍스], 신형기[한국원자력안전기술원]

P0214 Risk Assessment of the Spent Fuel Pool Island during Decommissioning ····· 111
Akhona Tshangela, Michael O. Atogo, Nthato Jay-Aar Raboshaga, David Scott Kessel, and Chang-Lak Kim[KINGS]

P0215 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스 시스템 구축(I) ····· 113
김용덕, 홍순관, 정성환[한수원㈜중앙연구원]

P0216 외국의 사용후핵연료 재활용시설 관련 안전규제 현황 ····· 115
신형기[한국원자력안전기술원], 박상훈[㈜라드웍스]

P0217 플랜지-염회수용기 일체형 염증류장치 개발 ····· 117
권상운, 정재후, 이영상, 강한별, 김택진, 안도희, 이성재[한국원자력연구원]

P0218 삼염화 우라늄 (UCl_3) 제조장치 및 방법 ····· 119
우문식, 안도희, 이성재[한국원자력연구원]

P0219 LiCl-KCl-UCl_3 용융염에서의 양극 용해 관련 전해정련 거동 특성 ····· 121
강한별, 박성빈, 김택진, 김시형, 권상운, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0220 우라늄 전해정련을 위한 텅스텐 전극의 탈리특성 연구 ····· 123
이창화, 장준혁, 이성재, 박성빈, 안도희[한국원자력연구원]

P0221 용융염 전해공정의 모델기반 스케일업 기술 ····· 125
김광락, 김철민, 남효온, 김성기, 서중석, 고원일[한국원자력연구원], 최성열[UNIST]

P0222 전해회수공정 음극처리장치에서의 RE-Chloride 증류거동 분석 ····· 127
장준혁, 김택진, 박성빈, 김가영, 은희철, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0223 전해제련 공정에서 불활성 양극의 성능평가 ····· 129
김시형, 심준보, 김가영, 김택진, 백승우, 이성재, 안도희[한국원자력연구원]

P0224 전해제련 시스템에서 STS 교반기에 의한 통전영향 평가 ····· 131
김시형, 김가영, 장준혁, 권상운, 이성재[한국원자력연구원]

P0225 방사성 Cs^+을 담지한 유리 고화체의 전자빔 조사에 의한 영향 ····· 133
서민석, 허종[포항공과대학교], 박환서, 최정훈[한국원자력연구원]

P0226 희토류 산화물 폐기물 담지용 붕산유리 개발 및 붕산유리 내 희토류 첨가 시 구조 및 침출특성 분석 ····· 135
김미애, 허종[포항공과대학교]

P0227 파이로 공정 손실 핵물질 회수에 의한 처분비 감소효과 ····· 137
김성기, 김철민, 서중석, 김광락, Ruxing Gao, 장홍, 고원일[한국원자력연구원]

P0228 아르곤 셀 내 설비 유지보수용 캥거루백 제작을 위한 개념적 고찰 ····· 139
강희석, 노선호, 장영국, 이원경, 조일제[한국원자력연구원]

P0229 PRIDE Ar cell 기밀 성능 시험 ····· 141
장영국, 노선호, 강희석, 이원경, 송대용, 조일제[한국원자력연구원]

P0230 ACPF 핫셀 개조 및 원격시스템 성능시험 ····· 143
이종광, 박병석, 유승남, 김성현, 정윤목, 김기호, 조일제[한국원자력연구원]

P0231 ACPF 아르곤 셀에서 원격취급 및 유지보수 ····· 145
김성현, 정윤목, 박병석, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0232 ACPF 핫셀의 일체형 원격조종기 해체 ····· 147
김기호, 김성현, 정윤목, 박병석, 이종광[한국원자력연구원]

P0233 원격 유지보수를 고려한 ACPF 아르곤 셀 계통 헤파필터 시스템 설계 및 평가 ····· 149
박병석, 조일제, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0234 파이로 공정 운전 자동화 예비개념 도출을 위한 기초 프레임워크 예시 ····· 151
류동석, 한종희, 김성현, 정윤목, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0235 ACPF의 공정장치 원격성 평가를 위한 3D 시뮬레이터 ····· 153
김도연, 류동석, 한종희, 김성현, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0236 파이로시설에의 ISA 및 PSA 비교평가 ····· 155
유길성, 서석준, 전홍래, 이효직, 조우진, 임현숙, 이호희, 정원명, 유승남, 구정회[한국원자력연구원]

P0237 파이로시설의 ISA 적용성 분석 ····· 157
유길성, 서석준, 전홍래, 이효직, 조우진, 임현숙, 이호희, 정원명, 유승남, 구정회[한국원자력연구원]

P0238 ACPF 핫셀 크레인의 운영 건전성 향상을 위한 시스템 개선안 고찰 ····· 159
유승남, 이종광[한국원자력연구원]

P0239 파이로공정 처리시설에서의 미완화 사고해석(방사선피폭사고) 방법 ····· 161
조우진, 서석준, 전홍래, 노시완, 임현숙, 유승남, 임재훈, 이호희, 유길성, 정원명, 안다연, 이효직[한국원자력연구원]

P0240 미 완화 결말 분석을 통한 파이로시설의 안전성 분석 ····· 163
서석준, 조우진, 전홍래, 임현숙, 노시완, 유길성, 정원명, 이효직, 구정회[한국원자력연구원]

P0241 파이로시설의 화학/독성물질 안전성 분석 ····· 165
전홍래, 조우진, 서석준, 임현숙, 이효직, 구정회[한국원자력연구원]

P0242 파이로공정 실행 시스템 테스트베드를 활용한 파이로 전해공정 운전 자동화 예비개념 구현 ····· 167
박선영, 신문수[한밭대학교], 한종희, 류동석, 이종광[한국원자력연구원]

P0243 공정장치간 상호관계도 기반 전해환원공정 자동화 레이아웃 구성 및 평가 ····· 169
한종희, 김도연, 류동석, 이종광[한국원자력연구원]

P0244 450kV X-ray 시스템을 이용한 핵연료봉 비파괴시험 및 제원측정 ····· 171
김영준, 진영관, 김길수, 백상열[한국원자력연구원]

P0245 화학적 방법에 의한 조사 TRISO 핵연료 연소도측정 ····· 173
김정석, 강병만, 박양순, 김영복, 박재일, 하영경[한국원자력연구원]

P0246 사용후핵연료 피복관 낙하 충격해석 ····· 175
조상순, 최우석, 서기석, 양윤영[한국원자력연구원]

P0247 사용후핵연료봉 인출 핵심장치 디지털 목업 검증 ····· 177
김영환, 조용준, 이영순, 이도연, 안도희[한국원자력연구원]

P0248 Capability Development of Determination on Oxygen/Uranium Ratio of U Pellet by Gravimetric Analysis at KINAC ····· 179
Jong-Ho Yoon, Ji-Yeon Song, and Seung Ho Jeong[KINAC]

P0249 점섬유동계수 계산을 위한 핵연료집합체 단순화 모델 평가 ····· 181
유승환, 방경식, 이주찬, 최우석[한국원자력연구원]

P0250 가압 경수로형 핵연료 봉내압 측정장치의 정밀도 평가 ····· 183
이형권, 김도식, 서항석, 권형문, 장정남[한국원자력연구원]

P0251 DRYSIM6 용기의 연료봉 손상 사고 안전성 평가 ····· 185
권형문, 양용식, 이형권, 장정남, 김도식, 국동학[한국원자력연구원]

P0252 사용후핵연료 집합체의 지지격자 용접 연결부 조사특성 평가 ····· 187
진영관, 백승제, 유병옥, 백상열[한국원자력연구원]

P0253 미소성분분석기(EPMA) 스펙트럼 분석결과에 관한 연구 ····· 189
주용선, 김영준, 백승제, 유병옥, 김길수, 진영관, 김희문, 안상복[한국원자력연구원]

P0254 판형 핵연료 조사후 시험편 제작을 위한 블랭킹 장치 개발 ····· 191
허기수, 유병옥, 백승제, 진영관[한국원자력연구원]

P0255 Different Properties of HT9 Steel as an Endcap Welding Material of Nuclear Fuel Cladding Tube ····· 193
I-Seul Ryu and Sun-Ik Hong[CNU], Jung-Won Lee[KAERI]

P0256 Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 부식 특성 연구 ····· 195
한승엽, 장선아, 김나영, 한아름, 이태교, 조인학, 박환서[한국원자력연구원]

P0257 Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 제조조건에 따른 미세조직 및 건전성 평가 ····· 197
장선아, 한승엽, 김나영, 한아름, 이태교, 박환서[한국원자력연구원]

P0258 Evaluation of Spent Nuclear Fuel Transshipment for Kori Unit 1 during Decommissioning ····· 199
Hyung-Min Na, Ji-Min Kim, David Kessel, and Chang-Lak Kim[KINGS]

P0259 사용후핵연료 운반성 평가항목 도출 ····· 201
최우석, 조상순, 유승환, 방경식, 이주찬[한국원자력연구원], 육대식[한국원자력안전기술원]

P0260 파열조건에서 완충체의 요소 소멸을 적용한 동적 해석 ····· 203
서기석, 조상순, 최우석[한국원자력연구원], 임종민[한국항공우주연구원]

P0261 PWR 사용후핵연료 직접처분에 대한 파이로처리 폐기물 처분 안전성 비교 ····· 205
이연명, 최희주[한국원자력연구원]

P0262 사용후핵연료 저장 및 운송용기 적용 중성자 흡수재에서의 가돌리늄 함유량 효과 ····· 207
김미진, 이희재, 손동성[UNIST]

P0263 사용후핵연료 저장용기의 금속 밀봉재 고온 가속화 격납건전성 성능시험 ····· 209
양윤영, 최우석, 서기석, 조상순[한국원자력연구원], 임종민[한국항공우주연구원]

3분과 고준위폐기물처분 (Oral)

초청발표
09:00~09:20 고준위폐기물 처분시설의 안정성 입증 및 활용방안
한필수[한국원자력연구원]

09:20~09:40 고준위방사성폐기물 처분 Safety Case 개발을 통한 처분 안전성 신뢰도 향상 ····· 213
백민훈, 고낙열, 정종태, 김경수[한국원자력연구원]

09:40~10:00 국외 사용후핵연료 처분시설 부지선정 프로그램 분석 ····· 215
김수진, 조현진, 윤정현, 이정환[한국원자력환경공단]

10:00~10:20 기준 사용후핵연료의 방사성독성도 및 독성도 저감기간 예비 평가 ····· 217
김인영, 최희주[한국원자력연구원]

10:40~11:00 단열 암반 내 방사성 핵종의 확산과 흡착에 관한 모델링 연구: TASK 9 ····· 219
박동규, 지성훈, 고용권[한국원자력연구원]

11:00~11:20 KURT 지하수 내 유기물과 우라늄(VI) 화학종의 착물 형성에 관한 연구 ····· 221
정의창, 백민훈, 조혜륜, 김희경, 차완식[한국원자력연구원]

11:20~11:40 우라닐 카보네이트 화학종의 알루미나, 실리카, 카올리나이트에 대한 흡착특성 규명 ···· 223
조용흠, 윤종일[KAIST]

11:40~12:00 SIT 계산을 활용한 토륨–아르세나조 III 착물형성반응의 형성상수 연구 ····· 225
최승규, 윤종일[KAIST]

3분과 고준위폐기물처분 (Poster)

P0301 국외 고준위방사성폐기물 심층처분 관한 규제기관 사전역할 고찰 ····· 229
박진용, 이호진, 박동극, 정해용, 안상면[한국원자력안전기술원]

P0302 KURT 화강암 내의 U–Th 함유광물의 산출 특성 및 장기 안정성 ····· 231
조완형, 백민훈, 박태진[한국원자력연구원]

P0303 K–PAM을 이용한 핵종별 보조안전지표와 주안전지표의 상관성 분석 ····· 233
김정우, 조동건, 정종태, 고낙열, 백민훈[한국원자력연구원]

P0304 콘크리트 방사화방사선원항 정량화를 위한 중성자흡수단면적 보정핵종 도출 ····· 235
조동건, 백민훈[한국원자력연구원]

P0305 공학적방벽의 고속전단시험모듈 개발 ····· 237
이민수, 최희주, 이종열, 김현아[한국원자력연구원]

P0306 국내 방사성폐기물 처분연구와 연관성 높은 자연유사연구 정리 ····· 239
박태진, 백민훈[한국원자력연구원]

P0307 KURT 내부 In-DEBS 시스템에 설치된 벤토나이트 완충재의 균질성 평가 ····· 241
윤석, 김진섭, 김건영, 김경수[한국원자력연구원], 소재철[㈜맥테크]

P0308 팽윤압 측정용 압력센서 모듈 개발 ····· 243
최영철, 김건영, 윤석[한국원자력연구원]

P0309 국제공동연구 DECOVALEX-2019 소개 ····· 245
이창수, 이재원, 김건영, 김경수[한국원자력연구원], 박정욱[한국지질자원연구원]

P0310 다층 심지층처분장에서 층간 거리가 처분장 온도 분포에 미치는 영향 ····· 247
조원진, 김건영[한국원자력연구원]

P0311 사용후핵연료 다층 처분시스템 열적안정성 분석 ····· 249
이종열, 최희주, 이민수, 김경수, 김현아[한국원자력연구원]

P0312 지하 동굴 유출지하수의 지구화학특성에 따른 미생물군의 분포 특성 ····· 251
권장순, 류지훈, 고용권[한국원자력연구원]

P0313 가압경수로 원전의 콘크리트 해체폐기물 방사화방사선원항 예비 평가 ····· 253
조동건, 백민훈[한국원자력연구원]

P0314 고준위 방사성폐기물 처분 시스템 개념 설정을 위한 Safety Case 개발 계획 ····· 255
고낙열, 백민훈, 정종태, 김경수[한국원자력연구원]

P0315 TOUGH2-MP/FLAC3D 코드를 이용한 In-DEBS 복합거동 예비 평가 ····· 257
이재원, 이창수, 김건영, 김경수[한국원자력연구원]

P0316 KURT 지질 절단면 및 심부 시추코어 연령 분석을 통한 지구조 해석 연구 방안 ····· 259
정수림, 고용권, 권장순[한국원자력연구원], 오창환, Yengkhom Kesorjit Singh[전북대학교]

P0317 고준위폐기물처분장 완충재 열해석에서의 갭 고려 ····· 261
이재완, 최희주[한국원자력연구원]

P0318 방사성폐기물 지층처분을 위한 부지특성통합모델 연구 ····· 263
박경우, 김경수, 고용권[한국원자력연구원]

P0319 KURT를 관통하는 암반 단열의 수리특성 분석 ····· 265
김대희, 지성훈, 박경우, 고용권[한국원자력연구원]

P0320 지하처분연구시설(KURT)의 투수성 지질구조 확인 ····· 267
박경우, 김경수, 고용권[한국원자력연구원]

P0321 지하수오염물질 거동해석시 격자 및 시간 이산화에 따른 영향분석 ····· 269
정재열, 윤정현[한국원자력환경공단], 이치형[㈜인텔리지오]

4분과 방사성폐기물관리 (Oral)

09:00~09:20 국내외 감손우라늄 장기관리 방안 고찰 ····· 273
임우진, 최인희, 이호진, 이종성[한국원자력안전기술원]

09:20~09:40 단열을 고려한 이중공극 기반 지하수 유동 모델링 방법론 개발 ····· 275
하재철, 정재열, 이정환, 윤정현[한국원자력환경공단]

09:40~10:00 APR-1400 Gaseous Waste Management System Optimization for Dose Reduction of Krypton, Xenon, and Iodine Radionuclides ····· 277
Nthato Jay-Aar Raboshaga, David Scott Kessel, and Chang-Lak Kim[KINGS]

10:00~10:20 고감용 방호용품(PVA) 및 분해설비 시범적용에 따른 현장 적용성 검토 ····· 279
윤영호, 문성균, 유명종, 이승노, 김외식[한수원㈜인재개발원]

10:40~11:00 밀봉선원의 저장, 운반, 폐기를 위한 표준용기 개발 ····· 281
이응로, 신주도[한국방사선진흥협회], 윤영성[나우㈜]

11:00~11:20 중수로 원전 폐수지 혼합물 저장탱크 내 방사성핵종 분석 ····· 283
황재식, 오심온, 김건호, 강병만, 최광순, 안홍주[한국원자력연구원], 박종민[한국수력원자력㈜], 최영구[㈜선광티앤에스]

11:20~11:40 과량의 칼슘이 포함된 방사성폐기물 내 Sr, Fe, Nb, Ni 분리법에 대한 연구 ····· 285
유정보, 이혜주, 서경원, 안홍주, 지광용[한국원자력연구원]

11:40~12:00 중·저준위방사성폐기물 처분시설 안전성평가모델 주요 입력인자 민감도 평가 및 분석 ··· 287
한솔찬, 윤종일[KAIST]

4분과 방사성폐기물관리 (Poster)

P0401 방사선 비상 시 발생한 제염폐기물 임시저장시설 설계 특성에 관한 기술 지침 개발 ·· 291
김민준, 고아라, 박진호, 도태관, 김광표[경희대학교]

P0402 방사성폐기물 처분시설 2단계 표층처분시설의 방사성배수계통 설계 ····· 293
신무갑, 나한정[한국전력기술㈜], 봉흥종[한국원자력환경공단]

P0403 고건전성 용기의 A형 운반용기 조건 낙하해석평가 ····· 295
이상훈, 최효준[계명대학교]

P0404 토양제염 성능평가 시 Code 분석을 이용한 수행에 필요한 입력인자 분석 연구 ····· 297
김선일, 송종순[조선대학교]

P0405 국외 표층처분시설의 최종 덮개 설계 현황 ····· 299
권기정, 윤정현, 조현진[한국원자력환경공단]

P0406 중수로 원전 발생 폐수지혼합물 시료채취 공정 개발 ····· 301
박규태, 김경호, 박현오, 유정민, 최영구[㈜선광티앤에스], 김여진[한국수력원자력㈜]

P0407 방사성폐기물 고형화 공정 관리 절차 개발 ····· 303
김정명, 조남찬, 주영종[한전원자력연료], 이승원, 한광호[㈜케미콘]

P0408 알루미나계시멘트 고화제를 사용한 방사성폐기물고형화 및 배합조건에 따른 방사성폐기물고화체 기초물성 평가연구 ····· 305
박정훈, 기경국[㈜케미콘], 김정명, 주영종, 조남찬[한전원자력연료]

P0409 중수로 폐수지혼합물 분리기술 개발 ····· 307
박규태, 유정민, 최영구[㈜선광티앤에스], 김여진[한국수력원자력㈜]

P0410 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 개념설계 ····· 309
박정수, 나한정, 신무갑[한국전력기술㈜]

P0411 ^{129}I 담지용 Silver Tellurite 유리 고화체 개발 ····· 311
이청원, 표재영, 허종[포항공과대학교], 박환서, 양재환[한국원자력연구원]

P0412 Management of Very Low Level Metallic Waste from NPP Decommissioning through Melting Technology ····· 313
Dong-hee Lee, Michael Atogo, David Scott Kessel, and Chang-lak Kim[KINGS]

P0413 액체방사성폐기물 처리계통 성능개선을 통한 경제성제고 ····· 315
김영환, 신무갑, 손상배, 이찬교[한국전력기술㈜]

P0414 ITER 핫셀에서의 TBM 수송준비 ····· 317
홍권표, 오완호, 정상희, 주용선, 안상복[한국원자력연구원]

P0415 폐활성탄 필터 분해/처리 설비 개발을 위한 연구 ····· 319
이상태, 김효철, 서광식, 박동현, 양순환, 김대용[하나검사기술㈜], 최대섭[한국수력원자력㈜]

P0416 원전 폐수지내 방사성 핵종 분석을 위한 시료전처리 방법 비교 평가 ····· 321
오심온, 황재식, 최광순, 안홍주, 지광용[한국원자력연구원], 구난영[한국수력원자력㈜]

P0417 ITER 폐기물 내 삼중수소 제거 시스템 조건 확립을 위한 CuCrZr 합금의 중수소 장입 온도별 열탈착 특성 분석 ····· 323
박명철, 김희문, 안상복[한국원자력연구원], 김재용, 이상화, 니구안 티란안[한양대학교]

P0418 핫셀 방사성폐기물 압축기 개발 ····· 325
서항석, 김도식, 이형권, 권형문, 장정남, 김성근, 권인찬[한국원자력연구원]

P0419 티타늄 저장재 용기에서 삼중수소 인출을 위한 흡탈장 시험장치 개발 ····· 327
정은경, 송규민, 고병욱, 정가희, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

P0420 중저준위 방사성폐기물 내 ^{129}I 정량분석을 위한 화학적 분리방법 최적화 ····· 329
유화성, 강병만, 김건호, 이광은, 안홍주[한국원자력연구원]

P0421 하나로 시설에서의 고체 방사성폐기물 발생현황(2011~2015) ····· 331
강인혁, 허순옥, 인원호, 안형진[한국원자력연구원]

P0422 국내 원전의 삼중수소 배출현황 및 추이 분석 ····· 333
이종국, 이관희, 이윤지, 김성일, 육대식, 안상면[한국원자력안전기술원]

P0423 중저준위 잡고체 시료 전처리를 위한 회화 및 침출 방법 비교 ····· 335
최광순, 황재식, 오심온, 김영복, 안홍주[한국원자력연구원]

P0424 PMOS를 이용한 하나로 실제 폐수 중 삼중수소의 제거현상 관찰 ····· 337
이성호[한국원자력연구원], 손우정[UST]

P0425 해외 NORM 폐기물 관리현황 고찰 ····· 339
우주희, 윤기훈, 이재국, 박재우, 장병욱[한국원자력안전기술원]

P0426 Performance Improvement of Liquid Waste Management System for APR1400 ·· 341
Ji-min Kim, Atogo O. Michael, David Kessel, and Chang-Lak Kim[KINGS]

P0427 국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물의 부피감용 최적 처리공정 개발 ····· 343
홍용호, 박형민, 최은석[㈜액트]

P0428 PWR-GALE 코드를 이용한 프라마톰 원전의 삼중수소 배출량 평가 ····· 345
손중권, 이영주, 공태영[한국수력원자력㈜]

P0429 ITER 원격조작 및 핫셀설계 현황 ····· 347
김길정, 여인선[한국전력기술㈜], 김창석[국가핵융합연구소]

5분과 제염해체 (Oral)

09:00~09:20 Virtual Decommissioning Simulator for Optimization of the Nuclear Facility Decommissioning ····· 351
Byung-Seon Choi, Dongjun Hyun, Ikjune Kim, Jonghwan Lee, Kwanseong Jung, and Jeikwon Moon[KAERI]

09:20~09:40 방폐물 발생 및 오염 최소화를 위한 RG 4.21 적용방안 연구 ····· 353
김성환, 한성흠, 이재곤[한수원㈜중앙연구원]

09:40~10:00 중대사고 발생 대용량 방사성 폐액 비상처리 공정 연구 ····· 355
이근영, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

10:00~10:20 원전 해체시 부지특성 및 최종상태조사를 위한 방사성 오염 핵종 결정법에 대한 분석 ··· 357
박상준, 안석영[부산대학교], 전여령, 김용민[대구가톨릭대학교], 이종세[한양대학교]

10:40~11:00 방사성세슘 바이오-광물화 제거기술 개발 ····· 359
이승엽, 황진하, 김승수, 백민훈, 서범경[한국원자력연구원], 이민희[부경대학교]

11:00~11:20 HYBRID 제염공정을 이용한 Alloy 690 방사성 오염시편의 제염 성능 시험 ····· 361
김선병, 원휘준, 박상윤, 정준영, 박정순, 문제권, 최왕규[한국원자력연구원]

11:20~11:40 방사성 토양 오염 폐기물 내 점토처리 기술개발 ····· 363
박찬우, 이근우, 양희만, 서범경, 문제권[한국원자력연구원], 김보현[충남대학교]

11:40~12:00 Adsorption Study of Co(II) by EDTA-Functionalized Nanoporous Silica ····· 365
SAJID Iqbal and Jong-il Yun[KAIST]

5분과 제염해체 (Poster)

P0501 해체원전 계통제염을 위한 원자로냉각재내 유동특성 평가 ····· 369
김학수, 이두호, 김덕기[한수원㈜중앙연구원]

P0502 AgX 제올라이트에 의한 고방사성고염/해수폐액에서 I 흡착제거 ····· 371
이일희, 김지민, 오맹교, 김민정, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0503 동전기 토양제염장치 폐액 및 재생액 증류 실험 ····· 373
성현희, 구대서, 김계남, 김승수, 최종원[한국원자력연구원]

P0504 이온성 액체로부터 전착(Electrodeposition)에 의한 팔라듐 금속의 회수 ····· 375
김익수, 권수민, 정동용[한국원자력연구원]

P0505 고출력 광섬유 레이저를 이용한 60mm 두께의 금속 후판 절단 실험 변수 고찰 ····· 377
오승용, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 선상우, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0506 제염해체 사업관리 체계 제안 ····· 379
박국남, 홍윤정, 박승국[한국원자력연구원], 박진호[뉴디컴]

P0507 컴프턴 산란을 이용한 방사성 세슘 선원의 깊이분석 ····· 381
최용석, 홍상범, 서범경, 남종수, 문제권[한국원자력연구원]

P0508 동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물 시멘트 고화의 물성 ····· 383
구대서, 성현희, 김승수, 김계남, 최종원[한국원자력연구원]

P0509 이온성 액체에서 Pd(II)의 전기화학적 특성 ····· 385
권수민, 김익수, 정동용[한국원자력연구원]

P0510 The Radiological Assessment System Based on Virtual Networked Environment for Decommissioning of Nuclear Facilities ····· 387
KwanSeong Jeong, JeiKwon Moon, ByungSeon Choi, DongJun Hyun, JongHwan Lee, IkJune Kim, and ShinYoung Kang[KAERI]

P0511 APR1400 RCB 해체 공정 개발 ····· 389
정영규[한국전력기술㈜]

P0512 단계적 절단 속도 변화를 통한 금속 후판의 레이저 절단 성능 향상 연구 ····· 391
선상우, 오승용, 신재성, 박현민, 김택수, 이림, 정진만, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0513 국내 원전 해체부지 재이용기준 적용방안 ····· 393
윤태빈, 김석훈, 김주엽[㈜미래와도전]

P0514 Sodium–Copper Hexacyanoferrate–Modified Magnetic Nanoadsorbents for Removal of ^{137}Cs from Contaminated Water ····· 395
Kyu Sun Hwang, So–Jin Park[CNU], Chan Woo Park, Sang Bum Hong, Kune–Woo Lee, Bum–Kyoung Seo, Hee–Man Yang[KAERI]

P0515 토양의 방사능 깊이분포 측정 시 Compton Suppression System 적용 ····· 397
유지현, 서범경, 문제권[한국원자력연구원], 박상태[공주대학교]

P0516 후쿠시마 모의 해수폐액에 함유된 미량원소의 생광물학적 제거 ····· 399
황진하, 이민희[부경대학교], 이승엽, 백민훈, 서범경[한국원자력연구원]

P0517 우라늄 오염 미세 콘크리트의 제염 ····· 401
김승수, 한규성, 김계남, 구대서, 정경환, 최종원[한국원자력연구원]

P0518 복합동전기 제염반응조 제염토양 배출장치 개발 ····· 403
정정환, 김계남, 김승수, 김일국, 최종원[한국원자력연구원]

P0519 원전 콘크리트 구조물의 해체 처리전략 고찰 ····· 405
정철영, 김민수, 장동규, 박정원, 임석남[㈜액트알엠티]

P0520 포집온도에 따른 석탄회필터의 세슘 포집특성 분석 ····· 407
양다솜, 신진명, 나상호[한국원자력연구원]

P0521 EXPERT Choice를 이용한 해외 원전 제염기술 분석 ····· 409
신승수, 김선일, 김동민, 송종순[조선대학교]

P0522 원전 계통제염에 요구되는 제염제 및 이온교환수지 소요량 예비평가 ····· 411
김학수, 이두호, 김덕기[한수원㈜중앙연구원]

P0523 스웨덴 원전의 주요 구성품 해체 및 제염기술 소개 ····· 413
강덕원, 김승일, 김을기[㈜금화피에스시]

P0524 방사성 오염부지의 규제해제 및 최종 제염목표를 위한 기준 침적밀도 도출 ····· 415
도태관, 김민준, 권오현, 이진오, 김광표[경희대학교]

P0525 제염폐액 처리를 위한 플라스마 장치 설계 및 배기체 정화기술 ····· 417
강덕원, 김승일, 고혁준, 김을기[㈜금화피에스시]

P0526 원자력 시설의 해체 규제요건과 해체 활동과의 연계를 위한 인터페이스 ····· 419
박희성, 박승국, 박국남, 홍윤정, 박장진, 최종원[한국원자력연구원]

P0527 원격해체 로봇의 내방사화 설계를 위한 조사선량 평가 ····· 421
강신영, 현동준, 김근호, 이종환, 김익준, 정관성, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0528 해체 부지 잔류오염도 현장 측정시스템 개발 ····· 423
남종수, 홍상범, 최용석, 유지현, 서범경, 문제권, 최종원[한국원자력연구원]

P0529 우라늄으로 오염된 액체 폐기물에서의 과산화우라늄 침전 특성 ····· 425
오맹교, 이창하[연세대학교], 이근영, 김광욱, 김지민, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

P0530 CERREX 소프트웨어를 이용한 KRR-1의 해체비용평가 ····· 427
홍윤정, 박승국, 박희성, 박국남, 최윤동, 박장진[한국원자력연구원]

P0531 산소분위기에서 고순도 흑연의 가스화 속도론적 해석 및 예측 ····· 429
최윤정, 양희철, 김형주, 정동용[한국원자력연구원]

P0532 Ca/Mg 혼합 산화물의 CO_2 고압광물화 실험 및 상대적 효율성 비교 ····· 431
이시영, 양희철, 양인환, 정동용[한국원자력연구원]

P0533 계면활성제의 종류에 따른 Montmorillonite 내 세슘 탈착 특성 분석 ····· 433
김보현, 박소진[충남대학교], 박찬우, 서범경, 문제권, 이근우[한국원자력연구원]

P0534 3D 기반 원전해체 물량평가 프로그램 개발 ····· 435
김정주[한수원㈜중앙연구원], 민병의[㈜디디알소프트]

P0535 고급산화처리법(AOP)을 통한 폐제염제(Oxalic Acid)의 분해특성 평가 ····· 437
김진희, 이현규, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0536 선택적 Cs 흡착을 위한 Zinc Ferrocyanide를 사용한 MWCNTs 자성복합체의 제조에 대한 연구 ····· 439
이효정, 이현규, 최정원, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0537 이온성 액체를 이용한 세슘 이온의 고-액 추출 연구 ····· 441
조승연, 최정원, 이현규, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0538 PWR 1차 계통 부식산화물 중 크롬산화물의 pH에 따른 산화적 용해 특성 ····· 443
김준현, 이현규, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0539 고리 1호기 해체 후 부지 재이용을 위한 방사성핵종 선별 및 DCGLs 유도 ····· 445
이선영, 변지향, 이승욱, 안석영[부산대학교]

P0540 광역의 세슘 오염토양 잔류방사능 측정을 위한 대면적 PVT 검출기와 Deconvolution 알고리즘을 적용한 연속식 측정시스템 개발 ····· 447
서민우, 송정호, 오정민, 김성렬, 강상원[㈜오르비텍]

P0541 인산전해제염폐액 침전반응으로 형성된 Metal Oxalate Dihydrate의 열분해 특성 ····· 449
이승원, 이현규, 김동연, 오원진, 최상준[경북대학교]

P0542 원전 원자로압력용기 내부구조물 세절공정 시안 개발 ····· 451
정완일, 양명덕, 권용범, 정재훈[한국전력기술㈜]

P0543 동전기토양제염 시 전류에 의한 영향 분석 ····· 453
김계남, 김승수, 정정환, 최종원[한국원자력연구원]

P0544 해체 방사성금속폐기물량 감소를 위한 제염기술 조사 및 위해도 평가 연구 ····· 455
김동민, 이상헌, 신승수, 송종순[조선대학교]

P0545 능면체 결정구조의 자성 Nickel Hexacyanoferrate의 합성과 구조 및 세슘 흡착 거동 특성 … 457
조영진, 박태홍, 윤영상, 배상은[한국원자력연구원]

P0546 가압경수로 일차계통 제염을 위한 HYBRID 제염 폐액처리 최적화 …… 459
박상윤, 김선병, 원휘준, 최왕규, 문제권[한국원자력연구원], 정준영[충남대학교]

P0547 원자력 발전소 해체를 위한 고출력 광섬유 레이저 활용 두꺼운 스테인레스 강 절단 연구 …… 461
신재성, 오승용, 박현민, 선상우, 정진만, 김택수, 이림, 최병선, 문제권[한국원자력연구원]

P0548 Cs 제거용 복합 소재 합성 및 열처리 안정성 평가 …… 463
김지민, 현재혁[충남대학교], 이근영, 오맹교, 김광욱, 이일희, 정동용, 문제권[한국원자력연구원]

6분과 방사선환경 및 안전 (Oral)

09:00~09:20 체렌코프 원리 기반 광섬유 방사선 센서모델을 이용한 방사화 생성물 검출 시뮬레이션 … 467
한화정, 김범규, 박병기[순천향대학교]

09:20~09:40 휴대용 Quad-CZT Array System 개발 및 성능평가 …… 469
이애리, 정희준, 정원영, 곽성우, 박욱량[한국원자력통제기술원], 신중기[한국원자력안전기술원], 김용권[㈜뉴케어]

09:40~10:00 CT 방법을 이용한 질량감쇠계수 결정 및 자체감쇠 보정 …… 471
이정빈, 이준호[UST], 변종인, 윤주용[한국원자력안전기술원]

초청발표
10:00~10:20 국내 방사능측정 숙련도시험 사례
오정석[한국표준과학연구원]

10:40~11:00 현장방사능분석을 위한 NaI(Tl) 및 $LaBr_3$(Ce) 검출기의 적용성 평가 …… 473
이준호[UST], 변종인, 이동명, 윤주용[한국원자력안전기술원]

11:00~11:20 수산화알루미늄 제조 전주기 공정부산물 천연방사성핵종 거등특성 분석 및 안전관리 방안 연구 …… 475
김하임, 김재만, 심석구[㈜이엔이티], 이경진[조선대학교]

11:20~11:40 중수로 발생 폐수지 처리 공정에 대한 방사선 작업종사자 피폭 선량 평가 …… 477
이욱제, 민재성, 김희령[UNIST]

11:40~12:00 확률론적 내부피폭 평가 전산코드 개발 …… 479
노시완, 이효직[한국원자력연구원], 이재기[한양대학교]

6분과 방사선환경 및 안전 (Poster)

P0601 방사선방호용 측정기 성능시험 체계 구축을 위한 이동식 감마선 조사 시스템 연구 …. 483
이승규, 장인수, 이정일, 김형택, 김장렬[한국원자력연구원], 유형준[한국원자력안전기술원], 김민채[한양대학교]

P0602 전자소자를 활용한 회구선량평가에서의 적절한 TL 측정온도 결정 ····· 485
장인수, 김민채[한양대학교], 김장렬, 이정일, 이승규, 김형택[한국원자력연구원]

P0603 원자력시설등의 사이버보안 훈련 평가방안 개발 ····· 487
김현두, 김시원[한국원자력통제기술원]

P0604 방사선 환경에서 사용되는 원격취급장치의 내방사선 요건분석 ····· 489
정윤목, 김성현, 박병석, 김기호, 이종광[한국원자력연구원]

P0605 KAERI Site의 핵물질 계량관리체제 분석 ····· 491
이병두, 이성호, 김현조, 김현숙, 김인철, 정주앙[한국원자력연구원]

P0606 한국원자력연구원 특정핵물질의 계량관리규정 개정에 따른 이행체제 ····· 493
김현숙, 이병두, 김인철, 김현조, 정주앙, 이성호[한국원자력연구원]

P0607 원자력전용품목 전략기술 수출통제 이해 및 KAERI 적용방안 도출 ····· 495
김인철, 이성호, 이병두, 김현조, 김현숙, 정주앙[한국원자력연구원]

P0608 미국 원전 해체 규제체계 및 방사선환경영향평가 분석 ····· 497
이상호, 김창락[한전국제원자력대학원대학교]

P0609 방사선사고 선량평가를 위한 스마트폰 저항, 인덕터 소자의 Thermal Assisted Optically Stimulated Luminescence 감쇄특성분석 ····· 499
김형택, 김장렬, 이정일, 장인수, 이승규[한국원자력연구원], 김민채[한양대학교]

P0610 원자력시설에 대한 설계기준위협 중 내부자 위협에 대한 사이버보안 강화 방안 ····· 501
송동훈[한국원자력통제기술원]

P0611 SiPM을 사용한 Geometry에 따른 라돈가스의 α –sensitivity 결정 ····· 503
주명훈, 박은지, 최지원, 임성규, 안창석, 장동철, 서승범[한일원자력㈜],
권지성, 손승현, 황정호[㈜아이스퀘어]

P0612 Uranium Solution Assay by L–edge Densitometer ····· 505
Seunghoon Park, Uk–Ryang Park, Jong–Ho Yoon, and Sung–Woo Kwak[KINAC]

P0613 조사재시험시설 닥트 청소 및 실내 공기질 측정에 대한 고찰 ····· 507
백상열, 진영관, 김길수[한국원자력연구원]

P0614 우라늄 분리·추출에서 컬럼의 유속에 관한 연구(II) ····· 509
박욱량, 박승훈, 이애리, 정희준, 곽성우[한국원자력통제기술원]

P0615 알파분광피크의 구분성과 우라늄 시료양 및 농축도의 관계 분석 ····· 511
송지연, 윤종호, 안길훈[한국원자력통제기술원]

P0616 K–BIOTA를 이용한 신고리 5,6호기 해양 생태계 선량평가 ····· 513
전인, 임광묵, 최용호, 금동권, 김병호[한국원자력연구원]

P0617 국내·외 원자력발전소의 액/기체 방사성물질 배출 총량 규제치 조사 및 분석 ····· 515
서현석, 김지현, 한경원, 박상훈[㈜라드웍스], 이관희, 김성일[한국원자력안전기술원]

P0618 **사용후핵연료 운반시 방사선피폭저감을 위한 방사선안전관리 방안** ····· 517
신경욱, 채경선, 박병목, 한재현, 최관석, 박유근, 김동률, 한경호, 정도영[세안기술㈜]

P0619 **기타원자력시설의 필수디지털자산 식별 현황과 그에 대한 검사 결과 고찰** ····· 519
김시원, 김현두[한국원자력통제기술원]

P0620 **삼중수소 채집수 전처리 방법의 차이에 의한 측정값 비교 및 통계적 분석** ····· 521
박은지, 최지원, 주명훈, 임성규, 안창석, 장동철, 서승범[한일원자력㈜]

P0621 **다양한 방사능 농도 분석법을 이용한 국내 취급 포타슘 함유 원료물질의 K-40 방사능 농도 분석** ····· 523
김용건, 지승우, 김우진, 장정환, 김광표[경희대학교], 구본철[한국원자력안전기술원]

P0622 **상대습도에 따른 RAD7의 라돈측정 및 보정식 산출과 통계적 분석** ····· 525
최지원, 박은지, 주명훈, 임성규, 안창석, 장동철, 서승범[한일원자력㈜]

P0623 **원자력시설의 사이버보안 규제 관점에서의 단방향 통신 보안 요구사항 연구** ····· 527
이채창[한국원자력통제기술원]

P0624 **LiCl-Li_2O 염 물질 내 LIBS 측정을 통한 리튬, 산소 분광선 분석** ····· 529
한보영, 김동선, 박세환, 구정회[한국원자력연구원]

P0625 **제주도 용암해수 중 라돈 농도 분석** ····· 531
박연현, 한충훈, 박재우[제주대학교]

P0626 **방사선비상시 음식물섭취 대응방안 고찰** ····· 533
이해초, 이관엽, 김봉석, 김종수[한국원자력연구원]

P0627 **파이로 일관공정 시험시설의 안전조치 이행** ····· 535
송대용, 노선호, 장영국, 강희석, 이원경, 조일제[한국원자력연구원]

P0628 **원자력연구원 비상상황정보공유시스템 구축 및 이용** ····· 537
김봉석, 이관엽[한국원자력연구원]

P0629 **중성자 측정용 개인선량계 개발 및 평가** ····· 539
서민우, 박승현, 이상미, 민병혁, 권민우[㈜오르비텍]

P0630 **외부 방사선량률 감시계획 수립을 위한 방사선 측정기기의 선정** ····· 541
이정복[UST], 김태형, 주근식, 이종일[한국원자력연구원]

P0631 **감마선방출 폐기물시료의 비파괴 방사능준위 선별** ····· 543
변종인, 함돈식, 윤용기, 윤주용[한국원자력안전기술원]

P0632 **방사화학분석 인프라구축을 위한 방사화학분석실험실 설계요건 개발** ····· 545
정가희, 송규민, 고병욱, 정은경, 박승철[한수원㈜중앙연구원]

1분과

핵주기정책 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

고준위방사성폐기물의 효율적 관리를 위한 전략적 접근방법

최희주*, 김인영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물(이하 고준위폐기물)의 관리를 위한 기본계획이 지난 2016년 7월 25일 확정되었다. 본 기본계획의 핵심은 심층처분방식을 우선 고려하된, 심부시추공처분 등 대안연구도 병행하는 것이다. 처분방식으로는 핀란드식 심층처분과 다중방벽시스템을 우선 고려하고, 운영 중 회수가능성도 함께 고려할 것을 명시하였다. 저자들은 지난 연구[1]를 통해, 핀란드가 채택한 스웨덴 KBS-3 처분개념을 국내에 직접 적용할 경우 예상되는 문제점을 지적하였다. 특히, 국내에서 예상되는 사용후핵연료 발생량은 스웨덴보다 훨씬 방대하며, 지속적으로 증가할 것으로 예상된다. 이 경우 처분 소요면적은 사용후핵연료의 직접 처분에 커다란 걸림돌이 될 수 있다.

국내에서 발생되는 고준위폐기물로는 CANDU와 PWR 사용후핵연료가 있으며, 향후 예상되는 폐기물로는 파이로 공정 발생 고준위폐기물 등이 있다. 또한 기본계획에도 언급된 바와 같이 심부시추공처분과 같은 방법을 포함하여 장기저장을 통한 효율적 관리, 파이로-SFR 연계 핵연료 주기를 통한 관리 방법 등 다양한 관리 방법이 있다.

본 논문에서는 고준위폐기물 관리 방안으로서 단일 방안을 획일적으로 적용하는 것보다는 다양한 관리 방안을 기술 성숙도에 맞추어 적절하게 적용하는 것이 필요함을 지적하였고, 이것을 효율적으로 적용하기 위한 전략을 제안하였다.

2. 본론

2.1 핀란드 심층처분시스템

KBS-3 처분개념이라고 알려진 핀란드의 심층 처분시스템은 구리-주철 이중구조 처분용기와 벤토나이트 완충재를 이용하여 장기간 방사성핵종의 누출을 억제하도록 설계되었다. 지하 420미터에 처분터널을 굴착하고 처분터널 바닥에 처분공을 뚫어 사용후핵연료를 담은 처분용기를 넣고 주변을 완충재로 채운다. Fig. 1은 처분장의 단면을 나타내고 있다. 이 처분개념의 큰 단점은 넓은 처분면적이다.

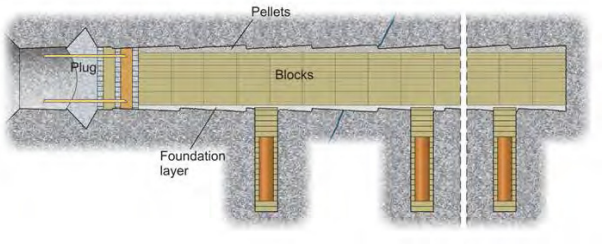


Fig. 1. Schematic of Finnish Repository.

2.2 관리 대안

KBS-3 처분개념 외에도 사용후핵연료를 관리하기 위한 방안은 다양하다. 본 연구에서는 국내에 적용할 수 있는 방안을 선정하였으며, 이를 바탕으로 전략을 제안하고자 하였다.

2.2.1 고효율 심층처분 방식

저자들은 KBS-3 처분개념의 비효율성을 개선하기 위한 다양한 방안을 제시한 바 있다[1]. 장기저장, 다층 처분시스템, 완충재 최고 온도 설정 변경과 같은 다양한 방안을 도입하면 5배 이상 처분 효율이 향상시킬 수 있다.

2.2.2 심부시추공 처분 방식(DBD)

지하에 수 km 시추공을 굴착하고 고준위폐기물을 처분하는 방안이 제안되었으며, 최근 시추기술의 발달과 함께 미국 샌디아국립연구소를 중심으로 현실적 방안이 개발 중이다[2]. 한국원자력연구원에서도 자체 예산으로 이 기술의 타당성을 검토하기 위한 연구가 진행 중이다.

2.2.3 파이로-SFR 핵주기 도입

사용후핵연료에 남아 있는 TRU 핵종을 고속증식로의 연료로 활용하며, 단반감기 고발열 핵종은 별도로 군분리하여 저장하면, 고준위폐기물의 발생을 최소화할 수 있어, 한국원자력연구원에서 개발 중인 기술이다.

2.2.4 전처리 및 전해환원 도입

파이로 공정의 전처리 공정만 수행하여, 사용후핵연료 중 휘발성 핵종들을 분리한 후 저장 및 처분

에 편리하도록 처리하는 방법이다. 손상 핵연료와 같이 저장 및 처분에 어려운 사용후핵연료를 대상으로 도입할 필요가 있다. 또한, 전처리 후 전해환원 공정까지 처리하여 금속전환체로 변환하는 방법도 있다. 이와 같이 발생된 고준위폐기물은 DBD 방식을 이용할 경우 보다 효율적 관리가 가능하다.

2.2.5 국제처분장 활용

국내에서의 부지 확보의 불확실성에 대비할 수 있도록 기본계획에서는 국제공동저장·처분시설 활용성에 대해서도 가능성을 열어놓았다.

2.3 관리 전략

2.3.1 고준위폐기물 발생

국내에서 발생되는 고준위폐기물은 ①PWR과 ②CANDU 사용후핵연료이며, ③손상 핵연료의 경우 저장과 처분에 어려움이 예상되어 별도로 구분하였다. 또한, 미래에 ④SFR 핵연료 혹은 파이로 공정으로부터의 ⑤고준위폐기물 발생이 예상된다.

2.3.2 효율적 관리 전략

현재 국내 논의되고 있는 관리 방안은 모든 사용후핵연료를 직접처분 혹은 파이로-SFR 핵연료 주기 이용과 같이 획일적 방안이다. 본 논문에서는 보다 효율적으로 관리하기 위하여 다양한 관리 대안을 기술 성숙도(readiness)를 바탕으로 단계적으로 도입하는 것을 제안하고자 하였다.

관리 방안을 실제 적용하기 위해서는 인허가가 필요하며, 이를 위해서는 기술 성숙도가 완성 단계에 이르러야만 가능하다. 본 논문에서 언급한 6가지 방안 중 인허가 단계를 기준으로 완성 단계에 다다른 국내 기술은 아직 없다. 저자들이 추정한 기술 수준을 Table 1에 나타내었다.

기본계획의 관리 일정에 맞춰 2053년 영구처분 시행을 위해서는 늦어도 2030년대 후반까지는 기술 성숙도가 100%인 완성 단계에 도달하여야 한다. 따라서 다양한 관리방안을 효과적으로 적용하기 위해서는 PWR, CANDU 사용후핵연료의 처분을 동시에 시행하는 것보다는 CANDU 사용후핵연료를 먼저 처분하고 PWR 사용후핵연료 처분은 늦추는 것이 훨씬 바람직하다. 이 경우 예상되는 PWR 사용후핵연료 처분시점은 2080년대 초반이며, 이 경우 보다 다양한 관리 방안의 기술 성숙도가 완성 단계로 개발될 것이다. 기본계획에 의하면 최종 사용후핵연료 발생은 2089년이다. 또한 사용후핵연료 중간저장 시점이 2030년대 중반이며, 수명을 60 년 고려하면 2090년대 후반까지 가능하다. 즉, 2080년까지 나머지 관리 대안의 기술 성숙도가 완성단계로 되면, PWR 사용후핵연료는 훨씬 효율적으로 관리할 수 있다.

Table 1. Readiness of alternative methods

Alternative method	Readiness	HLW
KBS-3 처분개념	중-상	①②④⑤
고효율 처분개념	중	①②④⑤
심부시추공 처분	중-하	②④⑤
파이로-SFR 주기	중	①②③④⑤
전처리-전해환원	중	①②③④⑤
국제처분장	중-하	①②

3. 결론

사용후핵연료의 관리방안으로서 직접처분을 포함한 다양한 대안이 있다. 기본계획은 핀란드식 직접처분을 바탕으로 관리계획을 수립하고 있으나 이 방식은 처분면적 측면에서는 효과적이지 않다. 본 논문에서는 다양한 관리방안을 효과적으로 적용하는 것의 필요성과 방안을 제안하였다. 즉 보다 효율적 관리를 위하여 불완전한 현재의 기술에만 의존하지 말고, 미래의 기술을 수용할 수 있는 길을 열어 놓는 것이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 최희주, 이종열, 김인영, 김경수, 김현아, 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 16(1), 153-154, 5.25-27, 2016, 목포.
[2] SNL, Deep Borehole Disposal Research, SAND2013-9490P, 2013.

국내 사용후핵연료 현황 및 대안으로서의 호주남부 국제공동 저장·처분 시설

최유정, 황용수*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*yjc729@kinac.re.kr

1. 서론

지난 8월 11일 산업통상자원부가 '고준위 방사성 폐기물 관리절차에 관한 법률' 제정(안) 입법을 예고함에 따라, 고준위 방사성 폐기물 처분방안에 대한 관심도 증가하고 있다.

사용후핵연료의 처리와 관련하여 2016년 5월 호주 왕립위원회에서 사용후핵연료 국제공동 저장·처분 시설의 타당성을 검토한 보고서를 발간, 국내 사용후핵연료 처분장 계획과 함께 하나의 대안으로서 호주남부의 국제 공동 저장·처분 시설 대해 검토하고 시사점을 도출하였다.

2. 국내 사용후핵연료 발생량 및 향후 계획

2.1 국내 사용후핵연료 발생량

2016년 5월 기준 시운전 중인 원전을 포함하여 국내 운전 중인 원전은 총 25기고, 월성 중수로 4기와 19기의 경수로가 가동중에 있다. 고준위방사성폐기물 관리 기본계획에 따르면 2015년 12월 말 기준 사용후핵연료는 경수로형 원전 16,297다발, 중수로형원전 408,797다발, 연구용원자로 502다발로 16 년 이후 사용후핵연료는 경수로형 원전 73,110다발과 중수로형 원전 255,840다발, 연구용 원자로 1,600다발이 발생할 것으로 예상된다.

2.2 국내 사용후핵연료 저장시설 예상포화년도

현재 경수로에서 발생한 사용후핵연료는 소내 임시저장시설에 보관 중에 있으며, 임시저장시설의 용량을 고려할 때, 고리 2016년, 한빛 2019년, 한울 2021년, 신월성 2022년에 포활될 것으로 예상된다. 소내이동이나 조밀저장대의 내부설치를 가정할 경우 고리 2028년, 한빛 2024년, 한울 2026년 신월성 2038년에 포화가 예상됨에 따라 사용후핵연료 처분을 위한 저장시설이 시급한 문제로 대두되고 있다.

2.3 고준위방사성 폐기물 관리정책

산업통상자원부가 발표한 향후 고준위방사성 폐기물 관리정책 추진일정에 따르면, 부지선정 12 년, 중간저장시설 건설 7 년, 인허가용 URL (Underground Research Laboratory) 건설·실증 연구 14 년(동시추진), 인허가용 URL에서 실증연구 이후 영구처분시설 건설 10 년으로 총 36 년에 걸쳐 고준위방사성폐기물 처분시설을 확보한다는 계획을 가지고 있다. 정부는 또 하나의 대책으로 국제공동 저장·처분 가능성을 열어두고 있는바, 지난 2016년 5월 호주왕립위원회에서 수행한 사용후핵연료 국제공동 저장·처분 시설의 타당성을 검토 내용을 아래에서 살펴보았다.

3. 호주남부 국제공동 저장·처분 시설

3.1 국제공동 저장·처분 시설에 대한 호주의 입장

국제공동 저장·처분 시설과 관련하여 호주의 입장은 현재 기술적으로는 가능하다는 입장이다. 사용후핵연료 처분시설을 위한 심지층처분 시설의 경우 수십년 전 부터 각국에서 시행되어 왔으며, 저장 시설의 건설위한 암반 특성은 주 내에 적합한 위치가 존재하기에 기술적으로 합당하는 입장을 보이고 있다.

3.2 시설 운영과 관련된 호주남부의 특성 분석

호주남부는 Gawler 대륙괴와 Curnamona 대륙괴로 고결정성의 암반으로 이루어져 있으며 25억년과 15 년 전에 형성되어 1 km 이상의 연속된 실트암(siltstone)과 사암, 셰일, 석회암 및 역암으로 이루어진 퇴적층을 갖추고 있다. 또한 대부분이 지질학적으로 활성층에 위치해 있으나, 불의고리로 불리는 활성 단층에 위치한 지역과 비교해 볼 때 전 세계적으로 활성도가 매우 낮은 편이다. 호주남부의 기후는 매우 건조한 편에 속해 심지층 처분시설의 특성을 고려해 볼 때 적합한 기후를 지니고 있다.

정치·사회적 관점에서 보면, 호주남부는 정치적으로 매우 안정되어 있으며, 사용후핵연료 국제 공동 저장·처분 시설을 위한 기존의 체계는 유권자와 지역공동사회의 합의를 위한 여러 단계의 절차를 가지고 있다.

3.3 시설의 건설 및 운영 계획

사용후핵연료의 최종 저장·처분 시설의 건설 및 운영을 가정한 타임라인은 다음과 같다. 사용후핵연료 중간 저장 시설의 운영을 가정하였을 때, 중간 저장 시설은 프로젝트 시작 11 년 이후 이용하며, 이후 부지 선정, 허가, 건설의 진행을 가정하였을 때 중간저장시설은 프로젝트 시작 후 83 년까지 이용한다. 또한 사용후핵연료는 이후 최종처분장에 28년 이후부터 이송을 시작하여, 92 년까지 이송을 완료하는 것으로 계획하였다. 사용후핵연료의 경우 최종 처분장에 처분 전 40 년의 냉각기간을 가정하였다.

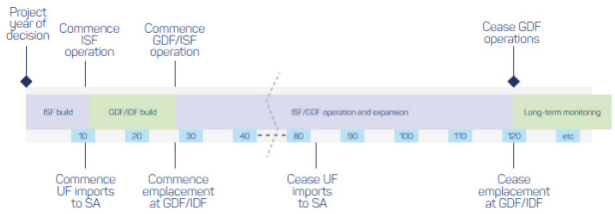


Fig. 1. Assumed facility development and operation timeline[1].

GDF(geological disposal facility)
IDR(intermediate depth repository)
ISF(interim storage facility)
UF(used fuel)

3.4 사용후핵연료처분 비용 산정

사용후책연료의 최종처분을 위한 비용은 보수적으로 175만 AUD/tHM으로 평가하였으며, 이는 대상국의 지불의사에 따른 195만 AUD/tHM 보다 20만 AUD/tHM 낮은 금액으로 대상국의 사용후핵연료 운반과 준비를 고려한 금액이다. 지불의사에 따른 금액 195만 AUD/tHM은 최고금액과 최저금액의 평균값으로, 지불의사에 따른 금액의 경우 각국의 사용후핵연료 처리와 관련한 각국의 사정에 따라 다른 것으로 나타났다. 최고 비용은 260만 AUD/tHM으로 국가에 사용후핵연료 처분장이 존재하지 않으며, 처분장 건설과 관련하여 국내 상황이 여의치 않은 경우로 사용후핵연료 발생량이 적으고 지질학적으로 불리한 경우이다.

4. 결론

최근 원자력발전에 대한 우려 속에 사용후핵연료 최종 처분에 관한 관심이 날로 커지고 있다. 이에 국내 지난 8월 11일 산업통상자원부가 '고준위 방사성 폐기물 관리절차에 관한 법률' 제정(안) 입법을 예고함에 따라, 사용후핵연료 처분 문제가 현실로 다가오고 있다. 이에 본 연구에서는 국내 사용후핵연료 발생현황과 처리계획에 대해 알아보고, 하나의 대안으로 호주 왕립위원회에서 사용후핵연료 국제공동 저장·처분 시설에 관해 살펴보았다. 국내 사용후 핵연료는 경수로의 경우 약 400 ton/년이 발생하며, 다발 당 무게(450 kg)와 처분장 건설비용 및 주민 합의과정 등을 고려했을 때 호주에서 제안한 175만 AUD/tHM은 현실적으로 고려해 볼 만한 제안이다. 이에 국내 사용후핵연료 처분방안의 논의에서도 하나의 대안으로서 남부호주의 사용후핵연료 국제공동 저장·처분 시설을 검토해 볼 필요가 있을 것으로 사료된다.

5. 감사의 글

본 연구는 한국원자력통제기술원 고유(일반)사업의 일환으로 수행된 연구결과입니다 (No. B6-8140).

6. 참고문헌

[1] Nuclear Fuel Cycle Royal Commission, "Nuclear Fuel Cycle Royal Commission Report", Accessed Aug. 22. 2016, Available from http ://nuclear.sa.gov.au/the-report

[2] 산업통상자원부, "사용후핵연료 관리에 대한 권고안", 6. 29. 2015.

[3] 국무조정실 보도자료, "제 6차 원자력진흥위원회, 「고준위 방사성폐기물 관리 기본계획」 확정", 7. 26. 2016.

[4] D. Cook, C. McCombie, N. Chapman, N. Sullivan, R. Zauner, and T. Johnson, "Radioactive Waste Storage and Disposal Facilities in South Australia Quantitative Cost Analysis and Business Case", Jacobs and MCM, Feb. 9. 2016.

설계기반 안전조치를 위한 안전조치성 평가 인자 분석

정연홍*, 한재준, 이정현, 장선영, 안승호
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jyh1404@kinac.re.kr

1. 서론

원자력 관련 기술은 그 기술의 원천이 핵무기에 기원하기 때문에 원자력 시설을 건설·운영하기 위해서는 핵비확산성을 담보하여야 한다. 국제적으로 이러한 핵비확산성에 대한 우려를 바탕으로 NPT를 채택하고 IAEA를 통해 국제사회에서의 핵확산을 방지하려는 노력이 지속적으로 수행되고 있다. IAEA는 각 국가와의 협정을 바탕으로 적절한 안전조치 접근법을 적용하고 있으며 원자력 시설의 설계정보에 대한 검증, 핵물질에 대한 계량관리에 대한 검증, 격납 감시에 대한 검증 등의 다양한 검증 활동을 바탕으로 이를 수행한다. 하지만 원자력 시설의 특성 상 시설이 건설·운영되는 상황에서는 설계변경이 매우 어려우므로 안전조치를 위한 수단을 설계단계부터 적용하는 것이 안전성과 핵비확산성, 경제성을 달성하는 데에 필수적이다[1]. 설계기반 안전조치란 이와 같이 시설 도입의 결정단계부터 개념설계, 예비설계, 설계, 건설 등의 단계에서 지속적으로 안전조치 수단을 적용하기 위한 검토를 수행하는 것을 말한다.

본 연구에서는 안전조치성 평가 인자에 대한 선행연구[2]를 바탕으로 설계 단계에서부터 안전조치에 대한 유용성을 평가·검토하기 위한 평가 인자를 설계 단계에 따라 분석하고자 한다. 여기서 안전조치성이라함은 안전조치를 적용하는 데에 따르는 유용성에 대한 지표라고 할 수 있다.

2. 본론

2.1 설계기반 안전조치

우리나라에서는 아직 설계기반 안전조치를 규제화하고 있지 않기 때문에 명확한 절차가 마련되어 있지 않지만 개념적으로 다음과 같은 절차를 통해 수행된다. 먼저 국가의 정책결정에 따라 원자력시설의 도입에 대해 검토하게 되며, 이에 대한 정보를 IAEA에 제공하게 된다. 이후 사업자를 선정하게 되며, 사업자는 설계자가 제공하는 견적을 바탕으로 설계자를 선정하게 된다. 이 경우 규제당국에서는 안전, 핵안보, 핵비확산의 관점에서 견적에 대한 평가를 수행하게 된다. 설계자가 지정되어 개념설계를 수행하면 이는 사업자와 규제당국의 승인을 받게 되며, 승인된 개념설계 정보는 IAEA에 제공하게 된다. 이러한 개념설계가 끝나면 이를 바탕으로 예비설계를 수행하게 되며 사업자는 이를 검토하여 승인한다. IAEA는 규제 당국을 통해 제공받은 설계정보를 바탕으로 DIQ를 작성하게 되며 규제당국에 피드백을 제공한다. 마찬가지로 규제당국은 다시 사업자에게, 사업자는 설계자에게 해당 사항에 대한 피드백을 제공하게 되며 이를 바탕으로 최종 설계를 제출한다. 사업자를 통해 승인된 최종 설계는 규제당국을 통해 IAEA에 제출하게 된다. 그러면 IAEA는 시설부록에 대한 초안을 작성하게 되고 이를 바탕으로 건설단계에서 DIV를 수행하게 된다. DIV 결과에 따라 IAEA는 최종 시설부록을 작성하게 되고 최종적으로 시설을 운영하고 IAEA 검증활동을 수행하게 된다[3].

이와 같이 효율적인 안전조치 시스템의 적용을 위해서는 설계의 과정 중에 지속적으로 안전조치에 대한 검토를 수행해야만 한다.

2.2 안전조치성 평가 인자

설계기반 안전조치 절차를 살펴보면 중간에 규제당국이 설계에 대한 평가와 검토를 수행하게 되는데 이 경우 평가나 검토를 수행하기 위한 평가도구가 필요하다. 이러한 평가도구에는 실제로 안전조치를 적용하는 데에 영향을 줄 수 있는 인자들이 도출되어야 하며 각 단계에서 검토해야할 인자를 분류해야만 한다.

실제로 설계 절차에 대해 구분할 수도 있겠지만 안전조치성 평가의 편의를 위해 다음의 세 가지 단계로 구분하여 안전조치성 평가 인자를 선정하고자 한다.

- [Phase 1] 시설의 선정단계에서 제공하는 내재적 특성에 따른 안전조치성 평가 인자
- [Phase 2] 시설의 공정 및 설비 단계에서의 안전조치성 평가 인자
- [Phase 3] 안전조치의 효율성과 효과성을 증대시키기 위한 안전조치성 평가 인자

우선, 시설 도입이 결정되는 단계에서 시설자체의 특성으로 고려되는 안전조치성 평가 인자에 대해서 살펴보도록 하겠다. 실제로 앞서 언급했던 설계단계에 견주어보면 시설의 선정과 예비개념설계 단계에 해당한다고 볼 수 있을 것이다. 먼저 시설이 정해지면 다루는 대상 핵물질이 정해지게 되며, 이때 핵물질 자체의 내재적 특성과 관련된 인자들을 도출할 수 있다. 이러한 인자로는 대상 핵물질의 종류(사용후핵연료/농축우라늄/천연우라늄 등), 핵물질 내에 존재하는 특정핵물질의 종류 및 양(Pu, U233, U235 등), 대상 핵물질의 물리·화학적 상태(혼합물/화합물 등), 핵물질의 조사 여부, 시설에 대한 접근성, 부가시설 및 경로의 은폐 가능성 등이 있을 것이다.

다음으로 공정과 설비에 따른 안전조치성 평가 인자를 살펴보면 다음과 같다. 기본적으로 안전조치를 수행하기 위해서는 핵물질에 대한 분명한 계량관리가 가능하여야 하며 계측장비의 불확실성, Holdup Material 양의 변동성, 핵물질의 균질성 등과 같이 계량관리에 영향을 줄 수 있는 인자들을 도출할 수 있다. 또한 MBA나 KMP 정보, 시설의 layout, 공정 내외부의 핵물질 운송 경로 등 전반적인 공정 및 핵물질의 이동과 관련된 인자들도 존재한다. 또한 시설에서 다루는 핵물질의 양과 비축되는 양 등에 영향을 줄 수 있는 시설의 용량, Inventory의 양, 물질의 생산 및 발생 주기 등도 유용한 인자가 될 수 있을 것이다. 또한 전용을 탐지하기 위한 추가적인 수단이 존재할 수 있으며 이러한 추가적인 수단에 대한 평가도 이루어져야한다. 여기에 해당하는 인자들은 준시실시간계량관리 시스템(NRTA; Near Real Time Accountancy)나 공정모니터링(PM; Process Monitoring)과 같은 보조적 수단의 적용여부 및 효용성에 대한 평가 결과를 들 수 있다. 추가적으로 격납감시나 공정모니터링에서 활용할 수 있는 모니터링 장비의 시야확보 여부나 적절한 조명의 확보 여부, 모니터링 장비 등을 포함한 안전조치 장비의 건전성, 원격 송수신 정보 및 핵물질 관련 정보의 위·변조 가능성 등을 그 인자로 들 수 있다.

마지막으로 안전조치의 효율성 증진을 위한 안전조치성 평가 인자를 들 수 있는데 이러한 인자는 반드시 갖추어야할 요건이라기보다는 안전조치 활동에 추가적인 이점을 제공하는 인자들이라고 할 수 있다. 여기에는 저장된 핵물질에 대한 식별의 용이성, 안전조치 관련 장비의 중복성, 공정 자동화정도, PIV 시에 사찰관에게 노출되는 방사선량, 핵물질의 Passive detection 가능성, 수조 내 물의 상태 등을 포함시킬 수 있을 것이다.

하지만 이러한 인자는 비단 한 가지 단계에만 해당한다고 할 수 없으며 복합적으로 작용하게 된다. 이를 간단히 정리하면 Table 1과 같다.

Table 1. Factors of safeguardability

Phase 1	Phase 2	Phase 3
핵물질 종류	시설용량	식별의 용이성
	공정 및 운송 정보	장비의 중복성
핵밀질 조성	계량관리의 정확성	
	정보 변조 가능성	공정 자동화 정도
조사 여부	모니터링의 용이성	
	안전조치 기기의 건전성	Radiation field
시설의 위치	전용 탐지를 위한 수단	Passive detection
	핵물질 집합체의 건전성	
	접근 가능성	수조 내 물의 상태

3. 결론

이를 바탕으로 각 설계 단계에서부터 안전조치 접근법에 대한 검토를 수행할 수 있을 것이며, 이러한 인자를 check list화하거나 정량화하여 시설에서 최소한 달성하고자 하는 안전조치 수준을 설정하고 안전조치 기법을 적용하는 데에 있어서 혼란을 사전에 예방할 수 있을 것이다. 다만, 각 인자가 안전조치에 있어서 갖는 중요도가 다를 것이며 대체적 수단을 적용할 가능성도 있으므로 해당 인자에 대한 우선순위를 설정하고 대체 수단에 대한 부분도 보완할 수 있어야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회와 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1305015).

5. 참고문헌

[1] 이나영, 핵확산저항성 강화를 위한 안전조치성 평가방법론 분석, 한국원자력통제기술원, 2015 KINAC/TR-019/2015(B4-9150).

[2] F. Sevini et. al., A Safeguardability Check-List for Safeguards by Design, ESARDA BULLETIN, No. 46, 2011.

[3] RA Bari et. al., Overview of the Facility Safeguardability Analysis (FSA) Process, PNNL-21698, 2012.

파이로시설 핫셀 배치(안)에 따른 안전조치성 분석

안성규*, 김봉영, 김호동, 서희, 신희성, 원병희, 이호희, 이효직, 장홍래, 박세환, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 파이로시설의 설계, 특히 핫셀의 구성과 배치 및 물질 이동 경로와 관련한 예비개념 설계 결과를 분석하였다. 핫셀의 설계는 예비개념 설계 단계에서 다양한 옵션(안)을 검토해 왔으며, 최종(안)은 안전조치만이 아니라 시설의 운전 및 안전성 측면의 요건 사이에서 상호 절충하고 보완하는 결과로서 도출된다. 검토는 여러 가지 배치(안)에 대한 안전조치성을 분석하고, 향후 기본설계 및 상세설계 시 고려해야 할 사항을 도출하였다.

2. 본론

2.1 핫셀 구조 및 배치 예비개념(안)

파이로시설의 예비개념설계단계에서 시설의 부지 면적, 공정운전과 물질의 이동경로, 유지보수를 위한 접근 및 장비의 이동경로, 불활성 분위기의 유지 가능성, 사고에 대한 시설 안전성을 고려하여 구조적으로 실현가능한 범위에서 다양한 옵션의 핫셀의 배치(안)을 고려할 수 있다. 초기 제안된 배치(안)에 대해 안전조치 관점에서 보완사항을 반영하여 추가적인 배치(안)을 도출하였다. 기본적으로는 별도의 전처리셀과 함께 전해환원 공정과 전해회수 공정을 별도의 셀로 분리한 옵션만을 검토하였다. 그 이유는 시설설계 관점에서 불활성 분위기를 유지해야 하는 셀의 크기를 적절한 범위에서 제한하여 시설의 구축과 유지보수를 가능하게 하기 위함이었다. 본 연구에서는 각 배치(안)에 대해 시설 및 안전성 관점에서의 특징을 요약하고, 안전조치 관점에서의 장단점을 분석하였다.

2.2 옵션 별 안전조치성 검토

(1안)으로서 구조적인 차이가 있을 수 있지만 핵물질과 일반공정물질, 유지보수에 필요한 장비의 이동 등이 한 가지 반출경로를 가진다. 안전조치 관점에서는 핫셀의 출입구가 증가하는 것이 바람직하지 않으나, 물질과 장비의 이동 경로가 겹쳐서 탐지해야 할 대상이 다양해지는 점도 바람직하지 않다. 따라서 핵물질 이송을 위해 특화된 전용 통로를 적용한다면 감시와 계량측면에서 유리할 수 있다. 특별히 사용후핵연료다발의 저장 구역이 분리된 형태는 품목계수 재고와 중량계수 재고를 분리할 수 있는 장점이 있다. (2안)은 환원과 회수셀을 연결한 모듈을 여러 개 배치하는 방안이다. 모듈 간 핵물질 이동이 없는 운전을 적용한다면 안전조치 측면이서 별도의 물질수지구역(MBA)을 적용할 수 있어 장점이 되지만, 모듈별 물질 이동이 상황에 따라 섞인다면 오히려 안전조치를 복잡하게 할 수 있다. (3안)은 시설의 운전 관점에서 모든 셀을 동일한 층에 배치한 옵션인데, 안전조치관점에서는 설계정보 검증이 단순해 질 수 있는 장점이 있다.

2.3 핫셀 설계를 위한 안전조치 요건

검토 과정에서 공통적으로 도출된 핫셀 구조 및 배치에 대한 안전조치 요건의 중요 사항을 요약하면 아래와 같다.

① 각 셀은 핵물질 계량을 위해 채취한 시료를 이송하기 위한 시스템을 시설에 포함해야 함.
② 설계 시 시설의 핵물질 계량과 IAEA의 사찰 검증을 위해 필요한 접근성을 확보해야 함.
③ 저장소로 반입, 반출되는 생성물과 폐기물의 측정 공간이 저장소에 인접해 확보해야 함.
④ 공정물질 계량 및 감시를 위해 적용하는 안전조치장비의 유지보수가 가능해야 함.
⑤ SF 인수와 임시저장에 일반적으로 적용되는 안전조치 수단이 가능하도록 설계함.

추가적으로 핫셀 구조 및 배치에 대한 안전조치 고려사항을 요약하면 아래와 같다.

① 이동 핵물질 경로 단순화 (핫셀 출입구의 수 최소화 또는 공정핵물질 단독 이동통로 확보
② 전처리셀 내부 핵연료집합체 저장 및 해체 공정에 별도 격납 적용이 안전조치 관점에서 바람직함 (품목계수 영역과 중량계수 영역 구분, 감시수단 적용 용이)
③ 각 공정셀로부터 폐기물처리셀(지하)로의 이동

경로가 단순화될 수 있도록 폐기물처리셀 위치 선정

④ U/TRU 및 U 잉곳 생성물을 공정핫셀 내부에 임시저장 할 경우 계량관리 관점에서 부담이 되며(물질수지 내 미계량물질 불확도 증가), IAEA의 재고 검증을 어렵게 할 수 있음

⑤ 시료분석실은 공정핫셀과 출입구를 따로 두어 1층에 배치하는 것이 방사선 방호 측면에서 유리함

3. 결론

본 연구에서는 시설 설계 관점에서 제안된 핫셀 배치(안)에 대해서 안전조치 관점의 장단점과 고려사항을 분석하였다. 핫셀 배치에 대한 안전조치 요건 및 고려사항만을 반영한다면, 즉 시설의 운전효율성이나 유지보수 가능성 및 방사선, 화학/독성물질, 화재, 구조적 안전성을 전혀 고려하지 않는다는 가정 아래에서 핫셀을 배치한 결과와는 다를 수 있으나, 시설 구축의 목적은 안전조치 만족이 아니라 목표한 공정의 운전을 안전하게 달성하는 것이 우선 목표이다. 이를 위해, 제안된 시설의 개념설계 단계에서 안전조치를 고려한 반영에 초점을 맞추어 안전조치 효과성과 효율성을 최대한 높이는 노력이 필요하다. 본 연구는 이러한 과정의 첫 번째 단계 분석이며, 도출된 결과를 반영하여 향후 시설 설계가 구체화 되는 과정에서 지속적으로 반영하고 추가 분석을 수행할 계획이다.

4. 감사의 글

이 연구는 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다 (원자력기술개발사업, NRF-2012M2A8A5025947).

파이로 사업에 사업관리(PM) 적용

김정국[1*], 김혁종[2], 박근일[1], 구정회[1], 고원일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 169-148
*jungkim@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 2025년까지 종합파이로건식처리시설 (KAPF)을 건설하는 것을 목표로 연구개발을 추진하고 있다. 본 사업은 고방사능 및 고부식성 환경하의 공정과 내구성 있는 장치를 개발하는 것으로 연구개발의 난이도와 리스크가 높을 뿐만 아니라 실효성, 경제성 및 핵비확산 수용성을 검증하는 공동연구의 수행과 안전조치 등 시설 설계관련 기술의 개발도 포함하고 있으며 신뢰성과 투명성의 확보가 필요하다.

이렇게 복잡하고 장기 대형사업을 성공적으로 수행하기 위해 사업관리를 적용하여 일정, 원가, 품질 및 리스크 관리 등을 관리함으로 공정목표, 원가목표 및 품질목표를 달성할 수 있다. 본 고에서는 사업관리 적용을 위한 사업관리체계 개선방안 및 기본방침, 일정, 예산, 수행 조직 등을 검토해서 제시하고자 하였다.

2. 본론

2.1 대형 연구개발사업의 사업관리 현황

국내외 대형 연구장치 개발사업과 이와 유사한 사업인 방위사업청의 무기체계 개선사업의 사업관리 현황은 Table 1과 같으며, 문헌조사 결과 미국 NASA가 상대적으로 완성도가 높은 사업관리체계를 운영하고 있는 것으로 판단된다. 한국항공우주연구원은 NASA의 사업관리 지침 및 절차 등을 벤치마킹해서 동 연구원에 적합한 사업관리체계를 개발해서 운영하고 있으며 지속적으로 이를 수정 및 보완하고 있다.

또, 대형 연구시설 건설사업의 사업관리 현황은 Table 2에 요약되어 있으며 국내의 B사업과 국외의 사업에서 사업관리체계 개발 및 운영이 추진되고 있으나 NASA의 그것에 비해서 완성도와 성숙도가 상대적으로 떨어지는 것으로 판단된다.

Table 1. Status on Large-scale Research Device Development Project

분야	항목	항공우주연구원	방위사업청	NASA
기술개발 및 설계 프로세스	체계 공학	○	○	○
	신뢰성 공학	○	○	○
전주기 사업관리 (기술관리 포함)	형상관리	○	○	○
	EVM	○	○	○
	TPM	적용검토 중	X	X
	TRL/TMA와AD[2]	X	X	○
	CAIV	X	○	X
	리스크 관리	○	○	○
	PBS	X	X	○
	WBS	○	○	○
	원가회계	X	○	○
	공정 및 사업비의 확률론적 위험도 분석	○	○	○

Table 2. Status on Large-scale Research FAcility Construction Project

분야	항목	국내 사업			국외 사업[1)]		
		A	B	C	A	B	C
기술개발 및 설계	체계 공학	X	X	X	○	○	○
	신뢰성 공학	X	X	X	○	○	○
전주기 사업관리 (기술관리 포함)	형상관리	X	X	X	○	○	○
	EVM	X	X	X	○	○	○
	TPM/TRL	X	X	X	X	X	X
	리스크 관리	X	○	X	○	○	○
	PBS	X	X	X	○	○	○
	WBS	○	○	○	○	○	○
	원가회계	X	△	X	△	△	△
	ERP	X	X	X	○	X	X
	공정 및 사업비의 확률론적 위험도 분석	X	X	X	○	X	X

2.2 사업관리 수행체계 개선

사업관리를 적용할 여건을 조성하기 위해 파이로 사업을 수행하는 전주기 사업단계를 6단계로 정의하고 각 단계별 수행업무와 수행체계를 제시하였다. 또한 PM^2 Model[2)]을 적용하여 KAPF 건설사업의 사업관리 성숙도를 사업관리 분야별로 분석하고 사업의 성공적인 수행을 위한 사업관리 성숙도 목표를 제시하였다.

1) 사업관리 분야별 성숙도에 대한 분석은 하지 않았음.
2) Project Management Process Maturity

2.3 사업관리 추진계획(안)

파이로 사업을 체계적으로 관리하기 위해서 우선 추진해야 하는 업무는 사업기본계획 수립, 사업 분류체계 결정 및 사업번호체계 수립, 사업관리 분야별 (범위관리, 일정관리, 리스크관리 등) 추진계획 수립, 사업관리 절차서 개발 등이며 이는 사업의 통합관리[3]에 해당하는 업무이다. 또한 사업관리의 기본이 되는 사업 일정관리와 관련된 업무도 시급하게 추진되어야 하는데 각각에 대한 개략적인 내용은 Table 3과 같다.

Table 3. Main PM Items (draft)

분야	내용
사업기획	사업기본계획 수립
	업무 정의 및 사업분류체계 결정
	사업관리 분야별 추진계획 수립 및 승인 (사업관리 전산시스템 구축 포함)
	사업번호 체계 수립
	사업관리 절차서 개발
사업 일정관리	사업 변경 관리 절차서 개발
	사업 진도 및 성과측정체계 개발
	관리기준공정표 개발
	연차별 시행공정표 개발

전술한 업무들이 완료되면 파이로 사업 수행의 효율성 제고를 위해서 품질관리, 조달관리, 리스크관리, 성과평가, 사업정보관리 등이 추진되어야 하며 각각의 개략적인 내용은 Table 4와 같다.

Table 4. Supplementary PM Areas (draft)

분야	내용
품질 관리	설계 및 실증실험 품질 관리 절차서 개발
	일반 품질관리 절차서 개발
리스크 관리	사업 리스크 관리 절차서 개발 및 운영
정보 관리	사업 정보관리 시스템 구축 및 운영방안 수립
조달 관리	사업조달 관리 절차서 개발
교육	사업관리 기본 교육
	사업관리 직무 교육

3. 결론

대형 연구시설을 건설하는 파이로 사업을 성공적으로 완수하기 위해 사업관리(PM)를 적용하여 추진하는 것이 필요하다. 미국 사업관리 협회[4]의 사업관리 지식체계[5]와 체계공학 (SE) 수행체계를 접목하여 필요한 사업관리 분야를 도출하였으며, 우선 적용분야와 추가 적용분야를 분리하여 추진계획을 제시하였다.

4. 참고문헌

[1] 한국연구재단보고서, 김용수 외, "거대과학사업 연구관리 개선 방안 수립", 중앙대학교 산학협력단, (2014).

[2] 방위사업청, "연구개발사업의 체계공학(SE)기반 기술관리업무 실무지침서", 방위사업청 사업관리본부 국방기술이노센터, (2012).

[3] Kwak, Young Hoon and Ibbs, C. William, "Project Management Process Maturity (PM)2Model",Journal of Management in Engineering, pp150-155, (2002).

[4] 김정국 외, "종합파이로 건식처리시설 (KAPF) 건설 기본공정표 개발", 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-5939/2015, (2015).

[5] 김정국 외, "KAPF 건설 사업 진도계획 수립", 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-6031/2015, (2015).

[6] Project Management Institute, "A Guide to the Project Management Body of Knowledge (PMBoK Guide)", 5th Ed., ANSI/ PMI99-001-2013, (2013).

[7] Project Management Institute(프로젝트관리협회), "프로젝트관리 지식체계 지침서 (PMBOK Guide)", 한글본, 제5판, (2013).

[8] 김정국 외, "KAPF 건설사업 진도계획 수립", 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-5939/2015, (2015).

3) 이 업무는 사업기획업무로 분류하기도 함.

4) Project Management Institute (PMI)

5) Project Management Body of Knowledge (PMBoK)

한국과 미국의 핵물질 분류 기준 비교

임우진, 이영섭, 한상은, 구본철, 이호진, 이종성*
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*jongseong@kins.re.kr

1. 서론

국내 핵물질 규제는 1958년 「원자력법」이 최초 제정된 이 후 현재 2016년 개정된 「원자력안전법」과 동법 시행령, 시행 규칙, 원자력안전위원회 고시 등을 통해 수행되고 있다. 원자력발전소 및 핵연료주기 사업자가 그 허가 받은 사업에 사용하는 경우를 제외하고는 핵물질을 사용하고자 하는 경우는 「원자력안전법」 제45조의 핵연료의 사용허가 또는 제52조의 사용 신고를 해야 하며 해당되는 물질 및 수량은 「원자력안전법」에 세부적으로 고시되어있다. 2016년 6월 기준 국내 핵연료 물질 사용허가를 받은 기관은 9개, 핵원료 물질 사용신고를 한 기관은 23개 이다.

하지만 현재 핵물질은 사용 종료 시 원자력안전위원회 고시 제2014-3호 '방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한규정'에 의거, 자체처분 가능한 방사성폐기물로 분류가 되지 않아 장기저장 외에는 폐기할 방법이 없다. 또한 핵물질은 현행 원자력안전법상 방사성동위원소 범주에 해당되지 않으나, 원자력안전위원회고시 제2014-34호 "방사선방호등에 관한 기준" 에 따르면 핵물질과 중첩되는 부분이 있다. 이에 원자력안전법상 핵물질 및 방사성동위원소가 불분명하게 규정된 부분에 대한 개정이 필요하다. 핵원료 사용신고 기관의 경우 핵원료물질을 전문적으로 관리하는 안전 관리자 선임 및 정기검사의 법적 의무가 부여되지 않으므로, 신고기관의 핵원료물질의 사용에 대한 관리 및 규제가 누락될 수 있어, 해당 부분에 대한 개정이 필요하다.

이 연구에서는 국내 핵물질 규제에 대한 문제점을 해결하기 위해 국내와 미국의 관련 법령 (국내 : 원자력안전법, 미국: 10CFR) 및 핵물질 분류기준을 비교하였고, 이에 따른 국내 핵물질 규제의 방향을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 미국의 핵물질 분류기준

미국은 핵물질(Nuclear material)을 특수 핵물질(Special nuclear material), 선원물질(Source material), 부산물(Byproduct material)로 분류하여 관리하고 있다. 특수핵물질은 우라늄233 또는 우라늄235, 농축 우라늄 또는 플루토늄으로 규정하고 있으며, 선원 물질은 천연 우라늄이나 토륨 또는 원자로 연료로 사용하기에 적합하지 않은 감손 우라늄을 뜻한다. 천연 우라늄은 자연적으로 존재하는 우라늄으로, 0.7%의 우라늄235를 함유하고 있다. 또한 감손우라늄은 앞서 말한 천연 우라늄에 비해 우라늄235의 비율이 낮은 상태의 우라늄을 뜻한다. 부산물은 일반적으로 원자로에서 생성되거나 방사성을 갖게 된 (특수 핵 물질 이외의) 물질과 선원물질인 우라늄이나 토륨을 추출 또는 농축함으로써 생성된 찌꺼기 및 폐기물을 포함한다.

미국 핵물질에 사용 및 허가 기준은 원자력 규제위원회(NRC)에서 규정하고 있다. 특수핵물질과 선원물질, 부산물에 대한 방사선 방호에 대한 규정은 10 CFR part 20 (Standards for protection against radiation)에서 규정하고 있으며, 특수핵물질의 사용에 대한 면허관리는 10 CFR part 70 (Domestic licensing of special nuclear material)에서, 선원물질과 부산물의 취급 및 면허관리는 10 CFR part 40 (Domestic licensing of source material)에서 규정하고 있다.

Table 1. Nuclear material regulation of NRC

핵물질	방사선 방호규정	취급 및 면허관리
특수핵물질	10CFR20	10CFR70
선원물질		10CFR40
부산물		

Table 2. Exemption criteria of source material license

10CFR	비고
40.13(a)	선원 물질 중량의 0.05% 미만의 화학 혼합물, 합성물, 용액 또는 합금
40.13(c)(2)(i)	선원물질 중량의 20% 미만의 유약처리 세라믹 식기
40.13(c)(2)(ii)	선원물질 중량의 2% 이하의 압전 세라믹
40.13(c)(2)(iii)	선원물질 중량의 10% 이하이지만 상업용으로 제조한 유리벽돌, 창유리, 세라믹 타일 또는 건설에 사용되는 기타 유리나 세라믹이 포함되지 않은 유리제품

40.13(c)(3)	우라늄이나 토륨 함유 사진 필름, 음화 및 인화지
40.13(c)(5)	항공기, 로켓, 발사체 및 미사일에 설치된 평형추에 함유된 우라늄
40.13(c)(6)	선적 컨테이너의 일부를 구성하는 차폐물로 사용되는 천연 또는 감손 우라늄
40.13(d)	화재감지장치에 사용되는 검출기 헤드

2.2 한국의 핵물질 분류기준

현행「원자력안전법」에서 고시한 핵물질은 핵연료물질과 핵원료물질로 구분하고 있다. 핵연료 물질은 우라늄과 토륨 등 원자력을 발생할 수 있는 물질로 다음 원자력안전시행령에서의 각 호에 해당하는 것을 말한다.

제 1호. 우라늄 238에 대한 우라늄 235의 비율이 천연혼합률과 같은 우라늄 및 그 화합물
제 2호. 우라늄 238에 대한 우라늄 235의 비율이 천연혼합률에 미달하는 우라늄 및 그 화합물
제 3호. 토륨 및 그 화합물
제 4호. 제1호부터 제3호까지의 규정에 해당하는 물질이 하나 이상 함유된 물질로서 원자로의 연료로 사용할 수 있는 물질
제 5호. 우라늄 238에 대한 우라늄 235의 비율이 천연혼합률을 초과하는 우라늄 및 그 화합물
제 6호. 플루토늄 및 그 화합물
제 7호. 우라늄 233 및 그 화합물
제 8호. 제5호부터 제7호까지의 규정에 해당하는 물질이 하나 이상 함유된 물질

앞서 언급한 핵연료물질 중 사용허가대상에 포함되지 않은 기준은 다음과 같다.

1. 우라늄 238에 대한 우라늄 235의 비율이 천연혼합률과 같은 우라늄 및 그 화합물의 경우에는 우라늄의 양이 300그램 이하인 것
2. 우라늄 238에 대한 우라늄 235의 비율이 천연혼합률에 미달하는 우라늄 및 그 화합물의 경우에는 우라늄의 양이 300그램 이하인 것
3. 제1호 또는 제2호의 물질이 하나 이상 함유된 물질로서 원자로의 연료로 사용되는 물질의 경우에는 우라늄의 양이 300그램 이하인 것
4. 토륨 및 그 화합물의 경우에는 토륨의 양이 900그램 이하인 것
5. 제4호의 물질이 하나 이상 함유된 물질로서 원자로의 연료로 사용되는 물질의 경우에는 토륨의 양이 900그램 이하인 것
6. 그 밖에 방사선장해 발생의 우려가 없다고 위원회가 정하여 고시하는 것

핵원료물질은 우라늄광·토륨광과 그 밖의 핵연료물질의 원료가 되는 물질로 핵연료물질 외의 물질을 뜻한다. 핵원료물질이고 방사능농도가 그램당 74베크렐(고체상 핵원료물질의 경우 그램당 370베크렐) 이하인 물질로서 우라늄의 양에 3을 곱하여 얻은 양과 토륨의 양을 모두 합한 양이 900그램 이하인 것에 대해서는 사용신고의 면제대상이 된다.

3. 시사점 및 결론

「원자력안전법」시행령 제5조 "방사성동위원소"에서는 핵연료물질 및 핵원료물질을 방사성동위원소에서 제외하고 있으나, 원자력위원회고시 제2014-34호 "방사선방호 등에 관한 기준" 별표에 따르면 방사성물질의 연간섭취한도 및 핵종별 규제면제 수량 등에 핵물질이 포함되어 있다. 이는 방사성 물질 및 핵물질의 사용 및 관리에 법률상 혼란과 불편을 야기할 수 있다.

미국에서는 현재 방사성물질들을 핵물질이라는 하나의 항목으로 구분하여 하위 특수핵물질, 선원물질, 부산물의 항목으로 분류하여 관리하고 있으며 사용 및 허가를 하고 있다. 따라서 국내에서도 체계적인 핵물질의 사용·허가 절차 관리 및 핵물질의 사용 후 저장 및 처분을 하는 과정에서의 관리 소홀이 발생하는 문제점을 해결하기 위해서 사용목적 및 세부정의에 따라「원자력안전법」상의 핵물질과 방사성물질간의 혼동이 없도록 핵물질과 방사성물질의 분류를 재고해볼 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1602014).

5. 참고문헌

[1] 원자력안전법.
[2] 원자력안전위원회 고시 제2014-3호 '방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한규정'.
[3] 10 CFR part 20, 10 CFR part 40, 10 CFR part 70.

원자력시설 내부자위협 실례 및 대응방안 연구

김재산*, 이승민
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jaesan@kinac.re.kr

1. 서론

원자력시설 대상 내부자에 의한 핵물질 불법이전 및 사보타주 위협행위는 외부침입자에 의한 것보다 훨씬 영향력이 클 수 있다. 또한 악의적 목적의 외부침입자와 같이 공모하여 원자력시설을 위협하게 된다면 피해의 파급력은 더욱 광범위해질 것이다. 내부자는 보안 및 안전시스템, 운영절차와 같은 핵 및 방사선적 핵안보에 영향을 줄 수 있는 요소에 접근권한을 가지고 있어 테러에 직·간접적인 가담을 할 수 있다. 내부자들은 테러에 가장 취약한 부분과 시기 등을 인지하고 있기 때문에 악의적 위협행위에 대한 선택의 폭이 더 넓을 수밖에 없다. 그동안 원자력시설 대상 방호 이행조치는 내부자의 위협보다는 외부침입자에 의한 영향에 초점이 맞춰진 면이 없지 않다.

한편, IAEA 및 핵안보 관련 국제회의에서도 원자력시설 대상 내부자 위협에 대한 경각심은 높아지고 있으며, 이를 효과적으로 경감하기 위한 다양한 논의가 이루어지고 있다. 향후 내부자 위협을 효과적으로 저지하고 대응하기 위한 조치가 고려되어야 할 것이다.

2. 본론

2.1 내부자의 정의 및 분류

IAEA 핵안보시리즈 No.8 문서에 기술된 내부자의 정의는 원자력시설등이나 핵물질에 접근할 수 있는 권한이 있는 자로서 사보타주 또는 불법이전을 시도 할 수 있거나 외부 침입자를 도와줄 수 있는 자로 기술되어 있다. 내부자는 어떠한 직·간접적 목적에 의해 위협행위를 가했느냐에 따라 세부적으로 분류할 수 있다.

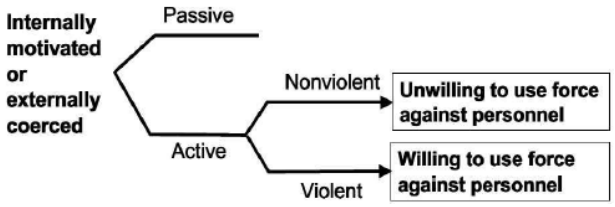


Fig. 1. Categories of Insiders.

수동적 내부자는 폭력적이지 않고, 원자력시설 정보나 핵물질 계량관리 자료를 내부자나 외부침입자에 제공하는 활동을 하는 자를 말한다.

한편, 능동적 내부자는 악의적 활동을 계획한 외부침입자 또는 내부자에게 적극적으로 정보를 제공하고 실제 위협행위를 주도할 수 있는 자로 분류할 수 있다.

2.2 원자력시설 대상 내부자 위협 실례

2.2.1 러시아 원자력시설에서 고농축우라늄 소량 탈취

1992년 9월, 러시아 Podolsk 원자력시설(Luch Scientific Production Association)에서 내부자에 의해 고농축우라늄 약 1.5 kg이 탈취되었다. 범인은 이 시설에 25년 이상 근무한 엔지니어였으며, 경제적 이유로 고농축우라늄을 팔려다 검거되었다. 범행당시 이 시설의 핵물질 계량관리는 매우 허술했으며, 탐지 및 감시시스템이 구축되어 있지 않았다.

2.2.2 미국 GE 우라늄농축시설에서 UO2 절도

1979년 1월, 미국 노스케롤라이나 GE 원자력발전소에서 하청직원에 의해 5갤런의 UO2(총 145파운드)이 탈취되었다. 경제적 이유 및 계약만료로 인해 스트레스를 받은 상태에 야간근무조로 일하면서 범행을 하였다. 제한구역에 접근하기 위해 정규직 출입증과 유사하게 생긴 운전면허증을 위조하였으며, UO2 파우더가 든 컨테이너를 탈취하여 외부로 도주하였다. 범행당시 이 시설의 출입통제시스템은 매우 허술했으며, 일시적으로 정문 및 펜스 방호설비가 제거된 틈을 타 범행이 이루어졌다.

2.2.3 러시아 RI 취급시설에서 방사성물질 탈취

1990년대 초 러시아 방사성물질 전기화학 취급공장에서 의료 및 산업용으로 쓰일 수 있는 방사성물질이 탈취되었다. 6명의 내부자에 의해 조직적으로 공모된 사건으로 범행당시 시설의 물질 계량관리가 간과되었으며 핵안보문화 인식이 매우 낮은 작업자가 업무에 임하고 있었다.

2.2.4 남아공 원자력발전소 사보타주

1982년 12월, 남아공 Koeberg 원자력발전소에서 사보타주가 일어났다. 범인은 이 발전소에서 18개월 정도 원자력안전 전문가로 근무한 임시직원이었

으며, 원자로, 격납건물 및 MCR을 목표물로 정한 것이 밝혀졌다. 주요지점에 폭발물을 설치하여 터지게 조작하였으며, 이 사건으로 큰 경제적 피해를 입었으나 방사선적 영향은 없었던 것으로 나타났다. 범행당시 이 시설의 출입통제시스템은 허술했으며, 수상한 행동을 하는 자에 대한 보고가 제대로 이루어지지 않았다. 한 예로 보드카병과 비슷한 크기의 폭발물이 든 용기가 보안직원에 의해 확인되었으나 주의만 있었을 뿐 별도의 통제조치가 이루어지지 않았다.

2.2.5 벨기에 원자력발전소 사보타주

2014년 8월, 벨기에 Doel 4 원자력발전소에서 사보타주가 일어났다. 범인은 내부자로 발전소 터빈 밸브조작을 통해 사보타주 공격을 하여 큰 경제적 손실을 남겼다. 악의적 내부자는 단독으로 시설 내부에 침입하여, 보안절차를 무시한 채 범행을 하였다.

2.2.6 미국 플루토늄 생산 공장에서 금 절도

2009년 3월, 미국 로스알라모스 플루토늄 가공 관련 공장에서 일하는 기술자가 공정에서 이용되는 금을 탈취하는 사건이 벌어졌다. 범인은 사용후핵연료로부터 플루토늄을 분리하는 업무를 10 년 이상 수행한 자로 금속탐지기 등 방호설비의 취약점을 사전에 알고 범행을 하였다.

2.3 원자력시설 내부자위협 저지를 위한 방호조치

원자력시설에서 내부자에 의한 적극적 또는 소극적 위협행위의 가능성이 상존하고 있는 만큼, 내부자의 위협행위를 사전에 저지하고 방호하기 위한 조치가 필요하다.

2.3.1 내부자 위협 방지를 위한 조치

우선적으로 직원 채용 전, 직원 및 협력업체 직원 등을 대상으로 잠재적 내부자 위협을 예방하기 위해 신원조사를 철저히 실시하여야 한다. 채용된 이후에도 내부자 위협가능성을 제거하기 위해 다음의 사항을 고려해야 한다.

1) 직원에 대한 주기적 신원 재평가 및 근무여건 개선
2) 핵안보 문화를 정립을 위한 교육 실시
3) 보직변경, 퇴직 등으로 인한 작업 종료 교육
4) 인적 신뢰도 관리 프로그램(Human Reliability Program; HRP) 실시
5) 주기적은 정신감정, 약물오남용 등 건강검진 실시
6) 감독자에 의한 수시 관찰 및 점검
7) 출입권한 세분화, 출입증 관리 및 출입기록 조회
8) 신원이 확인된 방문자만이 시설에 출입할 수 있도록 시스템 유지
9) 핵물질 계량관리 철저
10) 내부자 감시를 위한 프로그램 운용

2.3.2 내부자 위협 방호를 위한 조치

IAEA 핵안보시리즈 문서 등에서는 원자력시설등의 잠재적 내부적대자 위협을 효과적으로 탐지, 지연, 대응하기 위해 다음의 사항을 권고하고 있다.

1) 특정업무를 수행할 시 "2인 동행 원칙"을 준수
2) 작업자 위치를 확인할 수 있는 추적시스템 운영
3) 작업감독자에 의한 관찰 및 이상상황 발생시 신속 보고 및 대처
4) 금지물품 및 방사성물질 검색장비 운영
5) 물리적방호 설비 조작 방지를 위한 경보 발생 및 정보전달
6) 내부자 위협에 대응하기 위한 비상대응계획 유지 및 훈련실시

3. 결론

현재 원자력시설의 방호조치는 외부침입자에 의한 탐지·지연·대응조치에 초점이 맞춰져 있으며 내부자위협에 대한 고려가 미흡한 면이 없지 않다. 한편, 원자력시설등의 방호 및 방사능방재대책법 하 원자력시설은 위협기준을 설정하고 유지하도록 하고 있으며, 이에는 내부자위협에 대한 사항도 반영되어 있다. 또한 2014년 초, IAEA 물리적방호자문서비스(IPPAS) 수검 결과, 자문단은 내부자위협에 대한 조치 강화가 필요함을 언급하였으며, 기타 핵안보 권고문서에서도 원자력시설의 내부자를 충분히 주의해야 함을 권고하고 있다. 향후 핵안보 관련 법령 개정 작업이 있을 시 이와 같은 사항을 반영하여 내부자 위협을 예방하고 대응하기 위한 구체적인 조치가 수립되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] "Preventive and Protective Measures against Insider Threats", IAEA Nuclear Security Series No. 8, Vienna.

[2] INFCIRC/255/Revision5, "Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities", IAEA Nuclear Security Series No. 13, Vienna.

[3] Insider Analysis, Sandia National Laboratory, 2014.

[4] Insider Threat Case Studies at Radiological and Nuclear Facilities, LANL, 2015.

한미원자력협력협정 전면 개정에 따른 협정 대상 품목의 수출입 절차 이행방안 연구

양승효*, 윤성호, 신동훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*shyang@kinac.re.kr

1. 서론

2015년 11월 25일, 42년 만에 전면 개정된 한국과 미국간의 원자력협력협정(이하 '신협정')이 발효됨에 따라 양국의 구 원자력협정 체제는 종료되고 새로운 협정이 효력을 갖게 됐다.

신협정에 따르면 양국은 핵물질, 감속재물질, 원자력 관련 장비 및 구성품 등 협정 대상 품목을 직접 이전하거나 양국간 합의에 따라 제3국으로 재이전할 수 있으나, 협정 대상 품목의 관리를 위해 체계적인 이전 절차를 요하고 있다. 이에 지난 4월, 원자력안전위원회는 미국 에너지부와 협정 대상 품목의 직접 이전과 제3국 이전 절차를 구체적으로 규정한 행정약정을 체결한 바 있다.

본 논문은 행정약정에 따른 협정 대상 품목의 양국 간 직접 이전 및 제3국 이전 절차를 분석하고 효율적인 이행을 위한 방안을 제시한다.

2. 본론

2.1 협정 적용 대상 확정 절차

신협정 제2조제2항에 따르면 직접적이든 간접적이든 한쪽 국가에서 상대 국가로 이전된 핵물질, 감속재 물질, 장비 및 구성품이 협정 적용대상으로 확정되기 위해서는 세 단계를 거친다. 먼저 수출국은 수입국에게 선적에 앞서 이전할 품목 정보를 서면으로 통보하여야 한다. 서면 통보를 받은 수입국은 다시 서면으로 통보의 수령을 확인하게 된다. 마지막으로 수출품목이 수입국의 관할권으로 반입이 되면 최종 협정 대상 품목으로 확정된다.

2.2 행정약정에 따른 수출입 절차 분석

협정 적용 대상 확정과 관련된 상세 이행절차는 원자력안전위원회와 미국 에너지부가 체결한 행정약정에 기술되어 있다. 행정약정을 양국간 직접 이전과 사전동의 국가와 미 동의 국가로 재이전 등 세 가지로 나누어 분석하고 이행방안을 도출하였다.

2.2.1 양국간 직접이전 절차 분석

협정 대상 품목을 양국간 직접 이전하는 경우, 수출국은 선적 전에 수입국에 이전품목에 관한 정보를 행정약정 서식에 따라 서면으로 통보를 해야 한다. 수입국은 서면 통보 수령 후 30일 이내에 수입자의 신원 및 수입목적 등을 확인하여 행정약정 서식에 따라 서면 확인서를 수출국에 통보해야 하며 기한 내에 제공이 어려운 경우 그 사유에 대해 알려야 한다.

수출국은 수입국의 서면확인서를 확인 후에 선적을 허가하게 되며 선적 후에는 선적에 대한 서면 확인서를 수입국에 통보하여야 한다. 수입국은 품목을 수령 후 수출국에 수령 확인서를 통보함으로서 직접 이전 절차가 완료된다.

상기 절차는 협정 품목의 이전을 사전에 수입국에 확인시켜 협정품목으로 관리할 수 있도록 절차를 규정한 것으로 정리하면 Fig. 1과 같다.

Fig. 1. Direct Transfer Procedure between ROK-US.

2.2.2 사전동의 국가로 재이전 절차 분석

이번 신협정에서는 한·미 양국이 원자력협정을 체결한 제3국에 대해 양국이 합의하여 지정한 사전동의 국가로 지정하는 경우 협정대상 핵물질, 원자력 장비 및 부품 등을 자유로이 재이전할 수 있다. 단, 이 경우에도 협정대상 품목이 제3국으로 재이전됨을 선적 전에 통보해야 하며 상대국의 서면확인서를 받을 때까지 제3국으로 선적할 수 없다.

이는 상대국이 제3국에 재이전될 품목이 상대국과 제3국간 원자력협력협정 대상이 된다는 확인을 받기 위한 절차로서 한미간 협정대상 품목은 재이전시에도 제3국과 미국간 협정대상 품목으로 유지하기 위한 절차로 볼 수 있다.

마지막으로 직접 이전 절차와 동일하게 선적 후에 선적 관련 정보를 상대국에 통보해야 한다. 재이전시에는 제3국이 수령하게 되므로 별도의 수령통보는 불필요하다. 상기 절차를 정리하면 Fig. 2와 같다.

Fig. 2. Retransfers to third Countries with Prior Consent.

2.2.3 사전동의 미지정 국가로 재이전 절차 분석

사전동의 국가로 미지정된 국가로 협정 대상 품목을 재이전하는 경우에는 행정약정 서식에 따라 재이전에 대해 사전동의를 요청해야 한다. 상대국은 자국의 정책과 법령에 따라 재이전 동의여부를 결정하여 30 일 이내에 통보를 해야 하며 기한 내에 통보하지 못할 경우 그 사유를 알려야 한다.

이 경우는 상대국과 제3국간 원자력협력협정이 없기 때문에 상대국은 이전될 품목이 NPT 제3조2항에 의하여 안전조치가 적용되고 해당 품목이 핵무기의 제조·개발·연구에 사용되지 않으며 사전 동의 없이 재이전할 수 없다는 보장을 받는 경우에 한해 동의를 승인하게 된다.

세부적인 이행절차는 사전동의 국가 재이전 절차와 거의 유사하나 상대국에서 동의를 거부할 수 있다는 것이 가장 큰 차이점으로 볼 수 있다.

2.3 수출입 절차(제도 및 시스템) 이행방안 연구

2.3.1 제도 개선 방안

앞서 분석결과에 따르면 협정 대상 품목의 수출입 시 사전통보, 선적통보, 수령통보가 요구되나 이를 원자력안전법 내 국제이전 보고사항을 규정하는 「국제규제물자 등의 보고에 관한 규정」(이하 '보고규정')은 현재 이를 반영하고 있지 않다.

현행 보고 규정은 한-IAEA 안전조치 협정 이행을 위해 핵물질의 국제이전 사전통보와 비핵물질 및 장비의 선적통보만을 규정하고 있는 바, 관련 절차를 반영한 규정 개정이 필요하다. 또한 보고 규정의 대상이 국제규제물자로 한정되어 있는 바, 국제규제물자의 대상에 한미 간 협정대상품목이 포함되도록 개정해야 한다.

더 나아가 행정약정 절차 미 이행 시 양국 간 직접 이전이나 제3국 이전을 금하고 관련 절차의 이행을 의무화하기 위해서는 협정 대상 품목의 수출입을 승인하는 제도를 신설할 필요가 있다.

2.3.2 시스템 개선 방안

현재 원자력안전위원회는 원자력 관련 전략물자와 핵물질 수출입과 관련된 모든 민원을 원자력수출입통제관리시스템(이하 'NEPS')을 구축하여 처리하고 있다.

이에 효과적이고 효율적인 협정절차 이행을 위해서는 협정대상 품목의 데이터베이스를 NEPS 내 지능형 전략물자 심사지원시스템에 구축하고 행정약정에 따른 모든 절차를 처리할 수 있도록 통합·구축하는 것이 필요하다. 시스템 개선안을 정리하면 Fig. 3과 같다.

Fig. 3. Improvement Plan of NEPS System.

3. 결론

본문에서 신협정과 행정약정에 따른 협정대상 품목의 직접이전 절차와 제3국 재이전 절차를 분석하고 절차를 이행하기 위한 제도 및 시스템 개선 방안을 제시하였다. 전면 개정된 협정의 절차를 철저히 준수하고 협정품목을 원활히 수출입하기 위해서는 검토결과를 기반으로 제도와 시스템이 지속적으로 개선되어야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1305014).

5. 참고문헌

[1] "대한민국 정부와 미합중국 정부 간의 원자력의 평화적 이용에 관한 협력협정", 2015.11.25.
[2] "(한)원안위-(미)에너지부간 행정약정", 2016.4.1.
[3] 이광석, "한·미 원자력협정 개정 주요내용 및 향후 과제", 원자력정책 Brief Report, 2015-4호.

1분과

핵주기정책 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

핵연료주기·방폐물관리기술 분야 정부 R&D 투자 현황 및 이슈

정혜경*
한국과학기술기획평가원, 서울특별시 서초구 마방로 60
*hkjung@kistep.re.kr

1. 서론

1978년 고리에서 원자력 상업발전을 시작한 이래 원자력 기술은 비약적으로 발전하였다. 우리나라는 2009년 UAE에 원전 4기를 수출하여 원전 수출국가가 되었고 원자력 발전으로 국내 30% 이상의 전력을 공급받고 있다. 원전 시설 노후화로 고리 1호기가 2017년 영구정지 후 해체를 앞두고 있다. 또한 월성 원전 내 사용후핵연료 임시저장시설은 2019년 포화 예정이다. 원자력 발전 용량이 증가하고 원전 해체가 시작되면 방사성폐기물의 발생량은 더욱 증가할 것이다. 따라서 후행핵주기 관리에 대한 면밀한 계획 수립과 효율적인 정책 추진이 필요하다.

그간 정부는 방사성폐기물 관리 정책의 추진과 함께 관련 기술 개발 지원에 지속적으로 노력해왔다. 이에 정부 R&D 예산 배분·조정으로 투자가 이루어진 핵연료주기·방사성폐기물관리(이하 방폐물관리) 기술 분야 추진 현황을 살펴보고 주요 현안 및 이슈를 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 정부 R&D 투자 현황

정부는 방사성폐기물 관리의 현안 문제 해결과 해체산업 등 에너지 신산업을 육성하기 위한 방침에 따라 원자력시설의 안전한 제염·해체, 사용후핵연료 재활용 및 장기처분 기술 개발에 투자를 확대하여 왔다.

원자력 분야(핵융합 포함)는 정부 R&D사업 예산 비중의 4%를 유지하고 있으며 2013년 이후 연평균 3.7%씩 증가하고 있다. 2011년 후쿠시마 사고 이후 전세계적으로 원자력 발전 확대 정책의 정체가 있었다. 그러나 전력수요 증가와 대체 전력원의 부재로 인해 가동률이 다시 높아지고 있다. 신규 원전 건설 계획 또한 증가 추세이다.

방폐물관리 기술 분야 정부 R&D 예산은 원자력 분야의 9.8%를 차지하고 있다. 세부분야별로 살펴보면, 방사선(12.6%), 핵융합(12.1%), 원전 건설·운영(11.1%), 원자력기반·첨단(10.7%), 원자력 안전(10.5%), 방폐물관리 기술의 순서로 비중이 크다.

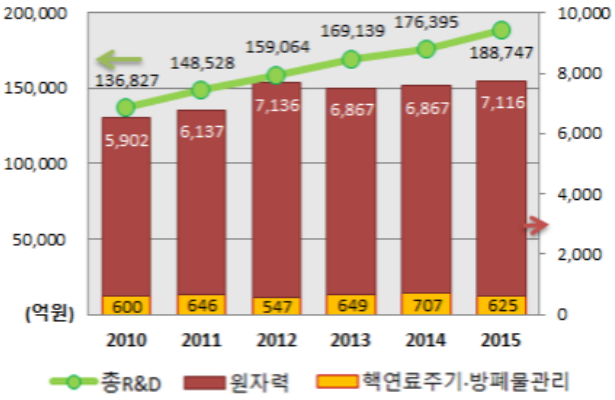


Fig. 1. The annual budgets for R&D of nuclear fuel cycle·radioactive waste management and nuclear power.

연구수행주체별로 살펴보면, 출연연이 방폐물관리 분야 정부 R&D 예산의 77%를 차지하고 있다. 규모의 특성상 관련 시설을 보유한 출연연의 비중이 모든 연구개발단계에서 가장 높고, 이어서 기초연구에서는 대학이, 개발·응용연구에서는 대기업과 중소기업의 순서로 나타났다.

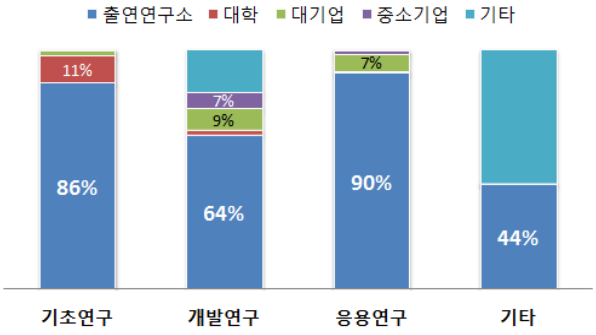


Fig. 2. Proportion of the budget for various principal research organizations at different R&D levels.

2015년 주요사업은 원자력기술개발, 방폐물관리기술, 원자력핵심기술개발로 미래부와 산업부에서 예산의 90% 이상을 차지하고 있다. 2012년 발족한 원안위에서도 규제기술개발 사업을 점차 확대 중이다.

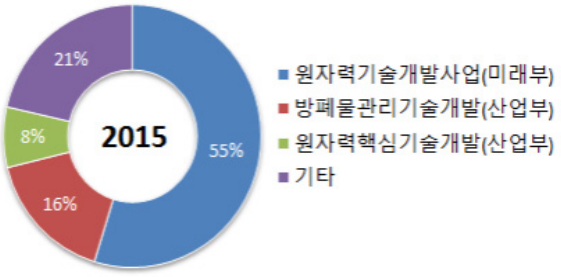


Fig. 3. Ratio of major R&D projects funded by the government in 2015.

방폐물관리 기술은 제염·해체, 운반·저장, 처분(사용후핵연료 재활용·처리, 중저준위 처분과 심지층 영구처분시설) 기술로 분류될 수 있다. 매년 재활용 및 처리 기술 분야에 40% 이상의 투자가 이루어졌고, 제염·해체와 운반·저장 분야 투자가 지속적으로 증가하고 있다. 처분 기술의 경우, 재가공 및 처리 기술에 대한 예산이 영구처분시설 건설 기술의 2배 이상 많다.

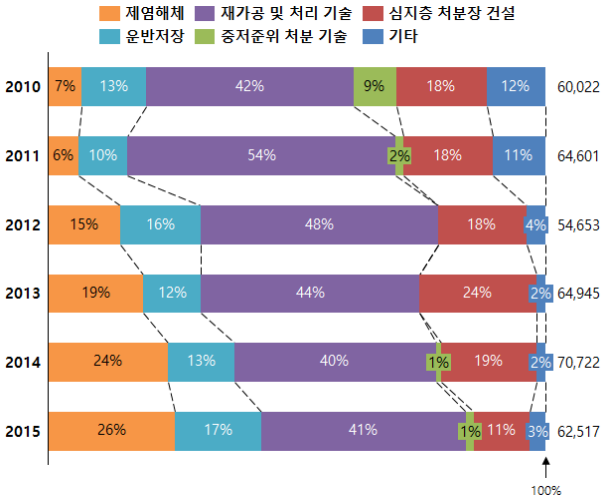


Fig. 4. Proportion of the budget for R&D programs of the nuclear fuel cycle management technologies(2010-2015).

우리나라 사용후핵연료 관리 분야 기술수준은 선진국의 약 70%로 나타난다[3]. 향후 정부는 부족한 기술 확보를 위해 국내 자체 개발뿐만 아니라 선진국과의 공동연구에 집중할 방침이다. 경주 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 2단계인 천층처분장이 추가로 건설될 계획이고, 2035년 중간저장시설, 2053년에는 영구처분시설이 가동될 예정이다. 그러나 정부 재정 여건의 문제로 이를 위한 R&D 예산 증가는 제한적일 것으로 보인다.

2.2 정부 R&D 투자 주요이슈

방폐물관리 정책의 실패 경험과 선진국 사례를 통해 정부는 국민과 이해관계자의 의견을 충분히 반영한 정책 추진을 위해 노력하고 있다. "고리1호기 해체기본계획"에 이어 올해 "고준위방폐물관리기본계획"이 수립된 시점에서 필요한 정부 R&D 투자 전략은 다음과 같다.

첫째, 방폐물관리 분야에 적정한 재원 투입이 필요하다. 원전 해체, 사용후핵연료 포화는 이제 더 이상 미룰 수 없는 문제이다. 국내 첫 시도인데다 대규모 예산과 인력의 투입이 예상된다. 따라서 단계별·연도별 적정 예산을 추정하고 지속적이고 안정적인 지원이 이루어지도록 철저한 계획 수립이 시급하다.

둘째, 상위계획과의 정합성을 반영하여 핵심기술 선별 및 투자 우선순위를 정해야 한다. 특히, 국민의 안전과 연관된 국가의 중대한 사업이므로 지연이 발생하지 않도록 기술의 적기 확보가 매우 중요하다.

셋째, 부처간 명확한 역할 분담 및 협업체계를 구축해야 한다. 해체와 처분은 표준화와 인허가 규제기술 개발이 선제되어야 하므로 초기단계부터 원안위와 공동 추진하여 효율성을 높여야 한다.

넷째, 산·학·연이 고루 참여할 수 있는 유기적인 협력체계를 마련하여 투자의 성과를 높여야 한다. 출연연 연구시설의 공동이용 활성화함으로써 대학에서는 혁신적 기초연구와 인재양성을, 기업에서는 기술사업화 및 수출시장 형성으로 투자와 성과의 선순환이 이루어져야 한다.

3. 결론

향후 원전 해체와 영구처분시설 건설이 본격적으로 착수되면 소요예산이 크게 증가할 것으로 예상된다. 명확하고 타당한 상세계획과 기술로드맵을 바탕으로 지연없이 추진되도록 관련 기술의 적기 확보에 적극 지원해야 한다. 소요예산의 증가가 요구되나, 정부 재정 여건 상 R&D 예산의 대폭 증가는 불가하다. 따라서 선택과 집중, 효율적 관리를 통한 성과 창출을 극대화하는 노력이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] KISTEP "국가연구개발사업 조사분석 보고서" (2010-2015).
[2] KETEP "방사성폐기물관리기술 로드맵 수립" (2013).
[3] KETEP "방사성폐기물관리사업 기술수준 조사 보고서" (2016).

고준위방사성폐기물관리절차법률(안) 분석 및 고찰

이대성*, 이기복, 정익, 이종희, 노승국, 김수은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dslee@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 2016년 8월 11일 산업자원통상부에서 2016-403호 공고로 고준위방사성폐기물관리절차에 관한법률(안)이 입법예고되었다. 사용후핵연료 공론화위원회의 권고안을 바탕으로 2016년 7월에 고준위방사성폐기물관리기본계획을 수립하여, 이를 바탕으로 법제도적 장치로서 본 법률안이 나온 것이다. 본 연구에서는 이 법률안의 제반 내용을 분석하고 법정책적 고찰을 담고자 한다.

2. 본론

2.1 고준위방사성폐기물관리절차법률(안) 개요

본 법률(안)은 제1장 총칙에서 제6장 벌칙까지 6장으로 구성되어, 고준위방사성폐기물관리위원회, 부지적합성조사절차, 관리시설 건설운영, 보칙 및 벌칙으로 나뉜다.

-총칙 및 정의

핵심내용을 보면, 총칙에서 고준위방사성폐기물 범주에 대해 대통령령으로 위임하였으며, 관리의 개념은 운반,저장, 처분과 이를 위한 활동으로 하며, 사용후핵연료는 원자력진흥법에 따른 관련부처의 결정전에는 고준위방사성폐기물에 준하여 적용토록 하였으며, 본 법이 고준위방사성폐기물의 관리, 이행에 대해서는 특별법적 우선적용원칙을 정해두었다(제4조).

-부지조사와 선정

부지조사와 선정을 위해 관리위원회를 두며 위원의 자격과 구성, 정보공개의무를 부여해 두었다(제11조). 부지적합성 조사절차는 계획을 먼저 수립하게 하고, 기본조사와 심층조사를 통한 예비부지를 선정하여 산자부장관에게 제출토록 하며, 당해 장관은 원자력진흥위원회, 국회와 당해 지차체에 보고의무를 두었다(제15조).

-유치지역지원위원회 및 관리사업자

특징적으로 총리산하에 고준위방사성폐기물 유치지역지원위원회를 두고, 당연직위원으로 각 부처의 장관과 위촉위원을 두어 지역지원방안을 심의 의결토록 하였다(제16조).

관리사업자의 관리시설건설, 운영에 대한 안전성, 관리기준 및 기술확보, 해외협력에 대한 사항을 정하고 있다.

2.2 고준위방사성폐기물관리절차법률(안)고찰

연구시점 현재 본 법안은 정부부처의 입법예고로서 의견수렴과정을 통해 변화가 있을 것으로 예상된다. 법안의 중요내용을 중심으로 법정책적 고찰을 하고자 한다.

-고찰 1. 고준위방사성폐기물 분류권한

법안 제2조 제1호에 따르면 고준위방사성폐기물의 정의를 본 법안 대통령으로 정하도록 하고 있다. 고준위방사성폐기물은 본 법안의 관리대상이므로 위임된 대통령령에 의거하여 정할 수 있다. 한편으로는 방사성폐기물로부터의 국민의 안전을 관장하는 원자력안전법에 고준위방사성폐기물의 기준을 담는 것도 타당할 수 있다. 원자력안전법의 본래목적이 국민의 안전을 위한 규제대상물질, 규제방법 등을 담고 있기 때문이다. 행정의 효율성과 통합적 관리를 위한 목적으로 본 법안에서 분류권한을 보유하고자 한 것으로 판단된다.

-고찰 2. 사용후핵연료에 대한 적용 조항

조항제3조에서 사용후핵연료에 대해서는 원자력진흥법 제4조제7호에 따른 결정전까지 고준위방사성폐기물에 준하여 관리되도록 규정하고 있다. 현행 법문은 "원자력진흥법... 에 따라 사용후핵연료의 처리처분 결정이 있기 전까지..." 로 되어 있다. 원자력진흥법상의 원자력진흥위원회의 심의 및 의결사항은 "사용후핵연료의 처리처분에 관한 사항"을 확정하는 것이므로, 그 법문을 그대로 표현해 주는 것이 적절할 것으로 이해된다. 현행 법문은 여러 사용후핵연료의 처리 처분과 그에 관련사항을 결정토록 권한이 부여된 원자력진흥위원회의 권한이 잘 드러나지 않기 때문이다.

-고찰 3. 고준위방사성폐기물관리 특별법 효력

조항 제4조에는 고준위방사성폐기물의 관리와 그 이행 절차에 대해 타법보다 우선적용됨을 명시하였다. 그리하여, 본 법률안을 통해 통합적인 관리를

하고자 필요한 조항으로 이해된다. 한편으론, 사용후핵연료의 경우 별도의 원자력진흥위원회의 결정이 없다면 고준위방사성폐기물로서 관리되며, 본 법안의 적용대상이다. 제3조의 사용후핵연료적용조항과 제4조의 우선효력적용조항의 동시효력으로 인해 원자력진흥법상의 원자력진흥위원회의 사용후핵연료 처리처분에 관한 사항의 심의의결권이 그 위원회의 결정이 없는 한 본 법률에 의해 영구히 인간생활권으로부터 격리시키는 대상으로 분류되므로, 일정시간 이내에 원자력진흥위원회에서 심의의결하지 않는다면 위 두 조항의 효력으로 처분대상으로 확정이 되는 법률효과를 갖게 것이다.

-고찰 4.고준위방폐물 관리위원회 설치, 운영

본 관리위원회는 부지조사, 선정 필요사항을 심의의결하는 기구로서, 산자부 장관의 최대한 존중의무를 부여하고 있다. 부지선정등의 선명성을 위해 당해 위원의 판단의 중립성을 대내외적으로 보장받는 것이 무엇보다 중요한데, 그 위원 전원에 대해 산자부장관이 위촉, 지명토록 되어 있어서, 결정의 선명성에 대해 외부도전 시에 취약할 수 있다. 위원선정 방식에 대한 위와 같은 비판에 대비할 필요가 있을 것이다.

-고찰 5. 예상부지의 확정 절차

유치희망 지방자치단체가 없는 경우 관리위원회가 예정부지를 선정하여, 산자부장관에게 제출하도록 되며, 그에 따라 당해장관은 통보 및 보고등의 절차후 확정, 고시토록 하고 있다(제15조).

유치희망 지역이 없는 경우의 예상부지의 확정과 관련하여 현행 절차를 집행해 나감에 있어서, 그 선정지역 주민들과의 긴밀한 협의절차를 법률에 넣어둔다면 당해 조항의 실효적 기능성이 강화될 것으로 판단된다.

-고찰 6. 벌칙조항의 상당성 검토

조항 제24조 제1항에서 "그 밖의 공공의 안전을 위험하게 한 사람은 사형,무기, 또는 3년 이상의 유기징역에 처한다."고 규정하고 있다. 당해 행위가 "위험하게 하다"라는 추상적임에 비해 그 처벌은 과중하다는 측면에서 벌칙조항의 상당성 검토가 제기될 여지가 있다. "위태롭게 하다."라는 등의 처벌의 상당성을 보강할 여지도 있다.

3. 결론

본론에서 입법예고의 절차로 공개된 고준위방사성폐기물관리절차법률(안)에 대한 분석과 법정책적 측면에서의 고찰을 했다. 본 법률이 확정될 경우 사용후핵연료를 포함함 고준위방사성폐기물, 부지조사 및 선정, 관리사업자의 권한, 유치지역지원에 대한 사항에 대한 근거법률로서 기능할 것이다.

국민적 합의를 이끌 절차로서 민주성 및 각 절차에 참여하는 위원회의 권한과 중립성을 잘 보장해 주면서도, 국가난제에 대한 효과적인 해결을 도모하기 위해, 고찰된 내용들이 적절히 가미되는 방안을 고려해 볼 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 함철훈, 원자력법제론, 법영사, 2009.2.
[2] 이재상, 형법총론, 박영사, 2015.2.
[3] 정하중, 행정법개론, 법문사, 2016.1.

사용후핵연료 처리 방식 선택에 대한 시계열적 연구

노승국[1*], 정익[1], 김현진[2], 김승겸[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력문화재단, 서울특별시 금천구 남부순환로 1418
*skroh@kaeri.re.kr

1. 서론

대한민국 정부 발표에 따르면 사용후핵연료의 포화시점이 월성원전 2019년(현재 81.8%), 한빛원전 2024년(현재 63.1%), 고리원전 2024년(현재 86.4%), 한울원전 2037년(현재 68.7%), 신월성월전 2038년(현재 12.3%)으로 예상되었다[1]. 이에 따라 정부는 사용후핵연료 해결을 위해 지난 수년간 공론화과정을 거치는 등 상당한 노력을 기울여왔다. 그 결과 정부는 고준위방사성폐기물 관리 기본계획(안)을 발표하였다[1,3]. 그러나 아직까지 사용후핵연료의 처리방식에 대해서는 기술개발, 경제상황 등 여러 요인으로 인하여 결정되지 못한 상태이다. 사용후핵연료 처리 방식 결정은 국가적 중대 사안이므로 국민의 여론을 수렴해서 결정할 필요가 있다. 이에 본 연구는 2010년, 2013년, 2015년의 대국민 여론조사를 통하여 사용후핵연료 처리 방식에 대한 여론의 시계열적 흐름을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 설문 조사 개요

본 논문에서 사용한 데이터는 한국원자력문화재단에서 설문 전문 회사인 한국리서치(2010년, 2015년)와 갤럽(2013년)에 의뢰하여 수행한 여론조사 결과의 일부를 활용한 것이다. 본 설문은 한국 내 거주하고 있는 19세 이상의 성인을 Quota Sampling method를 활용하여 2010년엔 1532명, 2013년엔 1500명, 2015년엔 1009명을 선정하여 수행되었고, 이중 무응답 등 불성실한 응답을 제외한 864개, 926개, 458개의 데이터를 사용하였다. 표본오차는 모두 95%+_3.1%이다. 또한 본 설문의 표본은 전국 도시별 인구분포, 성별, 직업, 종교 등 모수의 인구통계 요건을 충족시켰다.

2.2 사용후핵연료에 대한 설문

사용후핵연료 처리 방안의 선택에 대해 설문하기 전에 응답자에게 사용후핵연료에 대한 개요를 설명문을 통해 제시하고 충분히 읽을 것을 명시하였다.
그리고 처리 방식에 대해서는 다음과 같이 세 가지로 나타내었다[1,2,4].

보기1. 사용후핵연료를 냉각한 후 지하 암반층(500-1000 m 깊이)에 격리 보관하는 '직접 처분',

보기2. 사용후핵연료에 남아 있는 우라늄과 플루토늄을 추출하여 원자력발전의 연료로 재활용하는 '재처리',

보기3. 사용후핵연료를 직접처분 또는 재처리하기 전까지 일정기간 동안 정해진 부지에 저장하는 '중간 저장' 등 세 가지이다.

위 세 가지 보기 중 응답자들은 한 가지를 선택하였고 이 데이터를 바탕으로 분석을 수행하였다.

2.3 분석 결과

연도별 응답 빈도분석 결과 아래 Fig. 1과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

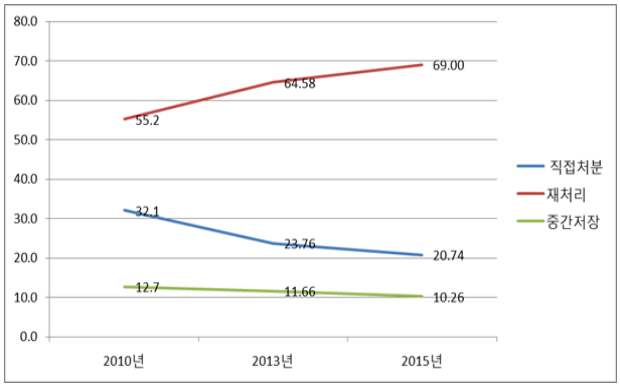


Fig. 1. Result of Analysis.

위 결과를 보면 2010년부터 2015년까지 직접처분에 대한 의견이 32.1%에서 20.74%로 매년 꾸준히 감소하지만 반대로 재처리에 대한 호응도는 55.2%에서 69.00%로 지속적으로 증가하는 추세라는 것을 파악할 수 있다. 또한 본 데이터에 대한 Chi-square 검증 결과 p-value가 0.334로 나타났다. 즉, "처리방식은 시간의 변화에 따라 영향을 받는다"라는 연구가설을 기각한다. 이는 시간의 변화에 상관없이 처리 방식의 차이가 유지되고 있다고 해석할 수 있다.

아울러, 평균차이 분석 결과 처리방식에 대해 성별, 학력, 연령, 도시규모에 따른 차이를 발견할 수 없었다. 즉 국민 전반적으로 공통된 여론이 형성되어 가고 있음을 알 수 있다.

3. 토의 및 결론

본 연구결과 사용후핵연료 처리 방식에 대해 사용후핵연료에 남아 있는 우라늄과 플루토늄을 추출하여 원자력발전의 연료로 재활용하는 '재처리' 방식이 직접처분 방식과 중간저장 방식보다 3배 이상 높은 약 70%의 지지를 받고 있는 것으로 나타났다. 아울러 이 수치는 지난 5년간 꾸준한 지지를 받고 있다는 것을 분석 결과 알 수 있었다. 이는 한 언론사의 여론 조사에서 '한국인의 54%가 핵무기 보유에 대해 긍정적'이라는 결과에서 보듯 재처리가 핵무기 제조와 높은 상관관계가 있다는 것에서 비롯된다고도 볼 수 있다[5]. 아울러 학창 시절부터 한국은 자원빈국이라는 사실에 대해 충분히 교육을 받아왔기 때문에 재처리를 통한 자원 부족을 해결할 수 있다는 가능성에 대해 긍정적으로 반응하였다고 볼 수 있다.

앞으로 사용후핵연료 처리 방식 결정에 대해 시사하는 바가 많다고 할 수 있다. 왜냐하면 처리 방식 결정은 기술적, 경제적인 요소를 우선적으로 고려해야하지만 원자력을 둘러싼 환경의 특수성을 고려할 때 국민 여론을 감안하여 정책적으로 결정할 부분도 매우 많기 때문이다.

따라서 앞으로 사용후핵연료 처리방식 결정 과정에서 한미원자력신협정(2015년 11월 발효) 이후로 활발하게 이루어지고 있는 Pyro-processing, SFR 등 재처리 기술 적용을 적극적으로 고려할 필요가 있다. 또한 이 기술들에 대한 홍보를 통해 국민들이 요구하는 처리 방식에 대해서 정부가 충분히 준비를 하고 있다는 것을 보여줄 때 정부에 대한 신뢰는 물론 원자력계 전반에 대한 믿음이 한층 개선될 여지가 있기 때문이다. 이러한 방향은 정부의 고준위방사성폐기물 관리정책 추진방향에서 쌍방향식 소통과 투명한 정보 공개를 중요 기본방향으로 제시한 것과 궤를 같이한다.

본 연구의 한계로는 원자력발전소 주변 지역 거주민들을 대상으로 한 사용후핵연료 처리 방식에 대한 연구가 이루어지지 않았다는 것이다. 차후 연구에서 이를 보완하여 정책 대안을 제시할 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] "고준위방사성폐기물 관리 기본계획(안)", 산업통상자원부, 한국원자력학회 Open 현안 회의 발표자료, 7.15, 2016, 대전.

[2] J.Y. LEE, D.K. CHO, H.J. CHOI, and J.W. CHOI, "Concept of a Korean Reference Disposal System for Spent Fuels", Journal of Nuclear Science and Technology 2007, 1565-1573.

[3] 조성경, "고준위방사성폐기물 기본계획, 그 가치와 울림", 한국원자력학회 Open 현안 회의 발표자료, 7.15, 2016, 대전.

[4] P.O. Kim, K.J. Lee, and B.W. Lee, "Selection of an optimal nuclear fuel cycle scenario by goal programming and the analytic hierarchy process", Annals of Nuclear Energy 1999, 449-460.

[5] 국민 54% "우리도 핵 보유", 61% "북한 핵실험 위협적", 2016년 1월 15일, News1.

제5차 폐기물안전협약 이행현황 및 특정주제미팅 참가개요

이정근*, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*ljk@kins.re.kr

1. 서론

국제원자력기구(International Atomic Energy Agency, 이하 IAEA)에서 주관하는 '사용후핵연료 관리 및 방사성폐기물 관리안전 공동협약(The Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 이하 폐기물안전협약)'은 사용후핵연료와 방사성폐기물관리의 안전을 범세계적으로 높은 수준으로 성취하고 유지하기 위한 국제협약이다. 폐기물안전협약의 필수 적용범위는 사용후핵연료 및 방사성폐기물, RI폐기물, 폐밀봉선원, 원자력이용기관 유출물, 핵연료주기이며 재처리대상 사용후핵연료, 비핵연료주기 발생 폐기물 및 NORM 폐기물은 각 체약당사자가 적용여부를 판단하도록 되어 있다. 1개 기구(EURATOM)와 미국, 중국, 프랑스, 일본 등 68개국이 협약에 참여하고 있으며(총 69개 체약당사자) 한국은 제1차 폐기물안전협약부터 체약당사자로서 참여하여 왔다.

본 논문에서는 한국의 제5차 폐기물안전협약 의무사항 이행현황과 2016년 9월에 진행예정인 특정주제미팅(Topical Meeting) 참석전략에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 폐기물안전협약 이행절차

폐기물안전협약은 1)조직회의(Organization Meeting), 2)국가보고서 제출, 3)타국보고서 검토의견(질의서) 제출, 4)타국의 질의에 대한 답변서 제출 및 5)검토회의(Review Meeting)로 구성된다.

조직회의에서는 폐기물안전협약을 이끌어갈 의장단을 선출하며 제5차 폐기물안전협약의 의장단은 총 31인(전체의장 1인, 전체부의장 2인과 그룹의장, 그룹부의장, 그룹서기 및 그룹코디네이터(각 7인))으로 구성되었다. 또한 조직회의에서는 국가그룹을 구성하고, 국가그룹은 운영 중 및 해체원전 포함 발전용원자로 호기수를 기준으로 하여 발전용원자로가 가장 많은 국가부터 1그룹에서 7그룹까지 배정된다.

각 체약당사자는 국가보고서를 작성하여 제출하여야 한다. 국가보고서는 'GUidelines regarding the Form and Structure of National Reports(INFCIRC 604)'에 따라 작성하며 전체 12개 장으로 구성되어 있어 각국의 방사성폐기물 관리 국가정책, 규제정책 및 방사성폐기물 관리 방법 등을 기술하도록 되어 있다.

각 체약당사자가 국가보고서를 제출하면, 다른 체약당사자는 타국의 국가보고서를 검토하여 검토의견이나 질의서를 제출할 수 있다. 또한 검토의견이나 질의서를 받은 체약당사자는 이에 대한 답변서를 IAEA 폐기물안전협약 홈페이지에 제출하여야 한다.

검토회의에서는 발전용원자로 호기수에 따라 정해진 시간(발전용원자로 5개 이상 보유국; 4 시간, 발전용원자로 1개 이상 4개 이하 보유국; 3 시간 및 발전용원자로가 없는 국가; 2 시간)에 따라 자국의 방사성폐기물 관리전반에 관해 발표하도록 되어 있다. 이 과정에서도 각 체약당사자는 검토의견 또는 질의사항을 개진할 수 있고, 질의를 받은 체약당사자는 이에 답변하여야 한다.

상기 5단계의 폐기물안전협약 이행절차는 매 3년마다 반복되며, 5단계 이외에도 IAEA 폐기물안전협약 사무국은 체약당사자의 동의하에 특별회의(Extra-ordinary Meeting)나 특정주제미팅(Topical Meeting), 회기간미팅(Inter-sessional Meeting)을 개최할 수 있다.

2.2 제5차 폐기물안전협약 이행현황

제5차 폐기물안전협약의 조직회의는 2014년 5월에 IAEA 본부에서 개최되었다. 한국정부는 원자력안전위원회, 외교통상부 및 원자력안전기술원을 포함하여 약 10여명의 대표단을 조직회의에 파견하였으며, 한국 대표단 중 2인은 제5차 폐기물안전협약 전체부의장과 그룹코디네이터에 선출되었다. 한국은 캐나다, 아르헨티나 등 9개국과 함께 7그룹에 배정되었으며 총 4 시간의 발표시간을 배정받았다.

제5차 폐기물안전협약 국가보고서 작성의 완성도를 높이기 위해, 한국정부는 각 기관별 전문가 26명으로

구성된 국가보고서 작성 추진단을 구성하였고 적기에 국가보고서를 IAEA 폐기물안전협약 홈페이지에 제출(2014년 10월)하였다.

질의/답변 과정에서 한국은 총 110건의 타국보고서에 대한 질의서를 제출(2015년 2월)하였으며, 77건의 질의를 받았다. 운영이 새로 시작된 중·저준위 방사성폐기물 처분시설에 대한 질의가 많았으며, 이외에도 사용후핵연료 관리전략, 중·저준위 방사성폐기물 관리전략에 관한 질의도 다수 있었다. 국가별로는 한국과 같은 그룹에 속한 아르헨티나가 20건으로 가장 많은 질의를 제출하였으며 프랑스, 스웨덴 및 UAE도 각각 10, 8, 6건의 질의를 제출하였다. 한국정부는 다중검토를 통해 답변서의 완성도를 높이고, 해당 답변서를 적기에 IAEA 폐기물안전협약 홈페이지에 제출(2015년 4월)하였다.

이후 약 700여명의 대표단(60여개 체약당사자)이 참석한 가운데 IAEA 본부에서 제5차 폐기물안전협약 검토회의가 2015년 10월에 개최되었으며, 한국은 총 19명의 대표단을 파견하였다. 한국의 발표에는 미국, 스웨덴 영국 등 17개국이 참여하였으며 해체기금, 사용후핵연료 관리정책 및 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 운영 등에 관한 구두질의가 있었다.

2.3 제2차 특정주제미팅(Topical Meeting)

제2차 특정주제미팅이 2016년 9월에 IAEA 본부에서 개최될 예정이다. 제2차 특정주제미팅은 제5차 검토회의 공개실무그룹회의에서 제안되었으며 검토회의 전체회의에서 체약당사자가 동의하여 개최가 결정되었다. 특정주제미팅은 폐기물안전협약 검토회의 휴정기간 중에 기술교류를 목적으로 개최되며, 참석대상은 폐기물안전협약 체약당사자이다. 금번 특정주제미팅의 회의 의제는 다국적 방사성폐기물 처분시설의 현황, 다국적 방사성폐기물 처분시설의 도전과제와 방향 및 국제 처분시설을 통한 후행핵주기 해결방안이다.

한국정부는 폐기물안전협약 전체부의장국으로서 총 9명의 대표단을 특정주제미팅에 파견할 예정이며, 이를 통하여 폐기물안전협약 전체 부의장국 및 폐기물안전협약 체약당사자로서 폐기물안전협약 의무사항 이행을 통한 원자력선도국으로서의 국제신뢰도 제고하고, Multi-National Disposal 관련 최신 정보 수집 및 한국의 대응방안을 마련할 수 있을 것으로 생각된다.

3. 결론

폐기물안전협약은 사용후핵연료와 방사성폐기물관리의 안전을 범세계적으로 높은 수준으로 성취하고 유지하기 위하여 IAEA에서 주관하는 국제협약으로 2016년 7월 현재 69개 체약당사자가 가입되어 있다. 폐기물안전협약의 이행절차는 총 5단계로 구성되며, 체약당사자는 매 3년마다 각 단계를 이행하여야 한다. 한국은 제1차 폐기물안전협약부터 참여하여 왔으며 현재 진행중인 제5차 폐기물안전협약에 대한 의무사항을 이행하고 있다. 특히 금번 폐기물안전협약에는 특정주제미팅이 개최되어 다국적 방사성폐기물 처분기술에 대한 다양한 정보를 얻을 수 있을 것으로 판단한다.

4. 참고문헌

[1] International Atomic Energy Agency, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546 (2014).

[2] International Atomic Energy Agency, Rules of Procedure and Financial Rules, INFCIRC 602 Rev.5 (2014).

[3] International Atomic Energy Agency, Guidelines regarding the Review Process, INFCIRC 603 Rev.6 (2014).

[4] International Atomic Energy Agency, Guidelines regarding the Form and Structure of National Reports, INFCIRC 604 Rev.3 (2014).

[5] The Republic of Korea, Korean 5th National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management (2014).

KAERI 핵물질 원산지 관리 시스템 개발

김현조*, 이성호, 이병두, 김인철, 김현숙, 정주앙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*keiki@kaeri.re.kr

1. 서론

KAERI는 양국간 원자력협력협정에 따라 카나다 및 호주산 핵물질에 대한 재고현황을 연례보고 하여왔다. 또한 원자력안전위원회 고시에 따라 핵물질 재고변동에 대한 원산지를 매달 IAEA 계량관리 보서를 이용하여 보고하여 왔다. 그러나 원자력안전위원회는 IAEA 보고 의무사항이 아닌 원산지 정보를 계량관리보고서에서 삭제하고 별도로 원산지별 핵물질 재고현황을 제출하도록 상기 고시를 개정하였다[1,2].

기존의 원산지 관리는 계량관리보고서를 이용하여 모든 재고변동에 대한 원산지를 작성 및 보고하여 왔으나 이중원산지 및 다중원산지와 같은 여러 원산지 특성을 반영하는데 어려움이 있었으며 정확한 원산지 정보를 반영하는데 한계가 있어 실제 원산지 관리에 이용되지 않았다. 또한 핵물질 정보도 수기로 관리하고 있어 핵물질 원산지 현황 및 이력 추적에 어려움이 있었다. 따라서 개정된 고시에 따라 모든 원산지에 대한 재고현황을 보고하기 위해 연구원 내 발생되었던 모든 재고변동에 대한 원산지 정보를 검토 및 분석하였으며, 원산지별 핵물질 현황을 효율적·효과적으로 관리 및 보고하기 위해 핵물질 원산지 관리 시스템을 개발하였다.

2. 본론

2.1 핵물질 원산지 관리방안

KAERI는 다양한 종류 및 형태의 핵물질을 이용하여 연구개발을 수행하는 기관으로 총 11개의 원자력시설로 구성되어 있다. 따라서 공정 또는 실험도중 여러 원산지가 혼합이 되기 때문에 이와 같은 특성을 고려하여 원산지를 관리하도록 시스템을 설계하였다.

과거 발생된 연구원내 핵물질 재고변동에 대한 원산지 기록/정보가 지금까지 체계적으로 관리되어 있지 않았으며 양국간 연례보고를 해왔던 일부 국가에 대한 기록만 남아있어 각 핵물질 배치별 정확한 핵물질 원산지 이력파악은 불가능하다. 더욱이 실험 또는 공정시마다 해당 핵물질에 대해 계량관리 뿐만 아니라 원산지까지 관리하도록 하는 것은 시설 운영에 과도한 업무 부담이 되며 현실적으로 시스템을 구현하는데 많은 어려움이 있다. 따라서 효율적인 핵물질 원산지 관리를 위해 핵물질 원산지 관리 시스템은 연구원 내부에서 발생하는 재고변동이 아닌 외부 반출입, 손실, 생성과 같이 연구원 총 재고에 영향을 줄 수 있는 재고 변동에 초점을 맞추어 개발되었다[1,2].

2.2 핵물질 원산지 관리 시스템

KAERI는 통합안전조치 적용에 따른 IAEA 무작위 중간사찰 수검을 위해 2007년부터 준실시간 계량관리시스템인 KASIS를 개발하여 사용하고 있다. 연구원 내 원자력시설에서 핵물질 반출입 등 재고변동이 발생하는 경우 각 시설의 계량관리 담당자는 핵물질의 재고변동 내용을 KASIS에 입력하고 있다. 따라서 재고변동이 발생할 경우 KASIS 및 원산지 관리시스템에 이중으로 입력하는 것을 피하고 기존 KASIS의 재고변동 정보를 이용할 수 있도록 핵물질 원산지 관리 시스템과 KASIS를 연계하여 개발하였다.

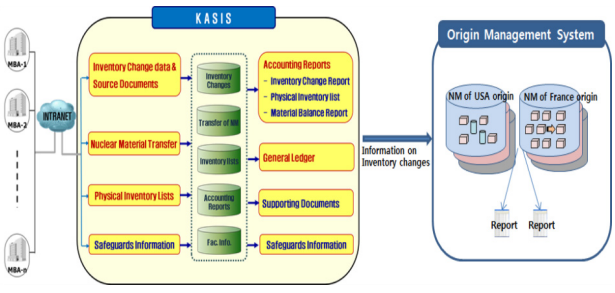


Fig. 1. Integration of origin management system with KASIS.

KASIS에는 계량관리보고서를 이용한 원산지 정보가 유지되고 있지만 정확한 정보가 반영되어 있지 않으며 하나의 핵물질 내 여러 원산지로 구성되어 있는 다중 원산지 핵물질 및 양국간 원자력협력협정에 의해 공급국 뿐만 아니라 농축국 원산지도 관리하여야 하는 이중 원산지 핵물질에 대한 관리가

불가능하다. 따라서 KASIS에 입력된 재고변동 정보 중 연구원 총 재고에 영향을 미치는 경우 핵물질 원산지 관리 시스템에 해당 재고변동 정보가 자동 반영되며 원산지 정보는 직접 입력하도록 개발되었다. 원산지 정보 입력시 수출입 송장, 이동거래내역서 및 내부재고변동 이력 등을 검토한 후 입력 및 확정하여야 하며 해당 핵물질이 이중 원산지 및 다중 원산지로 관리되어야 하는 경우 원산지 정보 입력 시 반영 가능하다.

입력된 원산지 정보를 이용하여 양국간 원자력협력협정 및 국내 고시에 따른 원산지 보고자료 도출이 가능하며, 원산지별, 기간별, element별, 재고변동별 원산지 정보 검색이 가능하도록 개발되었다.

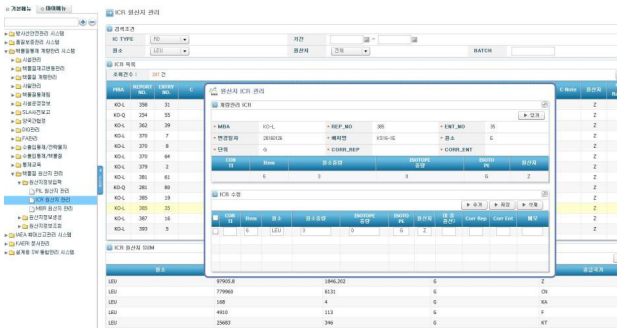


Fig. 2. Origin management system.

2.3 향후 개선시 고려사항

핵물질 원산지 관리 시스템은 올해부터 운영하고 있으며 현재 일부 오류를 개선 중에 있다. 그러나 원산지 관리시스템 개발 이후 새로운 한-미 원자력협력협정에 따른 행정약정이 2016년 3월 발효됨에 따라 우리나라 내 미국산 핵물질의 초기재고를 확정하기 위해 한-미 양국이 협의하고 있다. 우리나라는 국제적으로 사용하고 있는 IAEA 계량관리 보고와 동일한 기준으로 접근하고 있으나 미국은 IAEA 계량관리 보고 기준과 다른 기준을 사용하여 계산한 핵물질 재고현황을 한국측에 제시하였다. 따라서 핵물질 재고 결정기준에 대해 미국과의 협의 결과에 따라 핵물질 원산지 관리 시스템에 영향을 줄 경우 보완이 필요하다.

3. 결론

본 논문에서는 양국간 원자력협력협정 및 국내법에 따라 원산지별 핵물질 현황을 효율적으로 관리하기 위한 관리방안 및 핵물질 원산지 관리 시스템 개발에 대해 기술하였다. 핵물질 원산지 관리 시스템과 KASIS의 연계를 통하여 시설의 추가 부담 없이 연구원 내 핵물질 원산지 현황을 효과적으로 관리할 수 있으며 기존 방법으로는 관리가 불가능했던 이중원산지와 다중원산지 핵물질 관리도 가능해졌다. 또한 현재 미국과 협의 중인 미국산 초기재고 결정 기준이 기존과 달라질 경우 미국과 협의 결과에 따라 시스템 개선이 필요할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2014년 추계학술발표회 논문요약집, pp.489-490, 2014.

[2] H.J.Kim, et al., "The Development Approach on Origin Management System of Nuclear Material at KAERI", 56th INMM Annual Meeting, 2015.

사용후핵연료 재활용 시설에 대한 계량관리 규제체제 개선방안

김민수*, 안승호, 김기현, 김우진
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*kms@kinac.re.kr

1. 서론

2008년 원자력위원회 및 2011년 원자력진흥위원회의 결정에 따라 사용후핵연료 관리방안의 하나로서 친환경 고속로 순환핵연료주기 시스템을 개발하기로 계획을 수립하고 2025년 종합파이로시설의 구축 완료 2029년부터 고속로를 통해 사용후핵연료를 처리할 계획이다. 따라서 파이로 및 연계시설 등 신규 미래 원자력시설 대한 규제수요에 대비하기 위해서는 현행 안전조치 및 물리적방호 등 규제체제의 적용성 등을 검토하고 적절한 규제가 가능하도록 개선방안을 마련할 필요가 있다.

2. 계량관리 규제체제 적용성

2.1 현행 계량관리 규제체제

국가 계량관리검사는 시설이 원자력안전위원회로부터 승인받은 계량관리규정에 따라 계량관리에 관한 사항이 적절하게 운영되는지 여부를 확인하는 것으로 계량관리규정의 승인 및 계량관리검사가 우리나라 계량관리규제체계의 핵심요소라고 할 수 있다. 원자력안전법 제15조는 원자력관계시설의 건설을 허가받은 자(기타 사업자에 대해서도 해당조항 준용)는 특정핵물질의 계량관리규정을 정하여 특정핵물질의 사용개시 전에 원자력안전위원회의 승인을 받도록 하고 있다. 그러나 특정핵물질의 계량관리규정의 승인은 원자력관계시설의 건설과 운영허가와는 별도로 구분되어 건설 및 운영허가와는 독립적으로 진행되며 이는 계량관리규정의 승인이 없어도 시설의 건설과 운영허가가 발급될 수 있다.

2.2 계량관리규정 승인 기준

특정핵물질을 사용하고자 하는 시설 및 사용자는 원자력법 제15조 및 준용규정 등에 따라 사용개시 5개월 전까지 계량관리규정을 정하여 원자력안전위원회의 승인을 받아야 하며 계량관리규정은 원자력안전법 시행규칙 제13조에서 정하는 6가지 사항을 특정핵물질의 계량관리규정 작성에 관한 규정에서 정하는 지침에 따라 작성되어야 한다. 따라서 계량관리규정 세부 작성지침이 규정승인의 기준으로 활용되며 계량관리규정의 승인은 작성지침에서 정한 기술요령을 얼마나 잘 만족시켰는지에 따라 결정된다고 할 수 있다.

하지만, 원자력안전위위원회 고시에 따른 계량관리규정 세부 작성지침이 작성되어야하는 항목과 세부 기술요령을 보여주고는 있지만 포함되어야하는 범위만을 구체적으로 나열하고 있을 뿐 계량관리규정이 협정 및 법에서 정하는 계량관리의무 만족을 위해서 어느 수준으로 작성되어야 하는지 등 규정의 적정한 작성수준에 대해서는 지침으로 정하고 있지 않다. 따라서 지침에서 정하는 계량관리규정 승인을 위한 사항이 형식적인 요건에만 치중되어 있으며 그 적정성을 심사하기 위한 기술적인 요건과 기준이 부재한 상태라 할 수 있다.

2.3 계량관리 규제체제 적용성

현 계량관리규제체제에서 사용후핵연료 재활용시설이 건설·운영될 경우에도 시설은 원자력안전법에 따른 계량관리에 관한 사항을 만족시키기 위해서 규정작성 지침에 따른 규정만 작성하여 승인 신청하도록 요구되고 있다. 하지만, 기술적 요건과 기준이 부재한 기존 계량관리규정 심사체제의 문제점과 사용후핵연료의 원소분리가 가능하고 사용되는 핵물질의 특성 등을 고려했을 때 협정 및 법령에 따른 계량관리 의무를 만족시키기 위해서는 시설의 높은 수준의 시설 계량관리가 요구되며 기존 규정 심사체제를 그대로 적용하기는 현실적으로 어렵다고 할 수 있다.

3. 사용후핵연료 재활용 시설에 대한 계량관리 규제방향

3.1 계량관리 적용방안 주안점

사용후핵연료 재활용 시설의 계량관리 적용방안은 핵물질의 정량적 계량관리와 함께 이를 보완하기 위한 광범위한 격납감시 및 공정감시가 필요하다고 할 수 있다. 재활용 시설의 핵물질 정량측정은 여러 가지 특성으로 인해 측정불확도가 매우 클 것으로

먼저, 처리되는 핵물질의 균질화를 보장하기가 어렵고 고방사능 다핵종으로 인해 비파괴측정을 통한 핵물질 측정의 불확도가 커 결국 전체적인 재고차이의 불확도 범위가 커질 수 있다. 현재 불확도를 줄이기 위한 연구개발이 진행되고 있지만 예상되는 불확도를 크게 줄일 만한 기술개발이 가능할 지는 확실하지 않다. 또한 공정장치내 잔류핵물질의 양이 많을 것으로 예상되고 이를 계량하기 위한 방법에도 많은 현실적 제한이 있을 것으로 예상된다. 따라서 파괴분석 및 비파괴분석 등 측정에 기반을 둔 계량을 통한 핵물질 양의 검증이 주가 되어 안전조치가 적용이 되어야 하겠지만 공정 내 핵물질이 전용되지 않았다는 것을 보장하기 위해서는 반드시 공정에 대한 광범위한 격납/감시 및 공정감시를 적용해 핵물질 계량을 뒷받침해야 할 것이다.

3.2 단계적 계량관리 적용

국내법에 따른 시설의 계량관리규정은 시설별 특성을 고려하여 그 작성분야에 대해서 차이를 보이고 있으나 계량관리의 수준에 대해서는 별도로 차이를 두고 있지는 않다. 하지만 시설의 종류와 사용되는 핵물질의 특성을 고려해서 계량관리를 적용하는 것이 핵물질의 전용 가능성이 큰 시설과 핵물질에 대해서 효과적인 계량관리를 가능하게 할 뿐만 아니라 효율적으로도 계량관리를 수행할 수 있게 해준다. 따라서 현재의 시설이 승인받아야 하는 계량관리규정의 작성과 관련해 동일한 작성 항목과 기술요령을 적용하는 방식에서 벗어나 원자력시설의 종류와 핵물질의 전략적인 가치에 따라 계량관리 작성 항목과 수준을 달리 적용하는 단계적 계량관리의 적용이 필요하다고 할 수 있다.

3.3 목표 및 성능기반 계량관리 적용

현행 계량관리 규제체제는 시설이 달성해야하는 계량관리에 관한 목표와 그 목표를 달성하기 위해서 시설이 갖추어야 하는 계량관리 시스템의 성능에 관한 기술적인 요건을 구체적으로 명시하고 있지 않다는 것이다. 이로 인해 곧 시설이 작성하고 만족시켜야 하는 계량관리 규정은 형식적인 요건에만 치중되어 작성될 뿐만 아니라 이렇게 작성된 계량관리규정은 심사과정에서 계량관리규정 승인을 판단하기 위한 기술적 기준의 부재로 연결되어 심사자의 주관적인 판단에 따라 승인이 영향을 크게 받을 수 있다. 결과적으로 시설 계량관리 시스템이 부적절하게 설계·유지·운영될 수 있으며 이로 인해 전체적인 계량관리의 부실을 초래할 수 있다.

사용후핵연료 재활용시설은 새로운 원자력시설로서 안전조치 관점에서도 핵물질의 정량측정 등 핵물질의 검증이 기존의 중량계수시설과 비교해 매우 어려운 시설이며 사용되는 핵물질의 특성을 고려했을 때 전용의 매력도가 상대적으로 높은 핵물질을 사용한다고 할 수 있다. 따라서 사용후핵연료 재활용시설은 기존 시설과 비교하여 높은 수준의 계량관리가 요구된다고 할 수 있다. 결론적으로 사용후핵연료 재활용시설에 대한 적절한 계량관리를 위해서는 목표 및 성능에 기반한 규제체제를 적용해 구체적인 기술요건을 법령에서 규정할 필요가 있다고 하겠다.

4. 결론

사용후핵연료 재활용시설에 대한 계량관리를 위해서는 계량관리규정 작성항목과 범위에 대한 사항뿐만 아니라 시설의 계량관리 목적을 위해서 필요한 시설의 계량관리 시스템 및 그 성능에 관한 사항도 제시하여 구체적인 심사기준을 마련할 필요가 있겠다. 또한 장기적으로는 시설의 건설과 운영에 관련한 인허가 체계와도 연계하여 계량관리에 관한 사항을 인허가 승인을 위한 항목으로 포함시켜 시설의 초기단계에서부터 계량관리에 관한 사항을 고려하도록 규제체제를 정비할 필요가 있다고 하겠다.

5. 참고문헌

[1] 법률 제13616호, “원자력안전법”.

[2] 원자력안전위원회 고시 제2014-5호 “특정핵물질의 계량관리규정 작성에 관한 규정”.

[3] “Development of Regulation for Spent Nuclear Fuel Reprocessing Facilities, Safeguards and Security Issues”, U.S. Nulcear Regulatory Commission.

[4] 10CFR Part74, “Material Control and Accounting of Special Nuclear Material”, U.S. Nulcear Regulatory Commission.

원자력시설의 전주기 물리적방호를 구축하기 위한 국내외 동향 분석

최지은*, 장성순, 고문성
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jechoi@kinac.re.kr

1. 서론

1960년대 원자력발전의 이용 증대로 국제 핵물질의 운송이 증가하면서 핵연료 및 핵원료 물질에 대한 물리적방호의 필요성이 대두 되었다. 또한 지난 2001년 미국에서 발생한 911테러의 대상 중 원자력발전소가 있었다는 정황이 포착되면서, 원자력발전소를 대상으로 하는 항공기 테러에 대한 염려가 증가하였다. 이후 2011년 발생한 일본의 후쿠시마 제1원자력발전소 사고가 발생하면서 이때 방출된 방사성물질이 국경을 넘어 확산되었다. 비록 이 사고는 자연재해 때문에 발생했지만 전 세계적으로 방사선적 영향에 대한 염려를 증가시켰다. 특히 같은 방법으로 적대자에 의해 원자력발전소가 무력화 되었을 때 같은 결과를 초래할 수 있다는 사실을 각인시킨 사고였다.

이렇게 국제적으로 물리적방호에 대한 염려와 필요성이 증가되는 가운데 국내 원자력시설에 대한 IAEA의 IPPAS가 2014년에 실시되었다. 아시아에서는 최초로 실시된 이 자문을 한국은 성공적으로 수검 받았으나, 전주기적 물리적방호를 이행하도록 권고 받았다. 뿐만 아니라 시간이 갈수록 증가하는 내·외부 위협에 대응하기 위해 원자력시설에 대한 전주기 물리적방호와 관련된 규제를 강화할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 국내 원자력 발전소에 대한 물리적방호 현황 및 문제점

국내 원자력시설에 대한 물리적방호는 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법(이하 방사능방재법)에서 규정되고 있다. 방사능방재법 제 9조에서는 아래와 같은 사항들을 원자력안전위원회의 승인을 받아야 한다고 규정하고 있다[1].

1. 제 3조 2항 각 호의 사항을 위한 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제
2. 원자력시설등의 물리적방호를 위한 규정(이하 "물리적방호규정"이라한다)
3. 핵물질의 불법이전 및 원자력시설등의 위협에 대한 조치계획(이하"방호비상계획"이라 한다)

이 법에 따라 방사능방재법 시행령 제17조[2]에서는 아래와 같이 규정하고 있다.

> 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제, 물리적방호규정 및 방호비상계획(이하"물리적방호규정등"이라 한다)에 대하여 승인을 얻고자 하는 원자력사업자는 이에 한 승인신청서를 원자력시설등의 사용개시 5월전에 원자력안전위원회에 제출하여야 한다.

하지만 물리적방호규정등을 제출하도록 명시된 사용개시 5개월 전은 이미 원자력시설의 물리적방호 관련 건축물과 시설의 설치·건설이 완료된 상태라 설계 수정 및 재 설치에 많은 시간과 재화가 소모되는 등 여러 가지 문제점이 발생하고 있다. 특히 사보타주 발생 시 허용할 수 없는 방사선적 영향을 발생시킬 수 있는 핵심시설 및 기기에 대해 설계 및 구축단계 시 방호구역 및 핵심구역에 대한 물리적 방호 설계가 필요하고 판단된다[3].

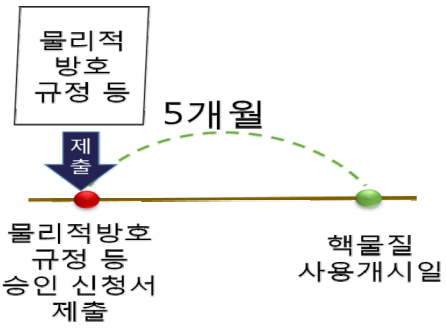


Fig. 1. Present condition of domestic physical protection rule for nuclear facilities.

2.2 원자력시설의 전주기 물리적방호에 대한 해외 사례

미국의 경우 사전에 부지허가와 표준설계인증을 받은 후에 건설 및 운영을 동시에 검사·승인하는 통합인허가 절차를 통해 원자력시설에 대한 허가를 실시하고 있다. 이 때 각 단계의 승인을 얻기 위해 안전성분석보고서를 미국 원자력규제위원회(NRC)에 제출해야 한다. 각 안전성분석보고서의 13.6절에는 물리적방호 관련 사항을 기재한다. 하지만 이

절의 자세한 내용들은 기밀사항이므로 대중에게 공개되고 있진 않다. 다만 NRC의 심사자들이 안전성 분석보고서를 심사할 때 참고하는 문서인 표준심사지침의 13절에서 요구되는 항목들을 확인할 수 있다. 이들 항목을 통해 분석한 결과 사전부지승인단계에서는 부지에 대한 물리적방호사항만을 요구하고 있었다. 또한 표준설계인증은 건설을 통해 구축할 수 있는 물리적방벽과 같은 시설들을 요구하고 있었다. 통합인허가 절차에서는 앞에서 고려했던 물리적방호뿐만 아니라, 훈련 및 자격요건, 방호비상계획 등 발전소 운영과 관련된 물리적 방호요건들까지 확인할 것을 요구하고 있다.

미국은 물리적방호에 대해 사전부지승인, 표준설계인가, 통합인허가 각 단계마다 적절한 물리적방호를 적용함으로써 전주기 물리적방호를 수립하고 있었다.

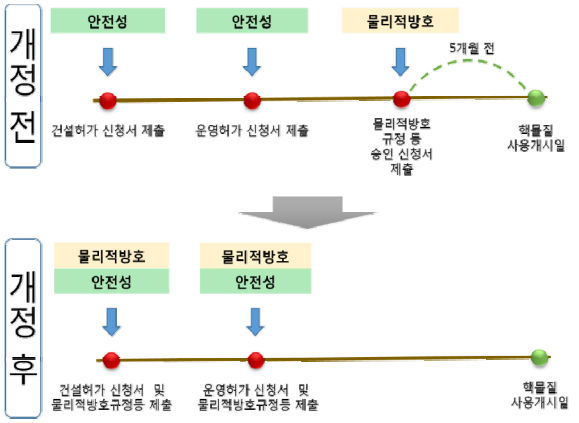


Fig. 2. Proposal to amend for physical protection licensing procedures.

국내에도 전주기적 물리적방호를 적용하기 위해, 원자력발전소의 건설이 시작되기 전인 안전성분석보고서를 제출하는 시기인 건설허가 신청 시기부터 물리적방호규정등을 고려해야 할 것이다. 또한 이때 승인 받은 사항이 잘 이행되었는지에 대한 심사를 운영허가 신청시점에 같이 승인신청하여 사전에 물리적방호를 준비하는 것이 적절할 것이라 판단된다. 또한 핵심 기기 및 시설을 보호하기 위한 핵심구역 및 그 주변 구역설정에 대한 사항을 국제 권고나 타국의 사례를 통해 국내 실정에 맞게 설정하는 작업이 필요할 것이다. 더 나아가 다른 인허가 단계(사전부지승인, 해체 등)에 대해서도 물리적 방호 고려를 실시해야 할 것이다.

3. 참고문헌

[1] 방사능방재법. 2014년 11월 개정.

[2] 방사능방재법 시행령. 2014년 11월 개정.

[3] 김우진. 물리적방호 관련 인하가체계 개선. KINAC (2014).

[4] 10 CFR 73.

[5] SRP13.6.1-3.6 Physical Security(Combined License and Operating Reactors, Design Certification and Early Site Permit).

'물리적방호규정등'의 개정안 도출

장성순*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1418
*ssjang@kinac.re.kr

1. 서론

물리적방호는 원자력 발전소, 방폐장, 핵연료 공장 등의 시설을 테러리스트로부터 지키는 것으로 원자력 규제의 중요 요소이다.

원자력 시설을 운영하려고 하는 자는 '원자력시설의 방호 및 방사능방재대책법(이하 '법')'에 따라 '물리적방호규정등'(법 제9조)의 문서를 승인받아야 하는데, 이 문서는 원자력 시설의 물리적방호를 규정하는 문서로써 그대로 이행하여야 하며, 물리적방호 규제의 핵심적인 문서이다.

'물리적방호규정등'의 문서는 2003년 최초로 도입되었으나, 내용 중복, 주요 절차서의 미포함, 최신 국제 지침이 반영되지 못한 문제점을 가지고 있어서, 이를 분석하고 새로운 '물리적방호규정등'의 개정안을 제안하고자 한다. 본 논문에서는 '물리적방호규정등'의 문서 중 정보시스템 보안 규정은 다루지 않는다.

2. 본론

2.1 물리적방호규정등의 개요

'물리적방호규정등'의 문서는 ①물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제, ②원자력시설등의 물리적방호를 위한 규정(이하 '물리적방호규정'), ③핵물질의 불법이전 및 원자력시설등의 위협에 대한 조치계획(이하 '방호비상계획') ④ 전자적 침해행위에 대한 원자력시설 컴퓨터 및 정보시스템 보안규정 문서 모두를 지칭하는 말이다(동법 시행령 제7조). 원자력시설을 사용하고자 하는 자는 사용개시 5개월 전에 '물리적방호규정등'을 제출하여 원안위의 심의를 받도록 되어 있다(동법 시행령 제17조).

'물리적방호규정등'의 작성지침 등 세부기준(동법 시행규칙 별표1) 및 항목별 세부작성 기준(관련 고시)은 IAEA 물리적방호 국제권고안(INFCIRC/225/Rev.4)와 미연방법 10CFR part 73, 그리고 미 NRC 검사지침서를 참고로 하여 2004년에 제정되었다.

2.2 문제점

첫 번째로, ① 시설·설비 및 그 운영체제, ② 물리적방호규정, ③ 방호비상계획 문서 간에 중복된 항목이 많다. *운영조직*에 대한 사항이 ①에서는 '시설.설비의 운영조직 및 인력'으로 ②에서는 '물리적방호 조직 및 임무', ③에서는 '조직 및 임무'라는 항목으로 중복된다. 또한 *시설.설비*에 대한 사항이 ①에서는 '시설.설비의 설치 및 유지관리', ②에서는 '물리적방호시설의 설계정보, 설치 및 관리', ③에서는 '시설 및 설비'라는 항목으로 중복되어 있다.

두 번째로 물리적방호규정등내에 중요한 물리적방호 사항을 나타내는 필수적인 방호설비 배치도 및 보안 절차서등이 참조되어 있지 않다. 대표적으로 주요 물리적방호 시설.설비의 목록 및 위치, 핵심구역 배치도, 경비인력 관련 규정, 출입통제 절차서 등의 자료가 존재하나 물리적방호규정등내에 참조되어 있지 않다. 따라서 출입통제 절차의 중요한 변경이 있는 경우에도 해당 사항이 정부의 규제를 받지 않고 이행될 위험이 있다.

마지막으로 세부작성 기준이 2004년 만들어진 이래 10 년간 큰 변화가 없이 유지되어 개정된 IAEA 물리적방호 국제권고안 (INFCIRC/225/Rev.5), 10CFR part 73 및 기타 IAEA 이행지침서 등 최신의 국제지침을 반영하지 못하고 있다.

2.3 개정안 소개

첫 문제인 규정간 중복 문제를 해결하기 위하여 중복되는 항목을 합쳐, ① 시설.설비 및 그 운영체제는 물리적방호 시설.설비의 설계에 관한 내용으로, ② 물리적방호규정은 운영 및 절차에 대한 내용으로, ③ 방호비상계획은 방호 비상 개시의 초기사건, 전략 등에 대한 내용으로 분리하였다.

두 번째인 주요 물리적방호 절차 및 배치도 누락을 해결하기 위해, 항목별 작성기준(고시)에 빠져있는 필수 항목을 넣어 물리적방호규정등에 기술하거나 해당 문서를 참조하도록 하였다.

세 번째인 국제권고안을 반영하기 위하여, 최신의 IAEA 지침과 미국 지침을 조사하여 도출된 내용을 추가하였다. 추가된 항목은 '물리적방호시스템에

문제가 있을 경우 보완 조치', '핵안보 문화', '내부자 위협 대응', '방호비상 초기사건', '교전 시 법적. 정책적 고려사항' 등이다.

위의 원칙에 따라 '물리적방호규정등'의 작성지침 등 세부기준안(동법 시행규칙 별표1) 및 항목별 세부작성기준안(관련 고시)을 개발하였다. Table 1은 '물리적방호규정등의 작성지침 등 세부기준)의 개정 요약 대비표이다.

Table 1. Comparison table of the revised Enforcement Regulation Annex I (Outline of Physical protection plans)

현행	개정(안)
물리적방호규정등의 작성지침등 세부기준	물리적방호규정등의 작성지침 등 세부기준
1.물리적방호규정등의 작성지침 <중략>	1.물리적방호규정등의 작성지침 <중략>
2.물리적방호규정등의 작성내용 가. 법 제9조제1항제1호에 따른 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제 1) 핵물질의 불법 이전에 대한 방호를 위한 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제에 관한 사항 2) 분실 또는 도난된 핵물질을 찾아내고 회수하기 위한 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제에 관한 사항 3) 원자력시설등에 대한 사보타주를 방지하기 위한 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제에 관한 사항 4) 원자력시설등에 대한 사보타주에 따른 방사선 영향에 대한 대책을 위한 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제에 관한 사항 <중략>	2.물리적방호규정등의 작성내용 가. 법 제9조제1항제1호에 따른 물리적방호 시설·설비 및 그 운영체제 1) 원자력시설에 관한 사항 2) 목적에 관한 사항 3) 방호목표에 관한 사항 4) 위협평가에 관한 사항 5) 방호구역에 관한 사항 6) 주변지역 및 환경에 관한 사항 7) 방호조직에 관한 사항 8) 시설 및 설비에 관한 사항
나. 법 제9조제1항제2호에 따른 물리적방호규정 1) 원자력시설등의 물리적방호에 관한 사항 가) 물리적방호 조직 및 임무 나) 등급별 핵물질의 특성, 관리방법 및 반입·반출 다) 물리적방호 시설의 설계정보, 설치 및 관리에 관한 사항 라) 방호구역에 관한 사항 마) 출입관리에 관한 사항 바) 경비 및 순찰에 관한 사항 사) 물리적방호 비상 연락체제에 관한 사항 아) 물리적방호 교육 및 훈련에 관한 사항 자) 기록·보고에 관한 사항 차) 문서 및 정보의 관리에 관한 사항 카) 그 밖에 원자력시설등의 물리적방호에 관한 사항 <중략>	나. 법 제9조제1항제2호에 따른 물리적방호규정 <삭제> 1) 방호정책에 관한 사항 2) 출입관리에 관한 사항 3) 경비 및 순찰에 관한 사항 4) 중앙통제실에 관한 사항 5) 교육 및 훈련에 관한 사항 6) 기록 및 보고에 관한 사항 7) 문서 및 정보의 관리에 관한 사항 8) 내부자 위협 예방 및 대응에 관한 사항 9) 점검, 평가 및 유지보수에 관한 사항 10) 보완 조치에 관한 사항 11) 그 밖에 원자력시설등의 물리적방호에 관한 사항
다. 법 제9조제1항제3호에 따른 방호비상계획 1) 핵물질의 불법이전 및 원자력시설등의 위협에 대응하기 위한 조치계획에 관한 사항 가) 조직 및 임무 나) 시설 및 설비 다) 교육 및 훈련 라) 방사선 영향의 최소화 방안 마) 그 밖에 핵물질의 불법이전 및 위협에 대응하기 위한 조치계획에 관하여 필요한 사항 <중략>	다. 법 제9조제1항제3호에 따른 방호비상계획 <삭제> 1) 방호비상 초기사건에 관한 사항 2) 대응전략에 관한 사항 3) 법적, 정책적 고려 사항 4) 인력 및 장비 확보에 관한 사항 5) 대응활동 절차에 관한 사항 6) 대응활동 계획에 관한 사항 7) 위협으로 인한 방사선영향의 최소화 방안에 관한 사항 8) 그 밖에 위협에 대한 조치에 관하여 필요한 사항

3. 결론

개정안은 원자력 사업자와의 워크숍, 원안위와의 협의 등을 거쳐 법에 반영할 예정이며, 시범적으로 신한울 1,2,3,4호기, 신고리 5,6호기 및 기장 연구용 원자로의 물리적방호규정등의 심사에 반영하고 있다. 내년 초까지 원자력 사업자와 예제 물리적방호규정등을 개발한 뒤에 법이 개정되는 데로 확대 적용할 예정이다.

이에 따라 보다 효율적이고 효과적인 물리적방호의 이행을 할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA INFCIRC/225/Rev. 5, Jan. (2011).

[2] IAEA Implementation of INFCIRC/225/Rev.5, NST-023, to be pulished.

[3] USA NRC, Title 10 Code of Federal Regulations (CFR) Part 73, "Physical Protection of Plants and Materials" (2016).

[4] 최지은, 고문성, 이영욱 등, "원자력시설의 물리적방호 전주기 인허가 체계 수립", KINAC/TR-029 (2015).

물리적방호 취약성평가프로그램(AVERT) 성능인자 분석

원건연*, 서장훈, 고문성
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*wonoh@kinac.re.kr

1. 서론

원전 시설에 있어 물리적방호 시스템의 유효성은 '물리적방호 훈련'과 같은 방식을 통하여 이루어져 왔다. 하지만, 물리적방호 훈련은 인력과 비용, 시간 등의 제약으로 인하여 여러 한계를 지니고 있으며, 이와 같은 단점을 보완하기 위한 것이 취약성 평가 프로그램이다. 취약성 평가 프로그램이란 컴퓨터를 이용하여 실제시설을 모델링하여 물리적 방호 취약성을 평가하는 프로그램이다. 취약성 평가 프로그램은 다양한 시뮬레이션을 통해 객관적이며 분석적인 결과를 제공 할 수 있지만[1], 이를 위해서는 입력되는 데이터가 시설의 상세한 성능 정보를 반영하여야 한다. 이 때, 실제 시설의 모든 특성을 구현하기에는 정보의 양이 너무 방대하므로, 물리적방호 시스템 성능에 주요 영향을 미치는 성능 인자를 선별하여 모델링 하여야 한다.

따라서 본 연구에서는 취약성평가 프로그램 중 하나인 AVERT 프로그램의 성능인자 라이브러리를 분석하여 우선 수집 대상 성능인자를 선정하였다.

2. 본론

2.1 AVERT 프로그램의 주요 구성 요소

취약성평가 프로그램의 신뢰성을 보장하기 위해서는, 프로그램의 라이브러리가 실제 시설의 물리적 방호 특성 정보를 반영하여 구성되어야 한다. 따라서 AVERT 프로그램의 라이브러리 데이터는 실제 시설의 물리적방호 체계를 대신할 수 있도록 많은 성능라이브러리를 보유하고 있으며, 이는 시설의 전반적인 물리적방호 체계를 반영하여 프로그램의 구성요소를 나타낸다. 이에 프로그램의 구성요소를 확인하여 시뮬레이션을 위한 모델링이 시설 데이터와 적절하게 이루어졌는지 검증이 필요하며 이를 위해 각 프로그램 라이브러리의 구성요소에 대한 분석의 필요가 있다.

프로그램 라이브러리 구성요소는 16개의 구성요소[탐지도구, 통신장비, 침입장비, 무기, 방호장비, 목표물, 공격군, 수비군, 노트태그, 위장특성, 이동특성, 차량, 지형, 지연장벽, 침투환경, 허용구역]가 물리적 방호 체계 모델링을 위한 각 요소로서 지정되고 이에 따른 요소별 성능인자를 가지고 있다.

2.2 AVERT 프로그램 구성요소별 우선 자료수집 대상 인자 분석

AVERT의 라이브러리는 총 [16개]의 구성요소별 성능인자 [66개] 항목을 가지고 있으며, 각 구성요소별 성능인자들은 상호의존적이며 밀접하게 관계를 가지고 있다. 이로 인해, 요소별 성능인자 66개 항목의 상호관계를 포함한 경우의 수는 다양하며 성능인자단위 아래 세부 데이터 항목들까지 포함하면 더욱 다양한 성능인자값이 상호 의존적으로 시뮬레이션 운용에 영향을 미친다. 또한, 이는 시뮬레이션 운용에 따른 각 요소가 가지는 역할의 기여도가 전부 같지 않음을 의미한다.

즉, 모든 라이브러리 데이터의 적절성 여부를 가리기 전에 데이터의 구성요소중 원자력 시설 모델링에 많이 사용되고 결과에 영향을 미치는지의 여부를 확인하여 우선적으로 자료 수집하여야 할 대상 인자를 선별하여야 할 필요성이 있음을 의미한다.

Table 1. priority patterns for simulation

구성 요소	우선 수집 대상 성능인자
1. 탐지도구	01. 센서지연시간
	02. 판정지연시간
	03. 탐지확률
	04. 탐지율
2. 지연장벽	05. 탐지장비 투명도
	06. 무기 투명도
	07. 장비의 효과성
	08. 침입장비 사용시간
3. 무기	09. PH/PK
4. 지형별 이동속도	10. 횡단속도
	11. 기어감 속도와 탐지 확률
	12. 오르막과 내리막 이동시 수평적 경사에 대한 최대값
	13. 장애물 통과시 소요시간

이처럼 PPS 구성 요소간 상호 작용에 따른 우선 자료 수집 대상 성능인자의 구분은 효율적인 라이브러리 데이터 구축을 위하여 필요한 과정이며, 이는 16개의 구성요소로 이루어진 각 요소 중 위의 Table와 같이 프로그램 시뮬레이션 결과에 포함되는 빈도수의 우선순위를 기준으로 중요도 높은 4개의 요소 중 13개의 성능인자를 구분하여 다음과 같이 분석하였다.

① 탐지도구[센서지연시간, 판정지연시간, 탐지확률, 탐지율]: 시뮬레이션 상에 인원, 차량, 장비, 방어구, 무기 등을 식별하기 위하여 시설 특정 위치에 설치되거나 귀속되어지는 능력을 가리키는 개념이다. 총 53개의 패턴을 가지고 있으며 PPS의 경계범위와 적에 대한 탐지 역량을 나타내는데 중요한 역할을 한다.

② 지연장벽[탐지장비투명도, 무기투명도, 장비의 효과성, 침입장비 사용시간]: 모델링에 주어진 장애물의 유형을 나타낸다. 이는 적의 횡단 속도 및 생존 가능성에 큰 영향을 미친다.

③ 무기[PH/PK]: 프로그램에서 사용하는 전투 모델을 의미한다. 적 및 경비원의 구성요소에 설정된 방호 및 사격자세 뿐만 아니라 숙련도와 같은 대부분의 매개변수를 포함시킬 수 있다. 이에 살해 타입 등을 고려한 다음의 거리별 피격확률이 교전에 중요한 영향을 미칠 수 있다. 라이브러리데이터내 피격확률은 침입자에 대응 경계범위와 침입 성공여부에 중요 인자로서 활용된다.

④ 지형별 이동속도[이동속도, 기어감 속도와 탐지확률, 오르막과 내리막 이동시 수평적 경사에 대한 최댓값, 장애물 통과시 소요시간]: 다른 영역을 통과하고 장애물을 극복하는데 있어 영향을 주는 요원 또는 차량에 부여된 특성으로 다양한 이동형태를 반영하여 적 또는 경비원의 목표물에 대한 횡단 속도 및 횡단간 탐지될 확률의 핵심 요소이다.

3. 결론

본 연구에서는 AVERT 라이브러리를 분석하여 우선 자료 수집 대상 인자를 선정하였다. 이를 위해 먼저, 총 16개로 구성되어 있는 AVERT 라이브러리 구성요소들을 분석하였다. 이러한 구성요소들은 서로 밀접한 연관 관계를 가지고 있으며, 분석의 용이성을 위하여 이러한 요소들을 다시 4개의 주요 분야 [탐지 도구, 지연 장벽, 무기, 이동 속도]로 분류하였다. '탐지 도구'는 공격군을 탐지하기 위한 일련의 특성들을 가리키며 각종 센서의 지연시간 및 탐지율이 이에 해당한다. '지연 장벽' 항목은 공격군의 이동을 저지하거나 속도를 늦추게 하는 장비들의 특성 정보를 포함한다. '무기' 항목은 교전에 사용되는 무기들의 사정거리, 명중 확률등의 정보를 포함하며, 마지막으로 '이동 속도' 항목은 공격군이나 수비군이 각종 지형에서 이동하는데 소요되는 시간 정보로 구성되어 있다.

이와 같이 물리적방호 평가에 대한 중요도를 기반으로 선정된 우선수집대상 인자는 향후 국내 원전 시설 모델링 및 자료 수집에 있어 유용하게 활용될 것이며, 물리적방호 평가프로그램을 통한 물리적 방호 유효성 평가에 있어 크게 기여하리라 기대된다.

4. 참고문헌

[1] G. Jeong, Y. Lee, J. Park, and J. Kim, Development of a physical protection system effectiveness assessment program, KAERI/CM-553, Korea Atomic Energy Research Institute, (물리적 방호시스템의 유효성 평가 프로그램 개발(2001), 한국원자력연구원).

분실 혹은 도난된 핵 및 기타방사성물질에 대한 핵감식 분석방법론 및 사례 분석

김재광*, 이정현
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jgwang@kinac.re.kr

1. 서론

구소련 붕괴이후 1993년부터, 국제원자력기구(IAEA)는 회원국에서 발생되어 보고되는 분실 혹은 도난된 핵물질에 대한 사건정보를 수집하여 데이터베이스(ITDB, Incident and Tracking database)로 관리해오고 있다[1]. ITDB에 따르면, 최근 20 년간 관련 핵물질 불법거래 관련 사건이 2726건 정도로 보고되었으며, 이들 사건 중 가장 많은 부분을 차지하는 약 56%정도인 총 1526건 정도가 불법 핵물질 탐지, 불법 폐기된 선원회수, 핵 및 기타방사성물질의 불법소지 등과 같이 불법행위와 관련된 사건이며 아래 Fig. 1과 같이 최근 증가 추세에 있다[1].

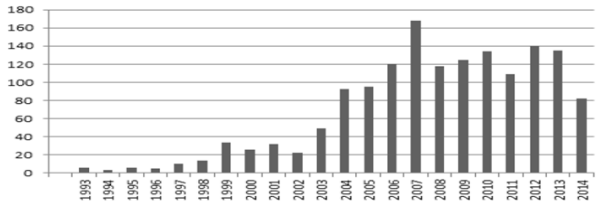


Fig. 1. Incidents involving other unauthorized activities and events [1].

이렇듯, 분실 혹은 도난된 핵 및 기타방사성물질이 확인된 경우, 중요한 문제는 향후에 일어날 수 있는 도난 혹은 분실을 예방하기 위해 물질의 출처를 확인하는 것이다. 핵 및 기타방사성물질의 출처를 확인 과정을 핵감식이라 하는데, 분실 혹은 도난된 방사성물질의 조성은 무엇이며 해당 물질이 어떻게, 언제, 어디서 생산되었는지를 식별하는 것이라 정의할 수 있다[2].

2. 핵감식 분석방법론 및 분석사례

핵감식은 분실 혹은 도난된 물질을 발견한 시점부터 시작된다. 핵감식의 과정은 크게 핵물질 혹은 기타방사성물질을 구분하는 목록화(Catergorization), 구분된 물질의 조성성분을 분석하는 특성화(Charaterization) 그리고 분석된 물질의 특성정보를 해석하여 출처를 확인(Interpretation)하는 과정으로 나눈다.

핵감식 분석방법론은 목록화와 특성화와 관련되어 있으며, 최종 출처를 확인하기 위해서는 IAEA의 ITDB와 같은 핵감식 라이브러리를 필요로 한다.

핵물질은 생성 혹은 변형 등의 가공 과정을 통해 물질내 특정 물성치 혹은 화학적 형태 등이 변화되어 가공공정을 특정할 수 있는 인자가 형성되는 데이를 식별인자(Signature)라 한다. 이렇게 형성된 가공과정과 식별인자간의 상관관계를 확인할 수 있다면 측정 물성치 혹은 화학적 특성, 동위원소, 불순물 등을 측정 및 분석하여 해당물질의 생성, 변형 등 가공과정, 핵물질 출처 등을 유추할 수 있을 것이다. 이러한 측정 및 분석 가능한 식별인자는 물리적 식별인자, 화학적 식별인자, 동위원소 식별인자, 원소 식별인자 등이 있다.

2.1 물리적 식별인자

물리적 식별인자는 사진촬영, 길이 및 무게측정, 미세구조 확인 등 육안으로 확인 가능한 방법에 의해 특정되는 인자이며, 물리적 측정의 결과는 화학조성물, 불순물 원소, 동위원소분석 등 다음 단계의 분석방향을 결정한다. 물리적으로 시료를 조사하는 방법은 자, 저울 등 전통저인 측정 기구에 의한 거시적인 측정방법이다. Fig. 2와 같이 측정해서 Table 1을 통해 원자로형을 확인한 결과, 직경이 11.5 mm인 것(왼쪽)은 RMMK이고 직경이 7.6 mm인 것(오른쪽)은 VVER임을 알 수 있다.

Table 1. Nuclear forensics Library(sample)

원자로형	직경(mm)	높이(mm)	구멍(mm)
VVER-440	7.6	9-12	1.6
VVER-1000	7.6	9-12	2.4
RBMK-1000	11.5	12-15	-
RBMK-1500	11.5	12-15	2.0
CANDU	12.4	13	-
PWR(서부유럼)	9.1	11	-
6BWR(USA)	12	15	-
PWR(ROK)	10	8	-

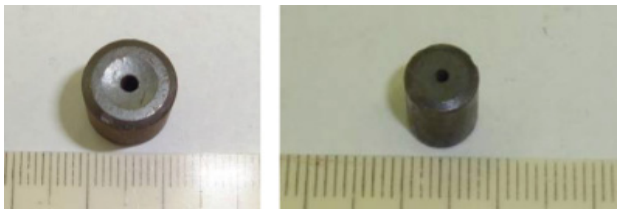


Fig. 2. Nuclear Forensic sample(physical analysis).

2.2 화학적 식별인자

핵감식의 화학적 식별인자는 핵주기의 대부분을 차지하는 우라늄과 플루토늄 분석을 통해 발전해왔다. 핵주기에서 우라늄과 플루토늄은 다양한 화학적 형태로 존재하며 대부분의 화학조성은 잘 알려져 있다. 이러한 화학조성은 기술적으로 각 핵연료 공정주기와 상관관계를 특정할 수 있어서 핵감식의 화학적 식별인자라 할 수 있다.

Fig. 3은 전자현미경(SEM)을 통한 화학적 분석사례로서, 1994년 뮌헨공항에서 발견된 핵물질이 표준참조물질과 유사하여 비슷한 공정의 PuO_2임을 추정할 수 있다[3].

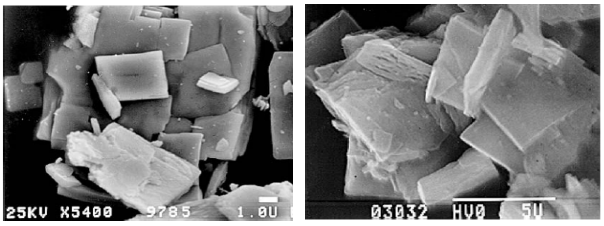


Fig. 3. SEM Pictures of PuO_2(Left-reference material, Right-seized one at Munich Airport in 1994).

2.3 동위원소 식별인자

분실 혹은 도난된 핵물질을 분석하는 데 동위원소 분석은 우라늄이나 플루토늄의 생산 공정이나, 원자로형 정보, 생산일정 추정에 매우 중요한 정보이며 출처를 최종 확인할 수 있는 분석이기도 하다. 플루토늄의 경우, 주로 재처리를 통해 생산되므로 동위원소를 분석하면 플루토늄 생성이전 초기물질을 확인할 수 있으며, 화학적 분리추출이후 모핵종과 딸핵종과의 변화를 측정하게 되면 생산공정 일정에 대한 추정도 가능하다.

우라늄은 자연적으로 장반감기 핵종인 U-234, U-235, U-238이 존재하므로 이 3가지 핵종에 대한 지역별 특성을 이해한다면 천연우라늄에 대한 원산지 추정도 가능하다. U-236의 경우, 자연적으로 μg에서 pg정도로 존재하고, 중성자에 의해 조사된다면, 평균적으로 U-238대비 약 0.3%정도로 증가한다. 따라서, U-236을 분석하여 핵물질의 조사여부도 확인가능하다[2].

2.4 원소 식별인자

핵 및 기타방사성물질이외, 다양한 원소들이 불순물형태로 분석되면서, 불순물에 대한 정보도 핵감식의 중요한 식별인자로 고려되고 있다. 가령, 희토류 원소들은 지역적으로 특성화된 정보를 가지고 있어서, 천연우라늄의 경우, 핵물질내 희토류원소를 분석하면 우라늄의 원산지에 대한 추정도 가능하다. 또한, 핵연료를 가공공정에서 투입되는 가연성 독물질인 가돌리늄, 에르븀을 분석하면 원자로의 특성을 이해하는 데 도움이 될 수 있다.

3. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회와 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 결과입니다(No.1305017).

4. 결론

핵감식 방법론은 방사선(알파, 감마) 분석, 화학분석 그리고 질량분석 장비의 개발에 따라, 다양하게 발전되어 왔다. 이와 더불어, 각 분석방법에서 주요한 요소인 식별인자 또한 지속적으로 발전되어 왔다.

무엇보다도, 최종적으로 분실 혹은 도난된 핵 및 기타방사성물질의 출처를 확인하기 위해서는 Table 1과 같은 라이브러리의 구축이 선행되어야 하며 Fig. 3의 표준물질이 지속적으로 개발되어야 할 것이다.

5. 참고문헌

[1] IAEA, "Incidents of nuclear and other radioactive material out of regulatory control 2015 Fact Sheet", Dec. 2015.

[2] Vitaly Fedchenko, "The new nuclear forensics", SIPRI, Oxford University press 2015.

[3] K. Mayer, M. Wallenius, and I. Ray, “Nuclear Forensics-a methodology providing clues on the origin of illicitly trafficked nuclear materials”, The Royal Society of Chemistry 2005, 130, 433-441.

원자력관련 전략기술의 수출통제 이행방안 연구

윤성호, 신동훈*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*shyoon@kinac.re.kr

1. 서론

정보통신 기술의 발달과 세계화에 따라 유형의 기술이전형태(종이, 필름, 자기디스크 등)를 벗어난 무형의 기술이전형태(전화, 이메일, 구두나 행위)가 증가하고 있어 미국, 독일, 영국, 그리고 일본을 비롯한 수출통제 선진국들은 전략기술의 무형이전과 관련하여 각국의 이행환경 및 특수성을 고려한 법령을 수립하고 이행 중이다. 우리나라도 2014년 1월 전략기술의 무형이전 통제 강화를 골자로 한 대외무역법 개정안을 시행하였다[1].

기존의 법령에 따르면 전략기술 이전의 통제는 기술보고서, 설계도면 등과 같이 기술이 종이, 메모리와 같은 기록매체를 통해 이전되는 경우에만 적용되었다. 그러나 법령 개정에 따라 전화, 팩스 등 정보통신망을 통한 이전과 교육, 훈련 등 구두나 행위를 통한 이전의 경우에도 수출자는 이전하고자 하는 기술이 전략기술인지 여부를 판별하고, 전략기술에 해당할 경우 핵국 여부에 따라 수입국정부의 공식적인 보증을 전제로 한 수출허가를 발급받아야 한다[2].

무형 이전되는 기술의 종류가 다양하고 개인에 의해 다발적으로 일어나기 때문에 유형의 기술이전과 동일한 수출통제 이행 정책을 적용한다면 정부와 사업자의 행정 부담을 가중시켜 수출활동이 경직되거나 사업자들이 불법수출을 자행할 우려가 있다. 따라서 본 논문에서는 원자력관련 전략기술의 무형이전에 대한 효율적인 수출통제 이행방안을 제시하였다.

2. 본론

2.1 현행 전략기술 수출통제 제도 분석

전략기술 수출통제 제도는 대외무역법과 동법 시행령, 그리고 전략물자수출입고시를 기반으로 이행하고 있다. 이 중 최상위 법령인 대외무역법이 무형기술이전을 수출통제 대상으로 명시하면서 전략물자수출입고시에도 무형기술이전을 통제하기 위한 세부 이행지침을 수립하여 명시하였다. 그러나 고시 개정과정에서 이중용도 품목에 대해서는 자율준수무역거래자 제도를 도입하여 무형기술이전을 통제하기 위한 현실적 방안을 마련한 반면 원자력전용품목에 관해서는 기술의 특이성으로 인해 개정이 보류되었다. 이로 인해, 현행 제도 하에서는 원자력전용품목 관련 기술을 수출자가 전화, 이메일, 구두나 행위로 이전하는 경우 매번 정부보증 및 수출허가를 받아야 하는 부담을 가지고 있어 실질적 이행을 보류한 채 제도 개선안을 마련하고 있다.

2.2 전략기술 수출통제 제도 개선안

본 논문에서는 현행 제도로 인해 발생하는 불필요한 행정부담을 감소시키고 민원인들의 수출통제 이행률을 높이기 위해 제도 개선안을 연구하였다.

개별 신청건에 대한 전략기술 수출허가 절차를 현행 절차와 비교한 도표를 Fig. 1에 나타내었다. 현행 절차에서는 무형 기술이전에 대한 절차는 마련되어 있지 않고 유형 기술이전에 대해서는 상대국의 보증을 전제로 수출허가가 발급되고 있다

전략기술의 무형이전 절차를 추가한 개정안에서는 유형의 기술이전에 대해서 정부보증 면제 기준을 완화하였으며, 무형기술이전에 대해서는 수출허가 면제 대상을 확대하고 개별허가에 대해 정부보증을 면제함으로써 비교적 빠른 시일 내에 이전이 일어나는 무형기술에 대해 즉각적으로 대응할 수 있도록 하였다. 또한, 모든 민원신청자에 대해 수출통제 교육 이수를 의무화함으로써 수출통제 제도를 확산하고 및 불필요한 신청을 감소시키고자 하였다.

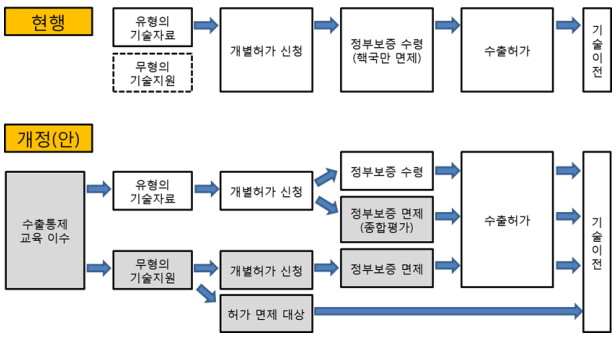


Fig. 1. The Revised Export License Procedure for Strategic Technology(Individual).

포괄 수출허가 신청건에 대해서는 Fig. 2와 같이 현행 제도에서 신청건에 대해 수입국 정부보증을 의무적으로 수령해야 했던 것을 개정안에서 정부보증을 종합평가를 통해 유연하게 발급하고 통제 마킹 하에 사후 판정할 수 있도록 수정하였다.

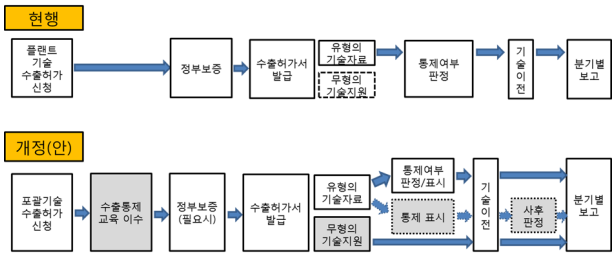


Fig. 2. The Revised Export License Procedure for Strategic Technology(Comprehensive).

수출허가를 받기 위한 전제조건인 정부보증은 외교 채널을 이용하기 때문에 긴 시간이 소요된다. 기존에는 유형기술이전만 통제하기 때문에 신청건의 다수를 차지하는 UAE BNPP나 요르단 연구로 사업 등에 대해 포괄정부보증을 수령하여 허가에 필요한 시간을 대폭 단축시켰지만, 같은 방식으로 무형기술이전을 통제한다면 다수의 국가에 대해 개별적인 정부보증을 수령해야 되므로 수출이 지연될 수 있다. 따라서 Table 1과 같이 국가별 평가지표를 바탕으로 한 화이트국 선정으로 정부보증 면제 대상을 확대하는 안을 제시하였다[3].

Table 1. Subject of Exemption for Government Assurance

	정부보증 면제 대상	비고
1	수입국이 핵무기 보유국인 경우	기존
2	국내 기업 등에서 고용한 비화이트국 외국인에게 무형 기술 제공	
3	국내 대학에서 비화이트국 외국인에게 유·무형 기술 제공	
4	계약체결을 목적으로 화이트국 외국인에게 계약에 필요한 유·무형 기술 제공	
5	계약체결을 목적으로 비화이트국 외국인에게 계약에 필요한 무형 기술 제공	
6	화이트국 정부, 인허가 기관에 인허가 목적으로 유·무형 기술 제공	
7	화이트국 외국인에게 무형 기술 제공	추가
8	계약없거나 무상으로 비화이트국 외국인에게 무형 기술 제공	
9	양국간 협정 또는 약정에 따라 별도의 수출통제 절차를 이행하는 경우	
10	화이트국과 공동연구를 통해 상호간 동등한 수준의 유·무형 기술 제공	
11	수입시 상대 정부에 제공한 보증이 없거나 양국간 협정 대상에 해당하지 않는 기술 제공	
12	기타 위원회 위원장이 불필요하다고 인정하는 경우	

3. 결론

본 연구에서는 원자력관련 전략기술의 무형적 이전 통제방안을 제시하고자 국가별평가지표를 활용한 화이트국 선정과 허가 절차 개선을 통해 전략기술 수출통제 제도 개정 필요 사항을 연구하였다.

지금까지 통제되지 않던 기술의 무형적 이전이 유형적 기술 이전보다 많을 것으로 예상됨에 따라 한정적인 자원으로 관리하기 위해서 효율적인 방안이 필요할 것으로 예상되었다. 따라서 핵확산 우려대상에 대해서는 기존 절차를 유지하면서 신뢰할 수 있는 대상에 대해 수출허가 또는 정부보증을 면제하는 허가 절차 간소화 방안을 도입하였으며 이를 보완하기 위해 수출통제 교육 이수를 의무화 하였다. 개선안을 도입한다면 수출자들의 수출통제에 대한 인식을 제고하고 행정적 부담을 감소시킬 수 있을 것으로 보인다.

향후에는 전략기술의 무형기술이전에 대한 신청서식 등 세부사항을 마련하고 이를 관리할 수 있는 시스템과 데이터베이스를 구축하는 방안을 마련하여 체계적인 수출통제 체제가 갖춰지도록 연구할 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1403022).

5. 참고문헌

[1] 대외무역법 및 동법 시행령.

[2] 전략물자수출입고시, 산업통상자원부 고시 제 2016-43호, 2016.

[3] 윤성호, 이찬서, 서하나, 최선도, 신동훈, "원자력수출통제 이행체제 개선을 위한 국가별 평가지표 분석 연구", 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 14(1), 427-428, 5.25~27, 2016, 목포.

국내 원자력기술 무형이전 사례별 수출통제 연구

서하나*, 윤성호, 신동훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*hana@kinac.re.kr

1. 서론

개정된 대외무역법에 따라 유형에 한정되었던 기술수출개념이 무형의 이전까지 확대되어 원자력전용품목과 관련된 기술(이하, 원자력기술)을 무형으로 이전하고자 하는 자는 수출통제를 이행할 의무가 있다[1]. 동 대상자는 원자력기술을 이전하기 위해서 고시가 정하는 바에 따라 수출허가를 받아야 하나, 수출허가를 받기 위한 절차는 아직 고시되지 않았다[2].

최근 원자력발전소 수출을 위해 설계인증, 설계교육 등의 무형이전이 급증하고 있는 국내의 환경을 고려할 때, 고시 제정 시점 전까지 규제의 루프홀이 발생할 우려가 있다. 이 때, 불법이전이 적발될 경우, 국내 제재 뿐만 아니라 핵공급국그룹 회원국 48개국 대상 수출 불가 조치 등으로 인해 수출자가 피해를 받을 수 있다.

본 논문은 원자로 설계의 인증, 설계 교육 등의 사안 발생 시, 국내 기업의 전략물자 불법이전으로 인한 피해를 방지하기 위해 배부된 각 가이드라인의 제정 배경 및 취지, 규제 효과 등을 분석하였다.

2. 본론

2.1 원자로 설계인증

원자로 설계인증은 국내 기업이 보유하고 있는 기술을 특정 기관에 이전하여 대상국의 인허가 요건 부합 여부를 판단하는 것으로, 자문의 범주에 포함된다고 해석할 수 있다. 또한, 이전되는 기술은 설계요건의 만족여부를 판별하기 위한 최소한의 기술로, 이것만으로 원자로 설계는 사실상 불가능하다. 때문에 원자력기술 이전에 대한 수출허가 발급에 오랜 시간이 소요되면, 사업자가 인증 추진에 차질을 겪을 수 있으며, 본래 원자력의 평화적 이용을 담보하기 위한 수출통제 취지에 반하여 사업자로 하여금 규제 반발심을 초래할 가능성이 높다.

특히, 동 사업은 인증기관의 요청에 따라 상시적인 기술자료 이전이 급작스럽게 발생할 수 있으며, 사전에 기술이전을 예상할 수 없다. 또한 회의, 전화 등 기술의 무형 이전 역시 빈번하게 발생할 수 있다. 가이드라인은 이 같은 사업 추진 특성을 고려하여 사업의 추진을 위한 모든 기술을 포괄하여 원자력플랜트기술수출허가가 발급이 가능한 것으로 고지하고 있다[3].

이 때, 수입국의 정부보증 수령이 전제되어야 수출허가 발급이 가능하다. 그러나, 통상 2~12개월이 소요되는 동 절차는 사업자의 업무추진 일정에 영향을 미칠 수 있으며, 자문 성격의 이전에 대하여 수입국 정부가 정부보증 작성에 반감을 표명할 수 있어 그 효용성이 떨어진다. 이에 양국간 원자력협력협정과 양 기관간 비밀유지각서로 정부보증을 갈음하여 수출허가를 발급할 수 있도록 하였다.

다만, 몇몇 인증기관이 인증 절차와 결과를 대중에 공개하여, 이전된 전략기술이 당초 계획된 수입자가 아닌 자에 공개될 가능성이 있다. 이를 방지하기 위해 수출자는 수출허가 신청에 앞서 공개용 기술문서 통제절차를 수립하여 제출해야 하며, 동 절차에는 허가권자의 대중 공개 시점에 앞서 원자력기술이 포함된 일부 페이지에 대한 삭제 요청 권한을 명시해야 한다. 이를 통해 설계인증이라는 자문의 효용성과 한국의 원자력기술 보호의 균형을 확보하였다고 볼 수 있다.

2.2 원자로 설계 교육

원자로 설계 교육도 설계인증과 마찬가지로, 교육과정 중 기술자료 이전 및 기술지원이 급작스럽게 발생할 수 있으며, 사전에 기술이전을 예상할 수 없다. 때문에 가이드라인은 이 같은 사업 추진 특성을 고려하여 사업의 추진을 위한 모든 기술을 포괄하여 원자력플랜트기술수출허가 발급이 가능한 것으로 고지하고 있다[4].

원자력기술 중, 원자력전용품목의 설계를 위한 기술은 건설, 제조, 운전, 보수 관련 기술에 비해 적용 범위가 넓고 응용 가능성이 높아 수입자의 의도에 따라 전용될 소지가 있다. 특히 시연과정에서 체득하는 원자력기술은 피교육자의 역량에 따라 무한대의 확장성을 가질 수 있다. 이 경우, 피교육자가 핵무기 전용 의지를 가진다면, 한국 정부의 핵

비확산 명성에 흠집을 낼 수 있다. 이에 수출자는 수출허가 신청시, 허가권자가 일반적으로 수입기관의 대표를 대상으로 수령하는 최종사용자서약서 외에 피교육자를 우려거래자와 사전에 대조할 수 있도록 피교육자 신상정보를 제출하여야 한다.

피교육자 뿐 아니라, 교육자 역시 수출허가 범위 내에서 원자력기술을 이전해야 한다. 이에 교육자 대상 수출통제 이해도 제고를 위해 수출통제 전문기관인 한국원자력통제기술원이 교육자 대상의 수출통제로 교육하도록 하였다. 더불어 이전 후에 수출허가 범위 내의 이전이었는가를 확인하기 위해 수출자는 원자력기술 이전활동 관련 정보를 허가권자에 주기적으로 보고해야 한다.

한편, 유형이전되는 기술자료는 재이전 가능성을 배제할 수 없으므로, 전략기술임을 표시하는 문안을 포함해야만 이전이 가능하다.

3. 결론

관계법령의 개정으로 원자력기술을 이전하고자 하는 자는 기술의 형태, 이전의 방법과 무관하게 수출허가를 받아야 하나, 세부절차가 현재 부재하다. 규제의 루프홀을 방지하기 위해 상기와 같은 가이드라인이 배부되었다. 추후 동 결과와 핵확산 방지를 위한 수출입통제의 본래 취지를 를 고려하여 행정 부담을 최소화 할 수 있는 수출통제 방안을 개발하여 법제화를 추진할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 제원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 대외무역법 및 동법 시행령.
[2] 전략물자수출입고시, 산업통상자원부 고시 제 2016-43호, 2016.
[3] 원자력안전위원회, 원자로설계인증취득 관련 전략기술 수출통제 가이드라인, 2015.12.10.
[4] 원자력안전위원회, SMART 건설전설계(Pre-Project Engineering) 협약 관련 전략기술 수출통제 가이드라인, 2016.08.08.

원자력학과 외국인 재학생에 대한 무형기술이전 통제방안 연구

윤성호, 서하나, 신동훈*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*shyoon@kinac.re.kr

1. 서론

우리나라는 1978년 고리원자력 1호기를 완전 수입하던 수준에서 시작하여 최근 UAE 상용원전, 요르단 연구로, 사우디아라비아 모듈형원자로(SMART) 건설 전 설계 사업 수주까지 원자력분야에 대한 정부의 적극적인 지원으로 단기간에 원전기술을 고도화시키며 기술자립을 이루어 냈다. 이러한 우리의 축적된 원전 기술을 배우기 위해 현재 세계 각국의 학생들이 국내 원자력학과가 개설된 대학에서 수학중이다.

원자력학과에 재학 중인 학생들은 국내 대학에서 학위과정을 이수하면서 원자력 관련 전공수업 뿐만 아니라 외국인이라 할지라도 연구과제에 참여하며 원자력관련 연구개발에 가담하고 있다. 이 과정에서 외국인 학생에게 원자력공급국그룹에서 정한 가이드라인(INFCIR/254/Part1)에 해당하는 원자력 관련 핵심기술이 이전될 가능성이 높으며 이는 수출통제의 관점에서 핵확산성이 높기 때문에 관리되어야 할 필요가 있다. 국내 수출통제 관련 법령인 대외무역법 및 시행령[1]에서도 외국 국적인에게 교육이나 훈련을 통해 무형으로 이전되는 기술에 대한 통제를 2014년에 추가하여 명시하고 있다. 하지만, 무형기술이전에 대한 통제는 원자력 관련 종사자들에게 큰 부담으로 예상되는 바, 구체적인 이행방안이 마련되지 않은 채 기술이전이 일어나고 있어 대책 마련이 시급한 실정이다.

이에 본 논문은 원자력전용품목 관련 기술이 외국인 학생을 대상으로 한 교육 또는 프로젝트 참가를 통해 무형으로 이전되는 경우에 대한 효율적인 수출통제 이행 방안을 도출하였다.

2. 본론

2.1 원자력학과 외국인 재학생 현황

국내 원자력학과 외국인 재학생 현황을 파악하기 위해 원자력학과가 개설된 학교들을 조사하였다. 조사에 응하지 않은 소수의 학교를 제외한 외국인 재학생 현황은 Table 1과 같다.

아래 Table와 같이 원자력학과 외국인 학생 대부분이 중동, 동남아시아 지역의 원전신흥국이자 4대 수출통제 체제 가입이 미비한 국가들에 국적을 두고 있어 수출통제가 필요하였다. 특히, 파키스탄, 인도와 같은 불법 핵개발로 인한 이슈가 있었던 국가들도 포함되어 있었으며 국내 정치상황이 불안정해 학생들의 신분 관리가 어려울 것으로 예상되는 국가도 있었다.

Table 1. Nationalities of Foreign Students

국적	재학생 수	국적	재학생 수
베트남	15	몽골	4
케냐	12	방글라데시	5
파키스탄	13	인도	4
나이지리아	10	예맨	3
요르단	10	미국	2
이집트	9	수단	2
인도네시아	8	캄보디아	2
남아공	6	터키	2
중국	5	폴란드	2
UAE	4	과테말라	1
말레이시아	4	리비아	1
말라위	1	카자흐스탄	1
미얀마	1	탄자니아	1
사우디	1	튀니지	1
시에라리온	1	프랑스	1
우간다	1	필리핀	1

2.2 효율적 수출통제를 위한 외국인 재학생 분류

현행 대외무역법 및 시행령에 의거해 외국인 재학생으로 이전되는 기술들에 대해 통제한다면 대부분의 수출통제 대상에 해당할 것으로 예상되며, 이에 따라 전공수업 또는 프로젝트 참여 중 계획되지 않은 원자력전용품목 관련 기술이 이전될 때 마다 사전판정 및 수출허가를 받아야할 것이다. 또한 전략물자수출입고시[2]에 의거해 외국인 재학생 국적국가의 공식적인 보증까지 필요해 외교적 부담도 가중될 것이다.

이렇듯 수출통제 체제가 미비한 국가들의 국적을 지닌 학생들에게 일률적인 수출통제를 가하는 것은

행정 부담을 증진시키고 국내 원자력 산업의 발전을 저해하는 길이 될 수 있을 것이다. 이에, 외국인 재학생을 국적 및 전략기술 관련 프로젝트 참여 여부로 분류하여 각 그룹에 대해 허가절차를 차등적으로 적용함으로써 핵확산 우려대상에 역량을 집중할 수 있는 효율적인 수출통제 체제를 구축하고자 하였다.

개별국가에 대해 각각 수출통제 수위를 정하는 것은 상황에 따라 유연하게 대처하기 어렵고 외교적 마찰을 불러일으킬 수 있기 때문에 4대수출통제 체제 가입 여부, 핵확산금지조약(NPT) 가입 여부, 그리고 NTI에서 국가별 핵위협성을 정량화한 자료[3] 등 객관적 지표를 활용한 국가별 평가지표를 사용하였다. 이 결과를 바탕으로 주요 수출국에 대해 화이트국과 비화이트국으로 분류하였다[4]. 또한 프로젝트 주제와 연구 내용를 바탕으로 전략기술 관련성을 평가하여 전략기술 관련 프로젝트 참여 여부를 분류인자로 삼았다. 위 두 가지 분류 인자에 따른 외국인 재학생 분류 결과는 Table 2와 같다.

Table 2. Project Participation Status of Foreign Students

구분	프로젝트 참여		프로젝트 미참여	합계
	전략기술 관련	전략기술 비관련		
화이트국	3	5	21	29
비화이트국	15*	22	68	105
합계	18	27	89	134

* 수출허가 대상

2.3 외국인 재학생에 대한 수출통제 이행방안

외국인 재학생 분류를 통해 6가지 그룹으로 나눌 수 있었다. 이 중 핵국이거나 핵확산 측면에서 신뢰할 수 있는 국가의 국적을 가진 화이트국 학생이나, 비화이트국 학생이더라도 전략기술과 관련이 없거나 프로젝트에 참여하지 않은 채 전공수업만 수강하는 학생은 핵확산 위험성이 적을 것으로 판단되어 수출허가 또는 정부보증 면제를 통해 수출통제를 완화해도 무방할 것이다.

핵확산 우려가 높은 전략기술 관련 프로젝트에 참여하는 비화이트국 학생을 대상으로는 프로젝트 참가 시 이전될 기술에 대해 사전에 포괄적으로 수출허가를 받음으로써 원자력기술 이전이 관리될 수 있도록 조치하면 될 것이다. 또한 프로젝트 수행내용이 국내 연구기관에서 관리될 것이며 학술적 목적으로 이용되어 공개될 가능성이 높기 때문에 외국인 학생이 소속된 국가의 공식적인 보증은 생략하는 것이 국내 원자력 학술 발전에 도움이 될 것으로 보인다.

3. 결론

본 연구에서는 외국인 재학생에게 무형으로 이전되는 원자력 전략기술의 효율적인 통제방안을 제시하기 위해 국적과 전략기술관련 프로젝트 참여여부를 근거로 수출허가 또는 정부보증을 면제하는 방안을 마련하였다. 이를 통해 총 134명의 원자력학과 외국인 재학생 중 수출허가를 받아야 될 것으로 추정되는 대상이 15명으로 나타나는 결과를 얻었으며 이를 정책에 반영한다면 대학 및 허가기관의 행정 부담이 대폭 줄어들 것으로 예상된다. 반면, 수출통제 담당 기관에서는 허가면제 이전에 외국인 재학생에 대한 철저한 신분조사가 전제되어야 할 것이다.

향후, 국내 원자력관련 기관이나 기업에 근무하거나 국내 원자력전용품목 관련 연구개발 프로젝트에 참여하는 외국 국적의 연구원을 포함한 근로자에 대해서도 유사한 방식을 적용하면 효율적인 수출통제 체제를 구축할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1403022).

5. 참고문헌

[1] 대외무역법, 법률 제13838호.

[2] 전략물자수출입고시, 산업통상자원부 고시 제2016-43호, 2016.

[3] www.ntiindex.org

[4] 윤성호, 이찬서, 서하나, 최선도, 신동훈, "원자력수출통제 이행체제 개선을 위한 국가별 평가지표 분석 연구", 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 14(1), 427-428, 5.25-27, 2016, 목포.

2분과

사용후핵연료관리 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

LiCl-KCl 공융염 내 지르코늄 화학거동 규명 연구

차한림, 윤종일*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*jiyun@kaist.ac.kr

1. 서론

중준위방사성폐기물인 지르코늄(Zr) 합금 폐피복관에서 Zr을 회수하는 기술의 개발은 방사성폐기물 감축에 있어서 중요하다[1]. 파이로프로세싱과 공정 연계 및 내장재 부식 측면에 있어 LiCl-KCl 공융염에서 회수를 진행하는 것이 적합한 것으로 여겨지나[1,2], 산화환원특성이 타 원소들에 비해 복잡하여 명확한 규명이 필요한 실정이다[3]. 이에 본 연구에서는 흡수분광법, 전압전류법과 같은 in situ 분석법 및 엑스선광전자분광법(XPS)과 같은 ex situ 분석법을 적용하여 500℃ LiCl-KCl 공융염 내 Zr과 그 이온들의 화학거동에 대해 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험 환경

Sigma-Aldrich사의 순도 99.99% LiCl-KCl 무수화물(LiCl 44wt.%), 동사의 순도 99.99% $ZrCl_4$ 무수화물, 그리고 Alfa-Aesar사의 순도 99.5% Zr 호일(두께 0.127 mm)을 사용했다. 엑스선광전자분광법을 제외한 모든 실험은 Ar 기체(99.9999%, H_2O, O_2 < 1 ppm)가 충전된 불활성 조건의 글러브 박스 에서 진행되었다. 용융염은 분광분석과 전기화학적 분석을 동시에 수행할 수 있는 특수 제작된 전기로를 이용하여 준비했다. 전위 가변기는 Autolab사의 PGSTAT-302N을 사용했으며 작업전극 및 상대전극으로 W 전극을, 기준전극으로 Ag/AgCl 전극을 사용했다. 이외 상세한 실험 장비의 구조는 이전에 발표된 타 논문에 기술된 내용과 동일하다[4].

2.2 역불균등화 반응의 생성물 분석

무색 투명한 LiCl-KCl 공융염에 $ZrCl_4$를 용해하여 얻을 수 있는 Zr(IV)는 투명하고 색을 띠지 않으나, $ZrCl_4$-LiCl-KCl 시스템에 Zr 금속을 투입하면 눈으로 변화를 확인할 수 있을 정도의 빠른 속도로 공융염의 색상이 갈색으로 변하는데, Zr과 Zr(IV)의 역불균등화 반응(Comproportionation)을 통해 산화수 미상의 Zr 이온의 생성이 예상된다. 색상의 변화는 흡수분광 스펙트럼의 새로운 흡수 봉우리로도 확인 가능하다 (Fig. 1). Zr(I)는 불용성의 ZrCl을 형성하는 것으로 알려져 있어[1], 식 (1) 혹은 (2)에 의해 갈색을 띠는 Zr(II) 혹은 Zr(III)이 공융염 내에 형성된 것으로 예측된다.

$$Zr + Zr(IV) \rightarrow 2Zr(II) \quad (1)$$

$$Zr + 3Zr(IV) \rightarrow 4Zr(III) \quad (2)$$

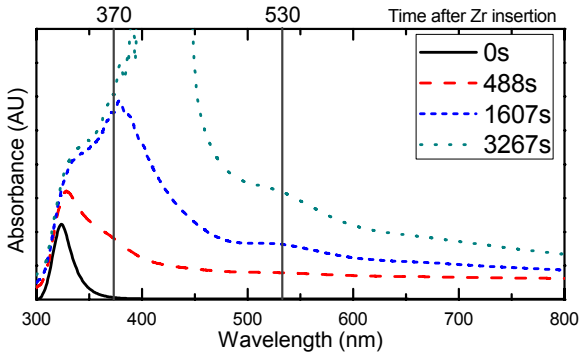


Fig. 1. Absorption spectra during comproportionation reaction between Zr and Zr(IV) in $ZrCl_4$-LiCl-KCl system.

갈색으로 변한 공융염을 급속 응고시킨 후 엑스선광전자분광법을 이용, Zr 3d 봉우리를 정량 분석하여 문헌과 비교해본 결과(Fig. 2, Table 1), 산화수 미상의 Zr 이온은 Zr(III)일 가능성이 높은 것으로 여겨진다[5].

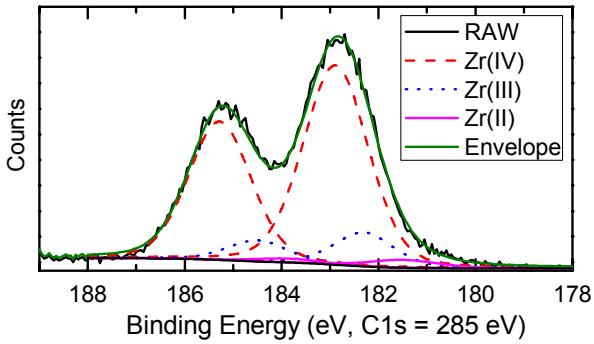


Fig. 2. XPS measurement with deconvolution result for Zr 3d peaks of brown colored solidified salt.

Table 1. Deconvolution result of XPS measurement of brown colored solidified salt

	Peak	Literature (eV) [5]	This study (eV)	3d peak area ratio (AU)
Zr(IV)	$3d_{5/2}$	182.8	182.89	1
	$3d_{3/2}$	185.2	185.28	
Zr(III)	$3d_{5/2}$	182.2	182.30	0.16
	$3d_{3/2}$	184.4	184.50	
Zr(II)	$3d_{5/2}$	180.2	181.50	0.04*
	$3d_{3/2}$	182.7	183.90	
C	1s	285.00		-

* Smaller than the margin of error.

2.3 사각파전압전류법의 적용

사각파전압전류법(Square Wave Voltammetry)은 펄스전압전류법(Pulse Voltammetry)의 일종으로, 미분전류(Differential Current)를 측정해 그 측정 민감도가 높으며 배경전류를 최소화할 수 있어 산화환원반응의 정량분석에 용이하다. $ZrCl_4$-LiCl-KCl 시스템에 이를 적용하여 Zr(IV)가 환원되어 갈색을 띠는 산화수 미상의 Zr 이온을 형성할 것으로 예상되는 반응에 대응되는 환원 봉우리 R_1에 대한 정량분석을 수행할 수 있었다 (Fig. 3).

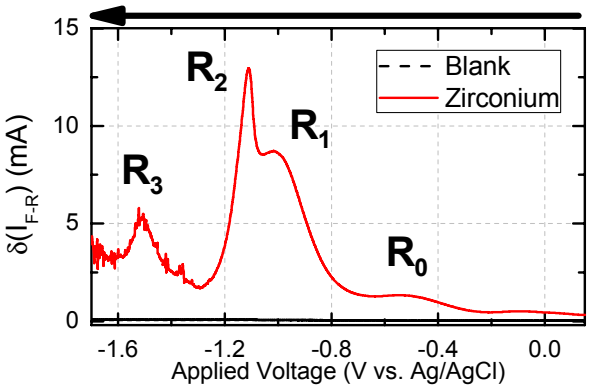


Fig. 3. SWV with cathodic voltage scan of $ZrCl_4$-LiCl-KCl system. Amplitude = 20mV, step interval = 1mV with frequency of 10Hz (= 10mV/s).

이온-이온 간 산화환원반응은 대체로 가역적이므로 식 (3)을 이용해 환원반응에 참여하는 전자의 개수를 구할 수 있다[6].

$$W_{1/2} = 3.52RT/nF \qquad (3)$$

분석 결과 R_1에 해당하는 환원반응에 단위 반응당 참여하는 전자의 개수 n은 0.9±0.2 로, Zr(IV) 한 개당 전자 한 개가 관여해 Zr(III)가 형성되는 반응이 일어날 가능성이 높다고 볼 수 있다.

3. 결론

500℃ LiCl-KCl 공융염 내 Zr과 그 이온들의 화학거동을 여러 분석법을 통해 조사하였다. LiCl-KCl 공융염 내 Zr과 Zr(IV)이 공존하게 되면 갈색을 띠는 산화수 미상의 Zr 이온이 형성되는 역불균등화 반응이 일어남을 확인하였다. 엑스선광전자분광 분석 결과에 의하면 이는 Zr(III)일 것으로 예상되며, 사각파전압전류법을 통해 Zr(IV)로부터 해당 Zr 이온이 형성되는 것으로 보이는 환원 봉우리를 분석해본 결과, Zr(IV) 하나당 전자가 한 개 관여된 Zr(III)가 형성되는 반응이 일어날 가능성이 높은 것으로 확인되었다. 차후 본 연구결과를 발전시켜 더욱 명확하게 Zr의 산화환원 메커니즘을 규명할 계획이다.

4. 감사의 글

이 연구는 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다(원자력연구개발사업, NRF-2016M2A8A5022655).

5. 참고문헌

[1] 신형기 외, "경수로 지르코늄 합금 피복관 전해정련 전산모델링", 한국원자력안전기술원, 2015.

[2] C.H. Lee, K.H. Kang, M.K. Jeon, C.M. Heo, and Y.L. Lee, J. Electrochem. Soc. 159(8) D463-D468 (2012).

[3] J. Park, S. Choi, S. Sohn, K.-R. Kim, and I. S. Hwang, J. Electrochem. Soc. 161(3) H97-H104 (2014).

[4] B.Y. Kim, H.L. Cha, and J.-I Yun, J. Lumin. 161, 239-246 (2015).

[5] A. Cisar, J.D. Corbett, and R.L. Daake, Inorg. Chem. 18(3), 836-843 (1979).

[6] V.V. Smolenskii, A.V. Novoselova, and A.L. Bove, Zhurnal. Prikl. Him. 80(10), 1661-1666 (2007).

액체금속 Bi 를 이용한 용융염내 란타니드 회수공정 연구

김범규, 한화정, 박병기*
순천향대학교, 충청남도 아산시 순천향로 22
*byunggi@sch.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료와 고준위 폐기물은 중저준위 폐기물 처분장으로 요구되기 때문에, 최종 처분에 있어서 중저준위화를 위한 연구개발이 필수적이다. 이를 위해 한국원자력연구원에서 개발되고 있는 파이로 프로세싱에서 발생하는 초우라늄 원소를 포함하는 용융염 폐기물로부터 추가적으로 초우라늄 원소를 회수하기 위한 공정개발 연구가 필요하다. 현재 한국원자력연구원은 파이로 공정에 집중적인 연구를 수행하고 있으며 서울대학교는 PyroRedSox 공정을 개발하였다[1-2]. PyroRedSox 공정은 액체금속 전극을 이용하여 란타니드및 악티니드를 회수하는 공정으로 용융염 폐기물에 잔류하는 악티늄의 회수를 위하여 전해 환원을 이용해 용융염-액체금속 추출 시스템을 사용하여 선택적으로 산화및 추출하는 연속 공정이다. 이 시스템의 성능 향상을 위하여 란타나이드 거동에 대한 이해가 필요하다.

본 연구는 비스무스 액체금속전극을 이용하여 용융염에 용해된 란타나이드를 환원해 보았으며 용융염내 전기화학 측정을 통하여 란타나이드 원소의 거동을 확인해 보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용한 7가지의 란타니드 $LaCl_3$, $CeCl_3$, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $SmCl_3$, $EuCl_3$, $GdCl_3$ 와 $BiCl_3$, Bi는 Sigma Aldrich 사에서 구매하였으며 LiCl-KCl은 alfa aesar에서 구매하였다. 전기화학 측정을 위한 전극은 Tungsten wire와 Silver wire를 alfa aesar에서 제품을 구매하여 이용하였고, 액체 비스무스 금속에 바로 접촉하여 전류를 인가해주는 전극은 텅스텐으로 하였으며, 용융염과 접촉하는 것을 막기 위하여 내경 1.2 mm, 길이 350 mm의 알루미나관을 이용하여 끝이 1 mm만 나오도록 하여 사용하였다.

시약이 담겨진 실험 셀은 Sigma Aldrich 제품의 외경 48 mm 알루미나 도가니이며, alfa aesar 제품의 외경 30 mm의 알루미나 도가니를 내부에 위치 시켜 고온 반응셀로 선택하여 실험에 적용하였다. 전기화학을 수행하기 위한 전극의 구성은 Fig. 1에 도시하였다.

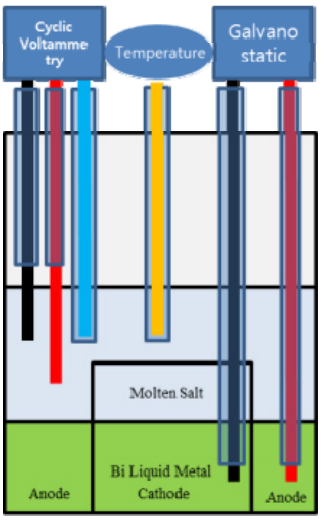


Fig. 1. Schematic of electrochemical experiment.

환원을 위한 액체금속전극의 구성은 큰 도가니에 Bi 50 g를 넣고, 작은 도가니에 Bi 25 g를 넣어 작은 도가니가 큰도가니 중앙에 위치하도록 하였다.

용융염은 약 70 g을 넣어 고온에 용융시킨 후 7 mol 의 란타니드 원소를 첨가하였다. 7 mol 의 양이온이 회수되기 위한 필요한 전하량은 6700 C 으로 -0.25 A를 7 시간 20 분 동안 인가하였다. 또한 액체금속전극에 용해된 란타니드 원소를 용융염으로 재회수하기 위해 $BiCl_3$를 6회 걸쳐서 30 분씩 3 시간 동안 첨가하였다.

Cyclic Voltammetry는 란타니드 이온의 거동을 예측하기 위하여 수행하였으며 LiCl-KCl 상부층에 구성된 전극을 이용하여 매 30 분마다 측정하였다.

2.2 실험결과

일정한 전위 범위에서 30 분 간격으로 4 시간 동안 CV를 측정한 결과를 Fig. 2에 도시하였다.

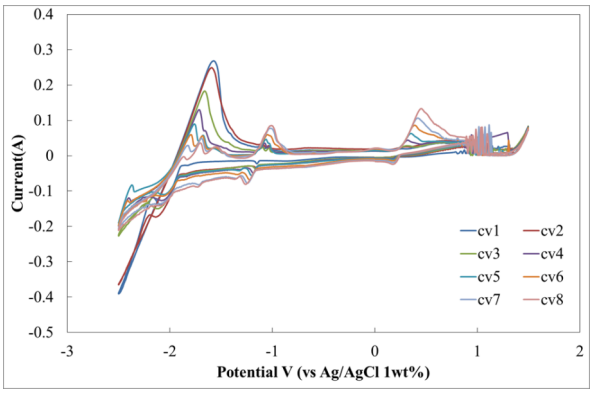


Fig. 2. Cyclic voltammograms of LiCl-KCl-$LnCl_3$(7wt%) at tungsten electrode at 773K.

시작부터 2.5 시간까지 측정된 CV 측정결과 -2V 부근에 존재하는 란타니드 원소는 전위인가에 따라 4 시간 이내에 anodic peak 전류가 점차 감소하는 것을 볼 수 있으며 전위 또한 더욱 음의 값으로 이동한다. 전류가 감소하는 것은 용융염내 있던 7wt%의 란타니드 원소들이 용매에 농도가 점차 감소하며, 이는 액체 Bi 전극에 선택 전류를 인가하여 액체 Bi 전극으로 이동하는 것으로 예측된다. 또한 다른 전위에서 이종금속합금과 Bi 반응에 대해 관찰되었다.

Fig. 3은 전체적인 전위 인가시 수행된 결과를 나타내었다.

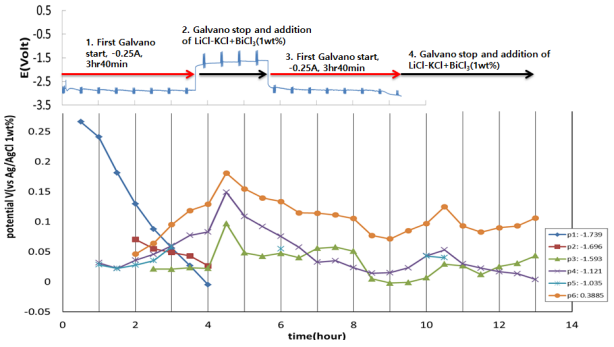


Fig. 3. Results of the galvanostatic gram which apply -0.25A and the anode current peak as flow of time.

3. 결론

실험은 LiCl-KCl/ Bi 계에서 전기화학적 환원법을 통해 비스무스 금속에 란타니드 원소를 환원시키고, 산화제인 $BiCl_3$를 첨가하여 란타니드를 용융염으로 재회수하는 방안으로 시간이 흐름에 따라 실시간 농도를 파악하기 위하여 전기화학 측정인 Cyclic Voltammtry 방법으로 연구를 진행하였다.

CV 결과 -2 V 부근에 존재하는 란타니드 원소는 전위인가에 따라 액체금속으로 이동하여 LiCl-KCl 내 란타니드가 감소하는 것을 알수있다. 허나 액체금속에 종속된 란타니드를 회수하기 위해 산화제 $BiCl_3$를 첨가하여 측정을 실시한 결과 용융염에 용해되어 있던 란타니드 원소들과 결합하여 이종금속합금을 형성하였으며 란타니드 원소가 감소하는 것을 확인 하였다. 이에 따라 용융염에 해리된 비스무스 이온은 액체상태의 비스무스 용매에 란타니드를 용해하기 위한 해리에너지보다 용융염에 존재하고 있는 란타니드의 결합에너지가 더 크므로 이와 같은 결과가 나타났음을 예측해본다.

추후 연구는 이종금속 합금의 형성을 억제하기 위하여 교반을 수행한다. 또한 ICP 분석을 수행하여 추후 평가에 도움이 되고자 한다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 자원을 통한 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다 (2016M2A8A5904264).

5. 참고문헌

[1] H. Lee, G. Park, K. Kang, J. Hur, J. Kim, D. Ahn, Y. Cho, and E. Kim, 2011, “Pyroprocessing Technology Development at KAERI”, Nuclear Science and Technology, 43(4), pp. 317-328.

[2] H.S. Jung, S. Choi, and I.S. Hwang. Song, M.-J., Environmental assessment of advanced partitioning, transmutation, and disposal based on long-term risk-informed regulation: PyroGreen. Progress in Nuclear Energy 58, 27-38. 2012.

고온 용융염 전기화학 실험용 마이크로 전극 개발

이나리, 박태홍*, 배상은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parktae@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 사용후핵연료의 부피감용 및 핵연료의 재활용을 위해 건식법인 파이로 공정 연구를 집중적으로 수행하고 있다. 파이로 공정은 고온 용융염에서 사용후핵연료의 악티나이드, 란타나이드를 환원, 산화, 전착 과정을 되풀이하면서 사용후핵연료 내 유용한 우라늄 및 TRU를 회수하는 공정이다. 고온 용융염 매질은 400℃ 이상의 작업 온도와 매우 넓은 전위창을 가진다. 하지만 이러한 장점은 고온 용융염 매질에서 전기화학 측정에 종종 장애 요인으로 작용한다. 일반적으로 전기화학 측정은 면적이 일정한 전극으로 수행하나 고온의 용융염 환경은 전극 면적이 일정한 상용 전극의 사용을 제한하고 있다. 특히 전극면적을 일정하게 유지하기 위하여 사용하는 디스크 전극의 절연체인 테플론과 같은 비전도성 유기물은 용융염의 400℃ 이상의 고온에 의해 손상되기 때문에 사용할 수 없다. 그러므로 대부분의 연구 그룹들은 전극면적을 일정하게 유지하는 절연체를 사용하는 대신, 가는 선 전극을 직접 고온 용융염 전해질에 담가 전기화학 실험을 수행하였다. 이때 전극면적은 일반적으로 가는 선의 담긴 깊이를 자로 측정하여 전극면적을 계산하는데 이 방법은 전해질이 전극 표면을 타고 올라가는 모세관 현상과 습윤으로 측정된 전극면적에 상당한 오차가 항상 수반될 수 있다. 그러므로 본 연구에서는 고온 용융염에서 재현성과 정확도가 높은 실험을 수행하기 위하여 작업전극의 전극면적을 일정하게 유지하는 디스크 전극과 확산 영향을 제거할 수 있는 마이크로 디스크 전극을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험

LiCl-KCl 고온 용융염 내 전기화학 실험은 아르곤 기체를 채운 글러브 박스에서 모든 실험을 수행하였다(H_2O < 1 ppm, O_2 < 1 ppm). 글러브 박스 하단부에는 온도를 500℃ 이상 유지할 수 있는 전기로를 부착하여 고온 용융염 실험 환경을 구성하였다.

LiCl-KCl 공융염, $EuCl_2$는 Sigma-Aldrich에서 구입하여 그대로 사용하였다. 전기화학 셀은 알루미나를 이용하여 제작하였고 작업전극으로는 텅스텐을, 기준전극으로는 1mol% AgCl이 녹아있는 LiCl-KCl 공융염에 은선을 넣어 사용하였다. 전기화학 측정은 Gamry 사의 Reference 3000과 Autolab 사의 PGSTAT 장비를 사용하였다.

Fig. 1은 고온 용융염 매질 용 마이크로 전극의 제작과정을 보여주고 있다. 텅스텐 선 끝에 석영관을 씌우고 수소불꽃으로 석영관을 녹여 텅스텐 선과 밀도 있게 접촉하게 하였다. 이후 석영관에 새로운 석영관을 연결하였으며 전극 끝을 물리적으로 연마하여 거울상 표면을 만들었다.

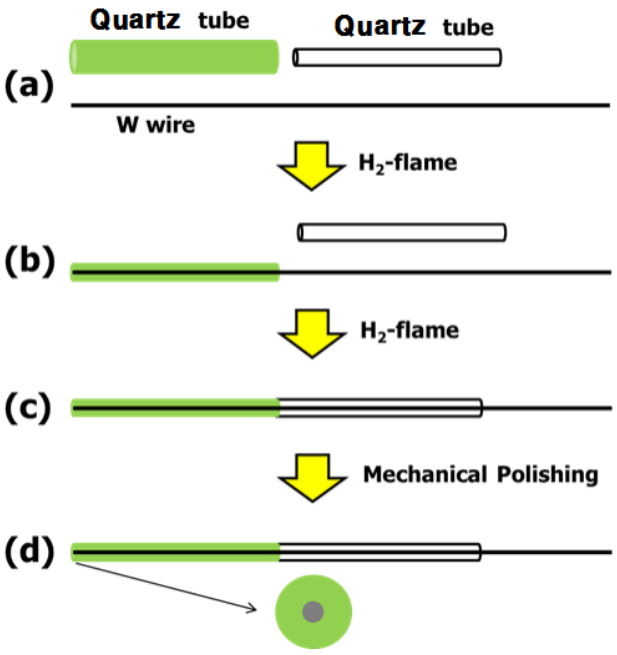


Fig. 1. Fabrication of the quartz sealed micro-electrode.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 2a는 Eu(II) 이온이 녹아있는 고온 용융염에 제작한 디스크 전극을 담가 측정한 순환전압전류(CV) 곡선이다. 이 Fig에서 사용한 텅스텐 전극은 0.1 mm 직경의 선을 이용하여 제작하였다. Fig. 2에 나타난 것처럼 Eu(II) 이온은 약 +0.2 V 영역에서 Eu(III) 이온으로의 산화 전류가 나타난다. 음의

방향 주사에서는 +0.6 V 근처에서 산화된 Eu(III) 이온의 환원 전류가 나타나기 시작한다. 또한 주사속도가 증가함에 따라 산화전류가 증가함을 보이고 있다. Fig. 2b는 주사속도와 피크 산화전류의 관계를 나타낸 Fig이다. 이 Fig에서 나타낸 것처럼 피크 전류는 주사속도의 제곱근에 선형적으로 비례함을 나타내는데 이는 제작한 전극이 반응전류가 Eu(II) 이온의 확산에 의해 지배됨을 나타낸다.

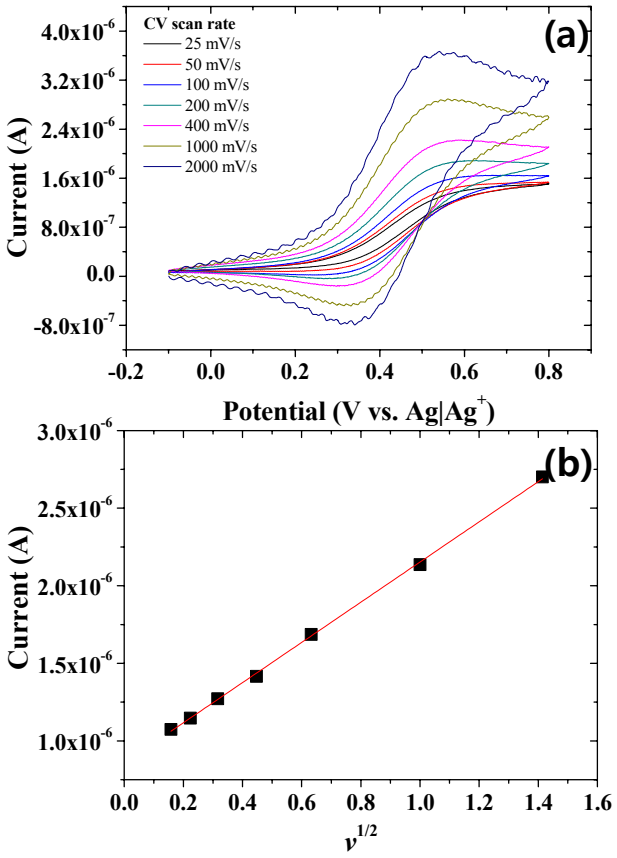


Fig. 2. Cyclic voltammograms and its scan rate dependence obtained with a quartz sealed W disk electrode (Φ = 0.1 mm) immersed in a LiCl-KCl melt containing $EuCl_2$ (0.38wt%).

또한 텅스텐 전극의 직경을 0.05 mm로 제작한 전극을 이용하여 순환전압전류 측정 실험을 수행하였다. Fig. 3에서 처럼 0.05 mm 직경의 텅스텐 선을 이용하여 제작한 디스크 전극에서 측정한 순환전압전류 곡선에서는 주사속도에 거의 영향을 받지 않고 일정한 전류 값을 나타낸다. 이는 전형적인 마이크로 전극의 특징으로 제작한 마이크로 전극이 고온 용융염 매질에서 잘 운용되고 있음을 뜻한다.

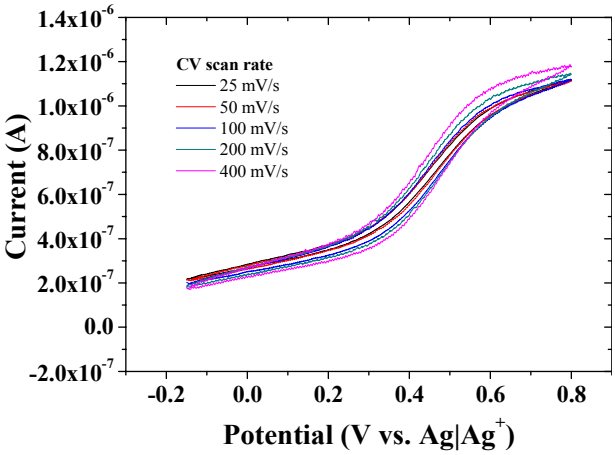


Fig. 3. Cyclic voltammograms obtained with a quartz sealed W micro-electrode (Φ = 0.05 mm) immersed in a LiCl-KCl melt containing $EuCl_2$ (0.23wt%).

3. 결론

본 연구에서는 고온 용융염 매질에서 전극면적을 일정하게 하고 또한 마이크로 전극을 제작하기 위하여 텅스텐 선과 석영관을 이용하여, 고온 용융염 매질에서 측정 가능한 디스크 전극을 개발하였다. 제작한 전극을 이용하여 Eu(II)이온이 녹아있는 LiCl-KCl 고온 용융염 매질에서 전기화학 측정 실험을 수행한 결과, 순환전압전류 곡선이 재현성 있게 성공적으로 측정되었으며 0.1 mm 직경의 텅스텐 디스크 전극은 매크로 전극의 성질을, 0.05 mm 직경의 텅스텐 디스크 전극은 마이크로 전극의 특성을 나타냈다. 따라서 0.05 mm 직경의 마이크로 전극으로 용질의 확산을 배제한 조건에서 재현성 있는 고온 용융염 전기화학 연구를 수행할 수 있으리라 기대한다.

4. 감사의 글

본 연구는 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행하였습니다 (사업명, No. 2012M2A8A5025923).

파이로프로세싱에서 발생하는 Technetium 폐기물을 담지하기 위한 텔루라이트 유리 고화체

표재영[1*], 이청원[1], 박환서[2], 양재환[2], 허종[1]
[1]포항공과대학교, 경상북도 포항시 남구 청암로 77
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*vywodud@postech.ac.kr

1. 서론

파이로프로세싱은 가압 경수로에서 사용된 핵연료의 우라늄과 초우라늄을 추출하여 고속로의 연료로 재활용 할 수 있도록 하는 공정이다. 파이로 공정 중 Technetium(Tc) 폐기물은 $Ca(TcO_4)_2$ 혹은 $Ca_5Tc_2O_{12}$의 형태로 발생된다[1]. Tc은 반감기(2.1×10^5 년)가 길고 물에 잘 녹고 쉽게 환경으로 확산 될 수 있어 안정적인 처분이 필요하다. 또한 Tc은 붕규산염 유리화 중 높은 공정온도(>1000℃)로 인해 휘발이 쉽게 발생하고 용해도(0.3wt.%)가 낮은 문제점을 가지고 있다[2].

본 연구는 저온 용융이 가능한 텔루라이트 유리를 담지체로 사용하여 Tc의 담지량이 많고 휘발이 적은 고화체 개발을 목표로 한다. 또한 라만 분광법과 X-선 흡수 분광법(XAS)을 이용하여 유리 내 Tc의 결합 구조를 규명하고자 한다. Tc은 화학적 성질이 유사한 비방사성 원소인 Rhenium(Re)으로 대체하여 실험을 진행하였다.

2. 본론

2.1 텔루라이트 유리 제조

Table 1은 본 연구에서 제조한 텔루라이트 유리의 기본조성이다. 혼합된 분말 20 g을 알루미나 도가니에 담아 800℃에서 40 분간 용융 후 몰드에 부어 냉간하여 기본유리를 제조하였다. 이후 분쇄한 기본유리 파우더에 $Ca(ReO_4)_2$를 각각 3, 6, 9, 12wt.%를 혼합하여 730℃에서 20 분간 용융 후 냉간하여 유리를 제조하였다.

2.2 유리 기본 특성 평가

모든 샘플을 X-선 회절 분석기(XRD)를 이용하여 특정한 결정상이 생성되지 않았음을 규명하였다. 유리 조성은 X-선 형광 분석(XRF)과 유도결합 플라즈마 발광 분석법(ICP-AES)으로 분석하였다(Table 1). 열기계분석기(TMA)를 이용하여 유리전이 온도(T_g)와 열팽창계수를 측정한 결과 T_g는 390℃이고 열팽창계수는 14.5×10^{-6}/K 이다.

Table 1. Nominal and analyzed glass composition. All elements were analyzed by XRF except for B analyzed by ICP-AES

Component	Nominal Composition		Analyzed (wt.%)
	(mol%)	(wt.%)	
TeO_2	64	79.06	79.21
Al_2O_3	11	8.68	8.71
B_2O_3	10	5.39	5.42
Na_2O	8	3.84	3.84
CaO	7	3.04	2.82
Total	100	100	100.0

2.3 유리 내 레늄 담지율 분석

Table 2는 XRF를 이용하여 유리 내 레늄의 양을 분석한 결과이다. 레늄은 초기 첨가량 대비 82% 이상의 담지율을 보였다.

Table 2. Re retention in glasses with various Ca(ReO4)2 additions analyzed by XRF

$Ca(ReO_4)_2$addition (wt.%)	Re addition (wt.%)	Retained Re (wt.%)	Retention (%)
3	2.07	1.70	82.36
6	4.13	3.74	90.41
9	6.20	5.47	88.17
12	8.27	7.00	84.68

2.4 유리 담지체의 화학적 내구성 평가

화학적 내구성을 평가하기 위해 ASTM C 1285-2 기준에 따라 Product Consistency Test(PCT)를 수행하였다. Fig. 1은 유리 파우더를 90℃에서 7일간 침출하여 침출액 내 존재하는 원소의 양을 ICP-AES로 분석한 결과이다. $Ca(ReO_4)_2$를 12wt.% 첨가한 유리의 Na 침출량을 제외하고는 모든 원소가 미국 Hanford 중/저준위 유리화 규제치인 2 g/m^{2}보다 낮아 화학적으로 안정된 유리로 평가되었다.

2.5 라만 분광 분석

라만 분석을 통해 텔루라이트 유리와 레늄의 구조를 분석하였다. 텔루라이트에 $Ca(ReO_4)_2$의 첨가량이 증가함에 따라 $Ca(ReO_4)_2$ 결정 피크와 일치하는 334, 900, 980 cm^{-1}의 피크의 세기가 증가하였다. 이는 유리 내에서 Re이 ReO_4^- 이온 형태를 유지하기 때문이다. 또한 Te-O-Te linkage로 인해 나타나는 460 cm^{-1} 피크는 $Ca(ReO_4)_2$의 첨가에 따라 변화하지 않는 것을 보았을 때 ReO_4^-은 Te와 직접적으로 결합하지 않아 Re-O-Te와 같은 linkage가 새로이 발생되지 않음을 알 수 있었다.

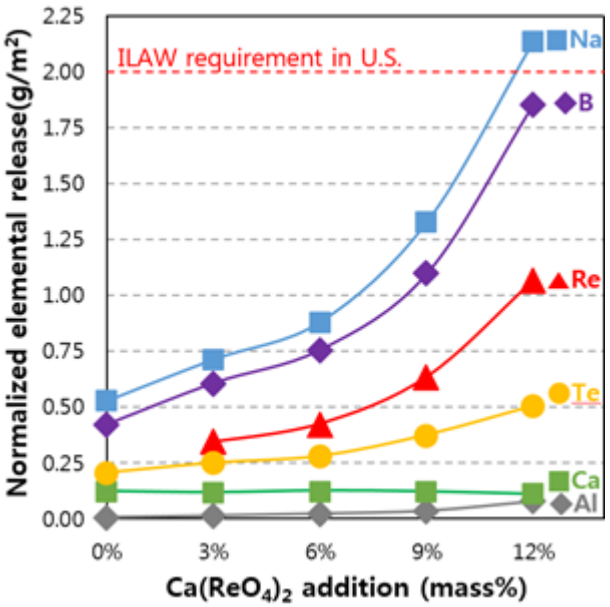


Fig. 1. Normalized releases for 7 day PCT from samples with various $Ca(ReO_4)_2$ additions.

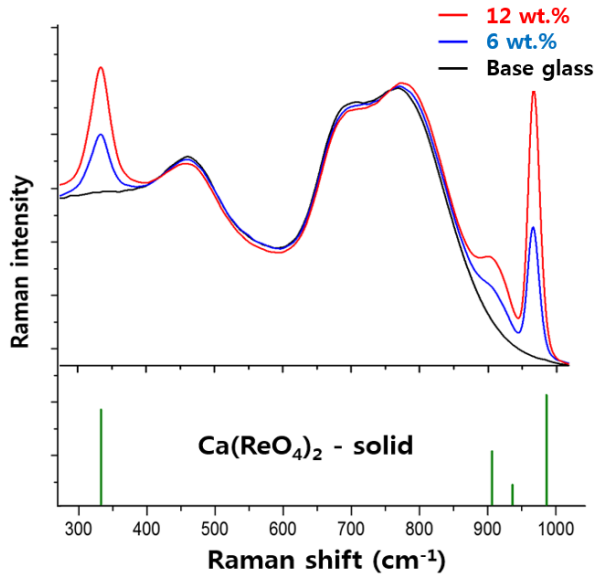


Fig. 2. Raman spectra of base glass, 6wt.%, 12wt.% samples and $Ca(ReO_4)_2$ crystal.

2.6 X-선 흡수 분광 분석

Re의 국부 구조를 X-선 흡수 분광을 사용해 분석하였다. Re L_1-edge X-ray absorption near edge structure (XANES) 분석 결과 유리 내 모든 Re은 Re^{7+}의 산화수로 존재했다. Re L_3-edge X-ray absorption fine structure (EXAFS) 분석을 통해 유리 내 레늄은 $Ca(ReO_4)_2$ 결정과 동일하게 산소 원자 4개와 1.73Å의 거리로 결합하여 ReO_4^- 음이온 형태로 존재함을 입증하였다(Table 3).

Table 3. The EXAFS structural parameters obtained from the references, 6wt.% and 12wt.% glasses

	Coordination number	Distance(Å)
$Ca(ReO_4)_2$	4.0	1.72
6wt.%	4.3	1.73
12wt.%	4.4	1.73

3. 결론

파이로 공정에서 발생하는 Tc을 처분하기 위한 고화체로 텔루라이트 유리를 개발하였다. 텔루라이트 유리는 $Ca(ReO_4)_2$가 결정이나 2차상이 형성되지 않았으며 $Ca(ReO_4)_2$는 텔루라이트 유리 내에 12wt.%이상 담지가 가능하고 첨가량 대비 82%이상의 담지율을 가졌다. 또한 9wt.%까지 첨가하였을 때 화학적 내구성은 기준치 이상으로 측정되었다. 레늄은 유리 내에서 ReO_4^- 음이온 형태로 존재한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업을 통해 수행 되었습니다 (NRF No. 2015M2A7A1000191).

5. 참고문헌

[1] S. Frank et al., Waste Stream Treatment and Waste Form Fabrication for Pyroprocessing of Used Nuclear Fuel, INL, INL/EXT-14-34014 (2015).

[2] John S. McCloy et al., Rhenium Solubility in Borosilicate Nuclear Waste Glass: Implications for the Processing and Immobilization of Technetium-99 at PNNL, Environ. Sci. Technol. 2012, 46.

SFR 금속연료심 재사용 용해도가니 개발 현황

김기환[1*], 송훈[1], 홍기원[2], 우윤명[1], 박정용[1], 이찬복[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*khkim2@kaeri.re.kr

1. 서론

그 동안 소듐냉각고속로(SFR) U-Zr 합금계 금속연료심은, 합금용탕 및 용해주조부품간 상호반응을 방지하기 위해, Y_2O_3 슬러리 도포(slurry coating) 흑연도가니에서 용해되고, ZrO_2 슬러리 도포 석영관 주형을 사용하여 주조되었다 [1]. 반응성 및 다공성을 가지는 슬러리 도포재는 각각 용탕 오염 및 연료 손실의 근원지가 될 수 있다. 핫셀에서의 노동집약적인 재도포의 방사성 폐기물 흐름 및 연료 손실을 감소시키기 위해, 금속연료 주조작업에 있어서 영구적인 비반응성 코팅을 실시한 재사용 도가니를 사용하는 것이 필요하다. 본 연구에서는 금속연료심 사출주조에서 합금용탕 및 용해부품간 상호반응을 방지하여 재사용 가능한 도가니 코팅기술을 개발하고자 하였다. 이를 위해, 금속연료 용탕 반응저항성 코팅재료를 선정하고, 도가니 기지재료 및 반응저항성 코팅재료간의 결합성 개선을 위한 접합코팅 재료 및 방법을 조사하고, 실제 금속연료심 제조에서 재사용 타당성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법 및 절차

고온에서 반응성을 연구한 참고문헌을 조사하여 [2], HfC, TaC, TiC 및 ZrC의 탄화물계 재료 4 종류와 Y_2O_3 및 ZrO_2 산화물계 재료 2종류를 플라즈마코팅 재료로 선정하였다. 흑연과 Nb은 내열성이 있고 열팽창계수가 코팅재료와 유사한 유망한 도가니재료이기 때문에, 플라즈마 코팅에 사용된 도가니 기지재료로서 선정하였다. U-Zr 합금계 용탕과의 반응시험은 직경 10 mm 봉을 사용하였고, 반복 가열과 냉각을 통한 열싸이클링 시험은 직경 10~20 mm 디스크를 사용하였다. 도가니 기지재료에 고온 치밀질 코팅층을 형성하기 위해, 플라즈마 스프레이(plasma-spray, PS) 및 화학적 기상반응(chemical vapor reaction, CVR) 코팅법으로 코팅하였다. 도가니 기지재료 및 반응저항 코팅층 간의 결합성을 개선하기 위한 접합코팅 (bond coating)을 수행하고, 그 위에 도가니 기지재료에 금속연료 용탕의 반응을 방지하기 위해 반응저항 코팅(protective coating)을 실시하였다. 세라믹 코팅층의 열응력 저항성을 통한 재사용 타당성을 조사하기 위해, 진공로에서 1450~ 1600°C까지 열싸이클링 시험을 수행하였다. 금속연료 용탕과 코팅층 간의 반응 저항성을 조사하기 위해, 진공유도용해로에서 온도 1600°C인 U-Zr 합금계 용탕에 진공 또는 Ar 분위기하에서 침적시킨 후 인출하였다. 열싸이클링 코팅층의 열응력 저항성 및 용탕 침적 반응 저항성을 확인하기 위해, SEM 및 EDS를 사용하여 분석하였다. 실제 연료심 제조에서 치밀질 코팅을 단층 또는 다층으로 실시한 흑연도가니를 사용하여 사출주조방법으로 금속연료심을 제조하여, 그 특성을 평가하였다.

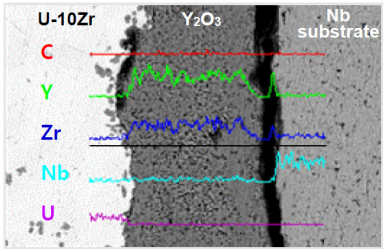


Fig. 1. Typical BSE images and EDS analyses of the plasma-spray coating layer after melt dipping test.

2.2 용탕반응 저항성 코팅재료

참고문헌 조사를 통해서 U-Zr 합금용탕과 반응저항성이 우수한 고온세라믹 코팅재 후보재료로서 TiC, Y_2O_3, ZrO_2, ZrC, TaC, HfC 등을 선정하였다 [2]. 흑연 및 Nb 도가니 기지재료에 치밀질 코팅층을 형성할 수 있는 플라즈마 스프레이(plasma-spray, PS) 코팅법으로 치밀질 코팅을 수행하여 열사이클시험(TCT, thermal cycling test) 및 용탕침적시험(MDT, melt dipping test)을 수행하여, 그 결과를 평가하여 금속연료 용탕반응 저항 유망코팅재료로서 Y_2O_3, TiC 및 TaC를 선정하였다 (Fig. 1). 그

러나 Y_2O_3, TiC 및 TaC 코팅재료는, 반응저항성 코팅층과 도가니 기지재료 간의 접합성 부족과 열팽창 불일치에 기인하여, 대체로 용탕반응 후에 기지재료와 코팅층 간의 분리 또는 균열이 발생하였다.

Table 1. Typical melt dipping test results of the plasma-spray coating specimens including bond coating layer

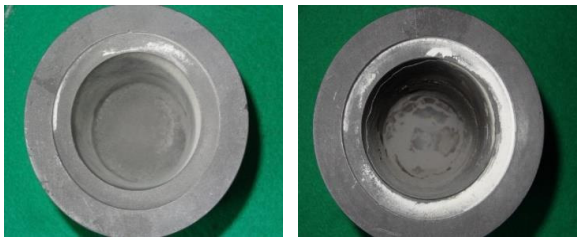
No.	Coating sequence (Thickness, μm)	Fuel melt (Dipping No.)	Reaction or separation of coating layer
1	Nb/Y_2O_3 (150)	U-Zr (3)	Sound state
		U-Zr-RE (1)	Partial reaction
		U-Zr-RE (2)	Partial reaction
2	Nb/TaC(50)/ Y_2O_3(100)	U-Zr (3)	Sound state
		U-Zr-RE (1)	Sound state
		U-Zr-RE (2)	Partial reaction
3	Nb/Y_2O_3 (50)/ TaC(100)	U-Zr (3)	Sound, but crack between substrate and Y_2O_3bond
		U-Zr-RE (1)	Sound, but separation between Y_2O_3 and TaC bond
		U-Zr-RE (2)	Crack penetration
4	Nb/Y_2O_3 (50)/ TiC(100)	U-Zr (3)	Sound, but crack between substrate and Y_2O_3bond
		U-Zr-RE (1)	Sound, but crack between Y_2O_3 and TaC bond
		U-Zr-RE (2)	Crack penetration
5	Nb/Y_2O_3 (100)/ TaC(100)/ Y_2O_3(100)	U-Zr (3)	Sound, but separation between Y_2O_3 and TaC bond
		U-Zr-RE (1)	Sound, but separation between Y_2O_3 and TaC bond
		U-Zr-RE (2)	Separation between substrate and Y_2O_3bond
6	Nb/Y_2O_3 (100)/ TiC(100)/ Y_2O_3(100)	U-Zr (3)	Sound state
		U-Zr-RE (1)	Sound, but separation between TiC and Y_2O_3 bond
		U-Zr-RE (2)	Crack penetration

2.3 접합코팅 재료 및 방법

도가니 기지재료 및 반응저항 코팅층 간의 결합성 및 열팽창계수 차이를 극복하기 위해 접합코팅(bond coating)을 수행하여 용탕침적 반응시험을 수행한 결과, Table 1과 같은 결과를 얻었다. 모든 단층 또는 다층 플라즈마 코팅시편은 U-10wt.%Zr 용탕 침적시험후에 건전한 상태를 유지할 수 있었다. 단층 Y_2O_3(150 μm) 및 다층 TaC(50 μm) -Y_2O_3(100 μm) 코팅 시편은, U-10wt.%Zr-5wt.%RE 용탕 침적시험 후에, 반응저항성 코팅층에 용탕 반응 또는 침투가 거의 없는 건전한 상태를 나타내 보여주었다. 그러나 다른 플라즈마 코팅시편은 U-10wt.%Zr-RE 용탕 반응시험 후에, 코팅층의 균열 및 코팅계면의 분리에 의한 금속연료 용탕의 침투가 발생하였다.

2.4 실제 코팅 흑연도가니의 사출주조 반응시험

흑연도가니에 단층 Y_2O_3(150 μm) 및 이중층 TaC(50 μm)-Y_2O_3(100 μm) 플라즈마 코팅을 수행하여, U-10wt.%Zr and U-10wt.%Zr-5wt.%RE 연료심 사출주조시험을 수행한 결과, Fig. 2와 같이 흑연도가니와 금속연료 용탕과의 반응은 거의 없었으며, 재사용도 가능하였다.



(a) (b)

Fig. 2. Used graphite crucibles coated with (a) Y_2O_3 and (b) TaC-Y_2O_3 after injection casting of U-10 wt.%Zr-5wt.%RE fuel slug.

3. 결론

Y_2O_3 슬러리 도포방법에 의해 코팅되어 사용되는 SFR 금속연료심 사출주조 도가니는 금속연료와의 용탕 반응성으로 인해 재사용이 거의 불가능하며, 용탕 오염 및 연료 손실의 근원지가 되고 있다. 이에 따라, 재사용 가능한 용해도가니 기술을 개발하고자 용탕반응 저항성 유망 코팅재료를 선정하고, 도가니 기지재료 및 반응저항성 코팅재료간의 접합코팅 재료 및 방법을 평가하여, 실제 금속연료심 제조에서 용해도가니 재사용 타당성을 검증하였다.

4. 참고문헌

[1] H.F. Jelinek and G.M. Iverson, "Equipment for Remote Injection Casting of EBR-II Fuel," Nuclear Science and Engineering, 12(3), 405-411, 1962.

[2] S. M. McDeavitt, G. W. Billings, J. E. Indacochea, and J. E. Indacochea, Proc. from Joining of Advanced and Specialty Material ASM International Materials 2001, Indianapolis, USA (2001).

국가 사용후핵연료 이력 관리 및 시나리오 분석 시스템 개발
Development of Assembly-based Tracking System for ROK Spent Fuel Management

한재준*, 정연홍, 장선영, 황용수
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*jjhan@kinac.re.kr

1. 서론

지난 '16.7월 확정된 고준위방사성폐기물 관리 기본계획[1]에 따르면, 처분장 부지면적과 관련하여 심층처분방식(약 500 m 깊이)을 우선 고려하되, 면적과 그 영향을 최소화하기 위해 심부시추공처분(약 3-5 km 깊이) 등의 연구도 병행하는 것을 기본방향으로 정하였다. 아울러 기본계획에 언급된 핵비확산 수용성 입증 연구가 진행 중인 건식재처리도 재활용 또는 독성·부피저감을 통한 처분면적 감축효과를 기대하고 있다.

부지면적을 산정함에 있어서는 사용후핵연료 관리 정책에 재처리(재활용)기술의 반영 유무와 적용되는 기술력에 따라 다양한 견해가 존재할 수 있으나, 결과적으로 이것이 방출되는 사용후핵연료 양과 발생열에 비례하게 산정된다는 사실에는 이견이 없다. 그러므로 관리 정책을 수립함에 있어 유의미한 데이터는 사용후핵연료의 이력을 포함한 양적 흐름과 정책 수립 시점에서의 적용가능한 기술을 통해 계산되는 발생열 수치이다. 이러한 관리 자료는 향후 관련 시설의 인허가시에도 안전성을 입증하는 과정에서 기반 자료가 된다.

아울러, 사용후핵연료 관리 사업은 국가의 장기 과업으로 타 국가들의 사례에서 보듯이 다양한 변수가 존재하므로 일정에 맞춰 차질없이 계획을 추진하기 위해서는 체계적인 시나리오 분석이 요구된다. 이를 통해, 시간에 따라 처분이 요구되는 사용후핵연료의 양에 대해, 국내 재처리가 수용할 수 있는 양을 산정하고, 불가피한 경우 해외의 공동처분장운영 또는 위탁재처리 여부를 타진해야 한다.

이러한 핵연료주기 관리 정책은 관련 분야 선진국인 미국의 경우 국내 보관된 사용후핵연료와 발생이 예상되는 핵연료에 대해 지역별 통계와 그에 따른 관리 전략을 수립하여 해당 내용을 보고서로 발간하고 있다[2].

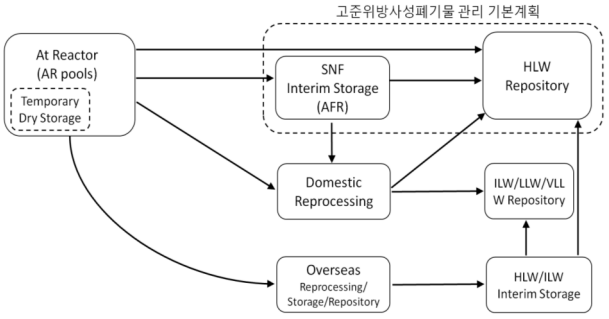


Fig. 1. A flow chart of the ROK nuclear spent fuel.

본 논문에서 다루는 국가 사용후핵연료 관리 시스템은 두 가지 목적을 갖고 개발되었다. 하나는 국내 원전에서 사용되는 핵연료의 운반 이력과 특성정보를 통합하여 관리하는 것과, 다른 하나는 관리 시나리오 분석을 통해 국가 사용후핵연료 기본계획을 실행하는 과정에서 세목들의 기술적 근거자료를 제시하는 것이다.

2. 본론

2.1 시스템의 구성

서론에서 설명한 두 가지 목적에 따라 본 시스템은 두 가지 플랫폼으로 구성되어 있다. 국내 사용후핵연료의 방출 시점부터 운반이력과 각 연료집합체에 대한 특성정보를 관리하기 위한 플랫폼, 그리고 특정시점에 국가가 보유하고 있는 사용후핵연료를 기반으로 중간저장시설 및 처분장의 건립시점, 재처리(재활용)시설의 건립시점 및 용량 등을 변수로 입력하여 미래 시나리오 분석을 할 수 있는 플랫폼이다.

데이터베이스의 관리·운영은 Microsoft SQL Server Express 2014, 조건문에 따른 변수 입출력 등의 구현은 몬테카를로 시뮬레이션 상용 소프트웨어인 GoldSim[3]을 사용하였으며, 데이터베이스 테이블 생성 및 업데이트 과정에서 효율성 향상을 위해 Python언어를 활용하였다.

Table 1. A partial master inventory table for tracking assembies

Index	Date_Reactor	Reactor	Assembly_Type	Assembly_Count	Date_ToPool1	Pool1	Date_ToPool2	Pool2	Date_ToDomestic	Date_ToIntl	Date_ToRepository
1	[INTEGER]	[INTEGER]	[INTEGER]	[INTEGER]	[DATETIME]	[INTEGER]	[DATETIME]	[INTEGER]	[DATETIME]	[DATETIME]	[DATETIME]
2											
3											
.											
.											
.											
M											

2.1.1 이력 및 특성정보 관리 플랫폼

본 시스템에서는 핵연료 집합체의 원자로 장전 시점부터, 소내 운반(수조 간 및 임시건식저장시설), 향후 소외운반에서 처분까지 이력관리가 이뤄진다. 재처리(재활용)의 경우에는 집합체가 분해되므로, 방사선 준위별로 부피 환산하여 드럼단위로 이력이 관리된다. 사용후핵연료의 이력관리 항목 일부를 Table 1에 제시하였다.

핵연료 집합체 특성은 연료종류에 따른 총질량, 형상 등 기본정보에서부터 노심해석 코드로 계산된 방출연소도와 인수 우라늄 농축도에서 얻어지는 인출우라늄 농축도 및 플루토늄 총량 등이 관리된다. 이후 운반이 이뤄지면 냉각시간에 따라 핵종 함량이 변하므로 이에 대한 특성 변화값들도 관리할 수 있도록 플랫폼을 구축하였다.

2.1.2 시나리오 분석 플랫폼

Fig. 1에는 사용후핵연료 관리 시나리오 분석을 위한 다양한 운반 경로가 제시되어 있다. 시스템에서 중간저장시설과 처분장의 운영시점, 국내재처리(재활용)시설의 운영시점을 조정하면 조건문(포화율, 냉각시간 등)과 운반 우선순위(국내 재처리>처분장>중간저장>소내수조>해외위탁)에 따라 시나리오 분석이 수행된다.

국내 사용후핵연료 관리를 위해 플랫폼은 제 7차 전력수급계획의 원전 운영/건설 정보를 기반으로 개발되었으며, 시나리오 분석을 수행하는 년도별로 발전소 호기에 보관되고 있는 집합체 정보가 출력된다.

2.2 시스템의 적용 분야

본 시스템의 특징은 각 핵연료 집합체의 원전 장전에서부터 처분까지 이력과 특성을 보관하는 인프라를 갖추고 있다는 점이다. 이는 단순히 정보를 통합하여 보관하는 의미에서 나아가 국가 내 시설 위치별, 시기별 사용후핵연료 수량(물량)분석과 더불어 특성인자들을 활용하여 핵확산저항성과 핵안보성 관련 인자인 핵물질 매력도[4] 등의 평가로 확장이 용이하다.

3. 결론

본 연구를 통해 국내 사용후핵연료 통합 관리와 시나리오 분석 기반을 구축하였다. 핵연료 집합체별 이력 및 특성정보 관리 플랫폼을 제시하고 이와 연계된 시나리오 분석 도구를 개발하였다. 이를 통해 정부 관리 계획 검증 및 향후 상황에 대응을 위한 예측 결과를 제시할 수 있다. 연도별, 시설별 수량(물량)평가를 통해 부지선정 과정에서 정책 제언 도구로 활용이 가능하며, 더 나아가 각 집합체 운반 이력과 핵물질 특성인자를 이용하여 핵비확산, 핵안보, 안전성 등의 정보를 분석 및 평가하는 종합 시스템으로 확장하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력통제기술원 고유(일반)사업의 일환으로 수행된 연구결과입니다 (No. B5-8162, B6-8140).

5. 참고문헌

[1] 국무조정실 보도자료, “제 6차 원자력진흥위원회, 「고준위 방사성폐기물 관리 기본계획」 확정”, 2016년 7월 25일.

[2] Oak Ridge National Laboratory, "Categorization of Used Nuclear Fuel Inventory in Support of a Comprehensive National Nuclear Fuel Cycle Strategy”, ORNL/TM-2012/308 (2012).

[3] Rick Kossik and Ian Miller. "GoldSim User’s Manual." GoldSim Technology Group, Issaquah, WA USA (2009).

[4] Charles G. Bathke et al. "The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios." Nuclear Technology 179(1): 5-30(2012).

사용후핵연료 기계적 건전성 평가를 위한 전산모사 모델개발 및 검증

권오철*, 박남규, 김소영, 이성기, 유종성
한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*ockwon@knfc.co.kr

1. 서론

사용후핵연료는 안전한 건식저장을 위해 필수공정인 운반/취급에 관한 건전성 평가가 선행되어야 한다. 그러나 많은 종류의 사용후핵연료를 대상으로 시험적 평가를 수행하는 것은 국내 시험시설 등 연구 인프라를 고려할 때 상당히 어려운 상황이므로, 해석적 평가를 수행하는 것이 보다 효율적인 대안이 된다. 해석적 평가를 위한 모델을 구축하기 위해 우선 구조적으로 가장 취약한 대표 사용후핵연료를 선정하고 선정된 사용후핵연료를 기반으로 정밀한 건전성 평가를 수행하는 것이 최적의 수행체계이며, 선행 연구사례에서도 이와 유사한 방법으로 평가를 수행하였다[1,2].

대표 사용후핵연료 선정을 위한 평가는 상용코드를 이용하여 사용후핵연료 부품 및 집합체 구조적 특성을 나타내는 전산모사 모델을 개발하여 시험에 준하는 해석을 수행하여야 한다. 그리고 전산모사 모델 개발을 위해서는 사용후핵연료 치수 및 재료 물성치의 불확실성과 구조적 비선형성 때문에 반드시 시험결과를 바탕으로 모델의 유효성을 검증하여야 한다.

따라서 본 논문에서는 대표 사용후핵연료 선정을 위해 한국표준형원전용 특정 사용후핵연료를 대상으로 구조 건전성 평가를 위한 전산모사모델을 개발하여 횡방향 진동시험(Lateral Vibration Test), 횡방향 충격시험(Lateral Impact Test), 수직낙하시험(Axial Drop Test)을 기반으로 모델의 유효성을 검증하였다.

2. 본론

2.1 전산모사모델 개발

본 논문에서 대상으로한 한국표준형 사용후핵연료는 상/하단고정체, 상/하부지지격자, 9개의 중간지지격자, 4개의 안내관, 1개의 계측관, 그리고 236개의 연료봉으로 구성되어 있다. 모든 부품의 동적 거동을 모사 할 수 있는 전산모사 모델을 Fig. 1과 같은 형상을 갖도록 개발하였다. 하단고정체 하부에서 상단고정체 상부까지 동일한 단면속성을 갖는 오일러 보(BEAM) 요소로 모델링하였고, 집중질량 요소를 이용하여 최 상단 및 최 하단 절점에 상/하단고정체의 질량을 추가하였으며, 지지격자 높이에는 지지격자, 피복관, 펠렛, 안내관, 그리고 계측관의 질량을 스팬(Span) 길이에 따라 계산하여 추가하였다.

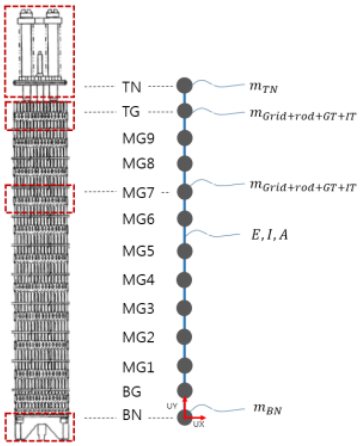


Fig. 1. FEM Model of Spent Nuclear Fuel.

2.2 전산모사모델 유효성 검증

사용후핵연료 전산모사 모델을 횡방향 진동시험(Lateral Vibration Test), 횡방향 충격시험(Lateral Impact Test), 수직낙하시험(Axial Drop Test) 결과를 기반으로 비교하여 유효성을 검증하였다.

횡방향 진동시험 결과를 이용한 고유진동수 유효성 평가를 위하여 상/하단고정체 절점에 대한 모든 자유도를 구속하고 모드해석을 수행하였다. Fig. 2에서 보는바와 같이 1차 고유진동수는 정확히 일치하고 고차모드 또한 유사함을 확인할 수 있었고, Fig. 3은 모드형상을 보여준다. 따라서 동역학적 관점에서 전산모사 모델은 유효함을 알 수 있다.

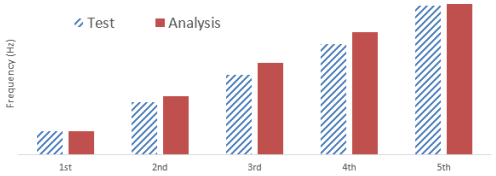


Fig. 2. Modal Analysis & Test Results Comparison.

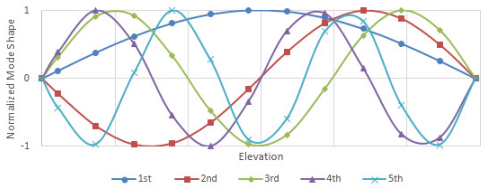
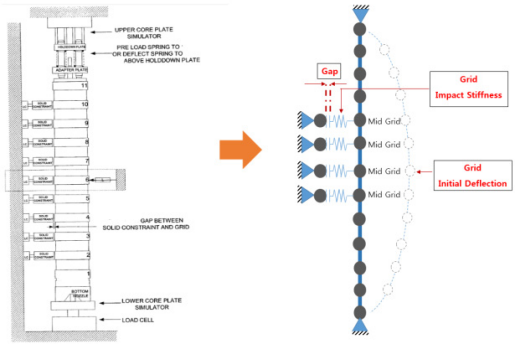


Fig. 3. Mode Shape of Analysis Model.

횡방향 충격시험 결과를 이용한 유효성 평가를 위하여 Fig. 4와 같이 지지격자 높이에 모든 자유도가 구속된 절점을 추가하였고 절점과 각 중간지지격자 절점을 스프링과 간격(Gap) 요소로 연결하였다. 사용후핵연료 중간부분의 지지격자에 시험조건과 동일한 초기 변형을 주며 횡방향 충격해석을 수행하였다. Fig. 5에서 보는 바와 같이 중간지지격자 충격력은 유사한 경향을 보여 지지격자 충격관점에서 전산모사 모델이 유효함을 알 수 있었다.



(a) Test Setup (b) Model

Fig. 4. Lateral Impact Analysis Model of Spent Fuel.

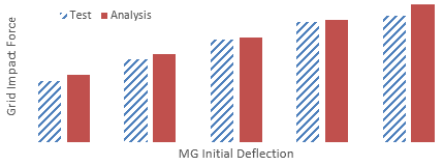
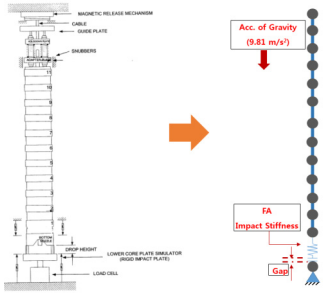


Fig. 5. Lateral Impact Analysis & Test Results Comparison.

수직낙하시험 결과를 이용한 유효성 평가를 위하여 Fig. 6와 같이 사용후핵연료 하단에 모든 자유도가 구속된 절점을 추가하고 자유낙하가 가능하도록 상/하단고정체의 경계조건을 자유단으로 설정하였다. 사용후핵연료 시험조건과 동일한 초기 높이를 주며 수직낙하해석을 수행하였다. Fig. 7에서 보는 바와 같이 중간지지격자 충격력은 유사한 경향을 보였고 자유낙하 하단고정체 충격관점에서 전산모사 모델은 유효함을 알 수 있었다.



(a) Test Setup (b) Model

Fig. 6. Axial Drop Analysis Model of Spent Fuel.

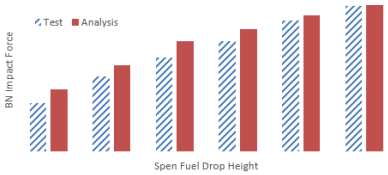


Fig. 7. Axial Drop Analysis & Test Results Comparison.

3. 결론

대표 사용후핵연료 선정을 위한 전산모사 모델을 개발하였고 집합체 단위 시험결과와의 비교를 통해 개발된 전산모사모델의 유효성을 검증하였다. 본 모델은 사용후핵연료 수직 및 수평방향 사고조건 평가에 적합함을 확인하였다. 향후 동일 방법론으로 WH형 사용후핵연료를 추가 개발하여 전산모사해석을 통하여 대표 사용후핵연료 선정에 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141710201660).

5. 참고문헌

[1] EPRI, “Fuel-Assembly Behavior under Dynamic Impact Loads Due to Dry-Storage Cask Mishandling”, 1991.

[2] Sandia National Laboratories, “A Method for Determining the Spent-Fuel Contribution to Transport Cask Containment Requirements”, 1992.

[3] 김중진, 엄경보, 박남규, 이성기, 유종성, “운반·취급 기계적 건전성 평가 모델 개발용 사용후핵연료 선정을 위한 구조 특성 분석”, 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 14(1), 53-54, 5.25-27, 2016.

사용후핵연료 수송 및 저장 겸용 금속 캐스크 OASIS-32D 개발

고광적*, 김성환, 김민규, 조연호, 김현민, 안준기
한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kkj@kepco-enc.com

1. 서론

국내에서 운전 중인 원자력발전소의 소내 사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel, SNF)는 원전 외부에 SNF 관리시설 확보 이전까지 원전부지 내에 건식저장시설을 확충하여 관리해 나갈 계획[1]이며, 이에 따라 SNF의 수송 및 저장시스템 개발 및 준비가 필수적이면서도 시급한 상황이다. 본 논문에서는 KEPCO E&C에서 SNF 수송 및 저장 관련 국내외 법규 및 규정을 적용하여 개발한 PWR SNF 32다발을 수송 및 저장할 수 있는 겸용 금속 캐스크인 OASIS-32D (**O**ptimized **A**nd **S**afe **I**nterim **S**torage System) 모델에 대한 기본 설계 특성을 제시한다.

2. 본론

2.1 설계 고려사항

SNF 수송 및 저장 겸용 금속 캐스크 설계 시, 고려해야 하는 SNF 주요 인자는 설계기준 연료 종류, 초기 농축도, 방출 연소도 및 노심 연소 후 최소 냉각기간 등이며, OASIS-32D 개발에 적용한 각 항목별 설계기준은 Table 1과 같다.

Table 1. SNF Design Parameters

항목	설계 기준
기준 연료	ACE7 및 PLUS7 PWR SNF (32 다발 장전)
초기 농축도	최대 5.0 w/o (U-235 농축도)
방출 연소도	45,000 MWD/MTU
연소 후 냉각기간	10년

OASIS-32D는 캐스크 수송 및 저장 용량을 최대화하기 위해 USNRC가 제시한 연소도 고려(Burnup Credit) 임계해석 방법론[2]을 적용한다. 또한 국내 대다수 원전에서 취급이 가능하도록 국내 원전 크레인 용량을 고려해 모델을 개발했다. 캐스크 기본 모델 개발 시 임계 및 차폐, 열, 구조해석 등 수송, 저장 조건에서 요구되는 성능 및 안전 요건에 대한 해석, 평가 시 캐스크 하중 제한치를 만족할 수 있도록 최적화하여 기본 모델을 개발하였다.

2.2 수송 및 저장 겸용 금속 캐스크 구성

OASIS-32D는 캐스크 본체와 캐니스터로 구성되며, 캐니스터는 SNF를 저장하는 바스켓, 바스켓 지지 및 내부 붕괴열을 방출하기 위한 보강 지지대(Reinforcement Support) 등으로 구성된다. 캐니스터 외부를 감싸고 있는 캐스크는 감마선 차폐 역할을 하는 탄소강과 중성자차폐체 재질로 구성되어 있다. 이와 함께, 운반사고를 고려하여 용기 상·하단에는 충격 완충체가 위치하도록 설계하였다.

2.3 캐니스터 기본설계

2.3.1 캐니스터

캐니스터는 최대 32다발의 PWR SNF를 수납, 저장 및 제거가 가능한 원통형 벽체로서 캐니스터 상단 뚜껑과 바닥판은 원통형 쉘(Shell)에 용접 접합되어 완전 밀봉, 격납된다.

2.3.2 바스켓 및 보강 지지대

바스켓 조립체(Fig. 1 참조)는 임계 및 냉각 관점을 고려하여 연료간 간격을 유지하며 중성자흡수재가 부착되는 형태이며, 캐니스터 내의 바스켓 조립체를 지지하는 보강 지지대는 바스켓 조립체 면에 일정한 간격으로 외벽에 용접, 부착되는 구조이다.

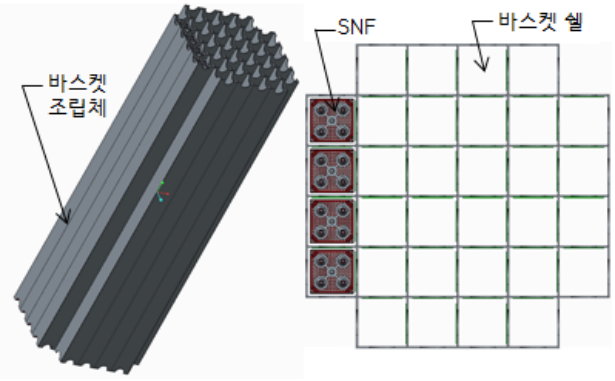


Fig. 1. Configuration of basket.

발생되는 SNF 붕괴열의 효과적인 방출을 위해 보강 지지대와 바스켓 조립체간의 부착 면적을 넓게 하여 방열면적을 확대하였고, 캐니스터 내부 냉각 효과를 높이기 위해 기체 유동 흐름을 고려한 유동 구멍이 구비되어 있다. 바스켓은 순차적으로 용접, 조립하는 방식으로 사각형 튜브형태의 스테인리스 강으로 제작되며 바스켓 저장 셀 벽면에 중성자흡수재가 부착된다.

2.4 캐스크 본체 기본설계

2.4.1 캐스크 본체

캐스크는 감마선 차폐에 효과적인 탄소강 재질의 두꺼운 벽을 가진 격납용기로, 방사선 차폐해석을 통해 허용 방사선량률을 만족시킬 수 있는 충분한 두께의 구조재와 중성자차폐체로 구성된다. 캐스크 외부에는 중성자차폐체 내부에 탄소강 재질의 열전달 핀을 설치하여 내부 열방출이 용이하도록 설계하였다. 캐스크 상하단, 외벽 및 캐스크 본체 내부에 장전되는 캐니스터가 격납경계를 갖는 구조의 형태로서 1차 차폐체인 캐니스터, 2차 차폐체인 캐스크 및 중성자차폐체를 고려한 해석 평가 결과를 반영하여 캐스크 두께를 최적화 하였다.

2.4.2 중성자차폐체

원주방향 및 축방향 중성자 차폐 최적화를 위해 차폐체 두께, 조성 물질 조합, 형상 및 칫수 등의 인자에 대한 최적 조합을 결정하였다. 원주방향의 중성자 차폐를 위해 캐스크 외벽에, 축방향 차폐를 위해 캐스크 상·하단 안쪽에 중성자차폐체를 위치시켰다.

2.4.3 열전달 핀

SNF에서 발생된 열은 바스켓 조립체, 보강 지지대를 통해 캐스크로 전달되며, 캐스크 본체 외부 표면에서 중성자차폐체 내부에 매설된 열전달 핀을 통해 대기로 발산되도록 설계되었다. 열전달 핀의 형상은 열전달 효과 및 제작성을 고려하여 설계하였다. 캐스크 외벽에 용접된 열전달 핀은 여러 원통으로 구성된 중성자차폐체로 둘러싼 외부 덮개 내부에 용접하여 고정하였다.

2.4.4 충격 완충체

충격 완충체는 캐스크 상·하부에 설치되어 운반 중 운반사고 조건인 낙하조건에서 충격에너지를 흡수함으로써 캐스크의 구조적 건전성을 유지하는 역할을 한다.

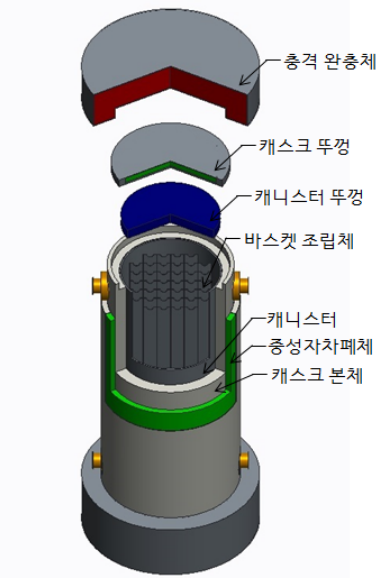


Fig. 2. Configuration of Cask.

2.5 캐스크 모델 최적화

OASIS-32D 캐스크 모델(Fig. 2 참조) 개발은 중량 최적화, 장전 용량 최대화, 구조적 건전성 증대, 냉각 성능 극대화 등 안전성과 성능 향상을 위한 최적화를 위해 구조, 임계, 냉각, 차폐해석을 상호 연계, 반복하여 상세해석을 수행하고 있다. 또한, 캐니스터 보강 지지대, 열전달 핀 등은 제작, 조립성 등에 대한 상세 검토를 추가로 수행할 예정이다.

3. 결론

KEPCO E&C의 PWR SNF 수송 및 저장 겸용 금속 캐스크인 OASIS-32D는 국내 원전 크레인 하중 범위에서 PWR SNF 32다발을 취급할 수 있도록 개발하였다. 이와 같은 대용량 캐스크는 SNF 수송, 저장 시 방사선피폭, 잠재사고 위험성 등을 감소시킬 수 있으며, 또한 건식저장 시설 (혹은 부지) 이용 효율을 높일 수 있으며, 이로부터 SNF 건식저장의 경제성을 획기적으로 제고할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 산업통상자원부 보도자료, “정부, ‘사용후핵연료 안전관리’에 본격 나선다!” 2016.7.24.

[2] Interim Staff Guidance - 8, Rev. 3, “Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transportation and Storage Cask,” Division of Spent Fuel Storage and Transportation (USNRC), Sep. 26. 2012.

2분과

사용후핵연료관리 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

사용후핵연료 건식저장시대로의 원활한 전환을 위한 준비사항 고찰

임석남*, 김민수, 장동규, 정철영
(주)액트알엠티, 대전광역시 유성구 테크노 1로 11-3
*limsn53@hanmail.net

1. 서론

고준위방사성폐기물 관리 기본계획이 2016년 7월 원자력진흥위원회의에서 의결 되었으며 고준위방사성폐기물 관리절차에 관한 법률이 2016년 8월 입법예고 되었다. 고준위방사성폐기물 중간저장시설은 2035년에 운영될 예정이며 이때까지 발생하는 사용후핵연료는 원전 내의 사용후핵연료 건식저장시설에서 관리할 계획이다.

사용후핵연료 건식저장시설은 1986년 써리 원전에서 미국 최초로 운영된 이래 후쿠시마 원전 사고를 교훈으로 그 운영이 증가하고 있다.

경수로 사용후핵연료의 경우 습식저장에서 건식저장으로의 관리전환은 여러 가지 준비를 요구 한다. 사용후핵연료 건식저장시설 운영측면에서의 주요 준비사항은 결함핵연료의 관리, 사용후핵연료의 건조와 건식저장시설의 경년열화 관리가 포함될 것이다. 이 세 가지 주요사항에 대하여 국내외 현황과 우리의 준비사항을 짚어 본다.

2. 본론

2.1 결함핵연료의 관리

2.1.1 국내 관리기준

결함핵연료는 취급·운반 및 저장에 특별한 관리를 요하는 사용후핵연료를 말한다. 폐기시설운영자는 결함핵연료를 원칙적으로 인도 받을 수 있어야 함은 물론 저장관리 할 수 있는 능력을 갖추어야 하고 결함핵연료 운반용기의 세부규격을 위탁자에게 제공하여야한다.

결함핵연료의 정의는 미국의 현행 정의 개념과 같이 관련시스템의 기능 수행여부에 기초하고 있다고 사료된다.

2.1.2 국외 관리기준

미국은 사용후핵연료 건식저장시스템 표준검토계획(NUREG-1536)에서 결함핵연료의 정의 및 분류기준을 제시하고 있다. 결함핵연료는 핵연료 규격 또는 관련계통 기능을 충족할 수 없는 연료봉 또는 연료다발로 정의하며 손상핵연료다발, 파손연료봉, 큰 파손연료봉 등으로 분류하고 이에 대한 기준을 제시하고 있다. 결함핵연료의 정의는 과거의 경우 핵연료특성으로만 평가하였으나 현재는 핵연료특성과 관련계통 기능을 수행하는데 필요한 특성에 기초하여 정의하고 있다.

2.2 사용후핵연료 건조

2.2.1 사용후핵연료 열화 개요

UO_2가 U_3O_8로 산화되면 그 부피가 38% 증가되기 때문에 피복관의 원주방향 응력을 증가시키고 미소결함(Crack)은 피로를 촉진하기 때문에 피복관 균열이 올 수 있다. 또한 피복관 온도가 상승하면 수소의 용해가 일어나고 다시 냉각될 때 수소화물로 석출하게 된다. 이때 한계응력이 제한치를 초과하는 경우 바람직하지 않은 반경방향으로 수소화물 석출이 일어난다. 원주응력은 조건에 따라 한계응력을 초과할 수 있고 피복관 열화를 초래할 수 있다.

국내 원전은 장주기 운전에 따라 고연소도 사용후핵연료의 발생량이 증가할 것이며 이미 최고 연소도는 1990년대 말부터 고연소도 기준 (45GWd/MTU)을 넘고 있다.

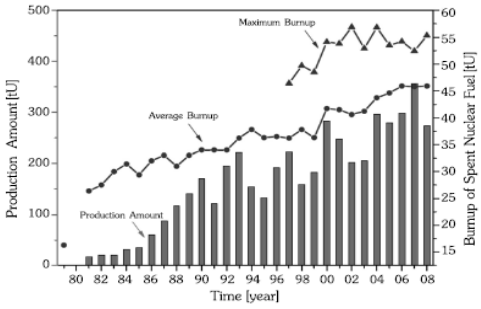


Fig. 1. Production Amount and Burn up of SNF in Domestic NPPs.

핵연료의 연소도가 증가함에 따라 붕괴열이 높을 것이며 또한 원자로에서 일을 더 많이 하였을 것이기 때문에 피복관 열화도 저연소도 핵연료에 비하여 더 진행되었을 수도 있다. 따라서 고연소도 핵연료는 건조과정에 더욱 유의하여야 한다.

2.2.2 사용후핵연료 건조

사용후핵연료의 건식저장을 위한 필수 요건인 건조공정은 피복관의 최고온도, 열주기, 잔존 수분량, 불활성 환경 등 피복관 열화와 관련된 인자들과 밀접한 관계가 있기 때문에 건전한 건조가 장기건식저장 안전에 매우 중요하다. 건식저장 중인 고연소도 핵연료의 건전성은 피복관 최대온도, 열주기, 내부기체 불순물 등에 의하여 판단되는 것을 보면 건조의 중요성을 더욱 인식할 수 있다.

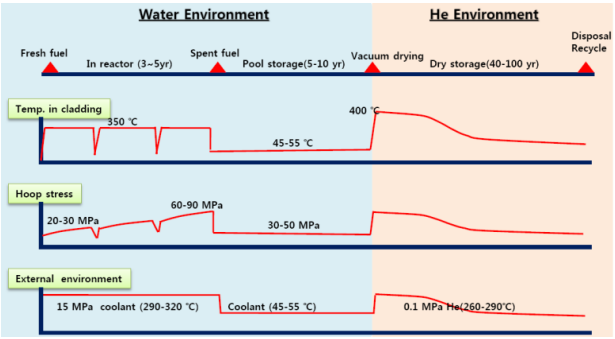


Fig. 2. SNF Environmental Variation in Management Steps.

미국 사용후핵연료 건식저장시스템 표준검토계획(NUREG-1536)은 사용후핵연료 건조기준으로서 피복관의 최대 온도 (Maximum Temperature)와 반경응력 (Hoop Stress), 온도변화 (Temperature Variation), 열주기(Thermal Cycle) 발생 횟수, 건조공정 후의 잔존 수분량(Residual Moisture)에 대하여 아래 Table 1과 같이 제한을 두고 있다. 또한 장기저장에 의한 피복관 열화를 방지하기 위하여 케니스터 내부를 불활성 환경으로 만들 것을 요구하고 있다.

Table 1. SNF Drying Criteria

Item	MT	HS	TV	TC	RM
Limit (↓)	400℃	90MPa	65℃	10times	3TorrE

국내 경수로형 원전의 경우 사용후핵연료 건식저장시설은 운영하고 있지 않기 때문에 사용후핵연료 건조기준은 마련되어 있지 않다.

2.3 사용후핵연료 건식저장시설 관리

2.3.1 국내 관리기준

사용후핵연료 중간저장시설의 구조 및 설비에 관한 세부기술기준은 정상운전이란 운전제한조건 범위 안에서 수행되는 중간저장시설의 운전으로서 사용후핵연료의 인수·취급·저장 및 회수, 그리고 관련 설비 등에 대한 감시·유지보수 및 시험 등을 말하는 것으로 기술하고 있다. 정상운전의 정의 내용에 사용후핵연료 건식저장시설의 경년열화기준이 포함되어 있다고 사료되나, 동 시설에 대한 경년열화 관리기준이 구체적으로 제시될 필요가 있다.

2.3.2 국외 관리기준

미국 10 CFR 72.42, 240은 사용후핵연료 건식저장 면허갱신을 위한 주요 요구사항을 제시하고, 사용후핵연료 건식저장 면허갱신을 위한 표준검토계획(NUREG-1927)은 재질, 주변 환경, 경년열화 기구와 영향, 경년열화 관리활동에 대한 검토방법과 면허갱신 승인기준 등 건식저장시설의 경년열화관리에 대하여 기술하고 있다. ASME Section XI IWA-4462와 4340은 기계적 공정에 의한 결함 제거 등과 개량에 의한 결함 완화에 적용되는 기준을 제시하고 있다.

미국 HOLTEC, 프랑스의 AREVA TN 등은 저장용기 표면의 침적물 시료채취·분석, 재질표면의 균열정비 등 경년열화관리프로그램을 운영하고 있다.

3. 결론

국내 경수로형 사용후핵연료 건식저장시설의 운영과 관련하여 아래와 같은 준비사항이 적절한 시기에 확립되어야 할 것이다.

- 결함핵연료의 운반용기 및 저장시설의 설계, 운영과 취급·운반 및 저장에 대한 결함핵연료의 특별 관리범위 결정을 위한 결함핵연료의 분류기준과 관리기술
- 사용후핵연료 장기건식저장의 건전성을 확보하기 위한 사용후핵연료의 건조기준과 케니스터 불활성 환경기준 그리고 연소도를 고려한 건조기술
- 사용후핵연료 건식저장시설의 경년열화 관리기준, 주기적 평가기준과 열화 복구 기술

4. 참고문헌

[1] 김주성, 국동학, 심지형, 김용수 "사용후핵연료의 장기 건식 건전성 성능과 주요 열화기구에 관한 고찰", 한양대(2013).

[2] "사용후핵연료 장기관리를 위한 동계강좌", 경희대(2015).

Pool Fire에서 금속용기의 열전달 핀 및 중성자차폐체가 미치는 열 적 영향

방경식*, 유승환, 이주찬, 서기석, 최우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nksbang@kaeri.re.kr

1. 서론

PWR 사용후핵연료 21다발을 운반 및 저장하기 위해 설계된 금속용기는 Fig. 1에서와 같이 원통형 몸체(cask body), 중성자 차폐체(neutron shield), 캐니스터(canister), 뚜껑(lid), 바스켓(basket), 및 충격 완충체(impact limiter)로 구성되어 있다. 금속용기 몸체는 탄소강으로 제작되었고, 외부 표면 및 뚜껑은 스테인리스강으로 제작되었다. 외부 표면과 몸체 사이는 중성자 차폐체인 NS-4-FR로 충진되었으며, 냉각핀이 설치되어 있다. 금속용기의 외부 직경은 2,126 mm이고, 전체 길이는 5,285 mm이며, 중량은 약 120 톤이다. 금속용기는 연소도(burn-up) 45,000 MWD/MTU, 냉각기간 10 년인 PWR 사용후핵연료 21다발을 적재할 수 있으며, 이들로부터 방출되는 붕괴열은 16.8 kW이다.

여기서는, 실제 금속용기의 1/6 slice 모델을 사용하여 법규 [1, 2]에서 규정하고 있는 800℃ 이상의 화염 속에서 30 분 이상 방치한 후 자연 냉각시키는 열 시험을 수행하고 동일한 조건에 대한 열 해석을 수행하여 열전달 핀 및 중성자차폐체가 미치는 열 적 영향을 평가하였다.

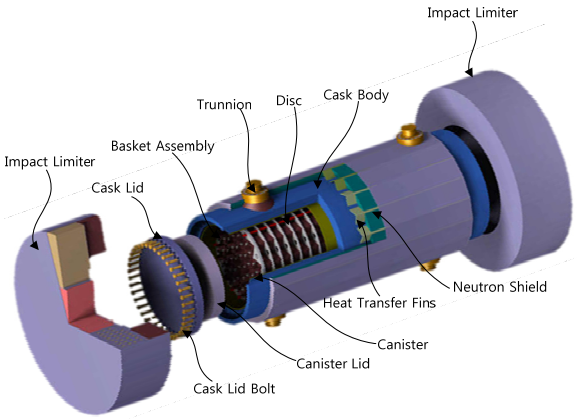


Fig. 1. Dual Purpose Cask.

2. 열 시험

열 시험은 법규에서 규정하고 있는 시험방법 중 open pool fire 방법으로 3.5 × 4.0 × 3.0 m 크기를 가진 화재시험설비에서 Fig. 2와 같이 수행되었다.

Fig. 2. Engulfed flame.

화재는 성장기(growth), 안정기(steady-state) 및 쇠퇴기(decay)의 단계를 거쳐 진행이 된다. Table 1은 화재시험동안 측정된 화염의 평균온도를 보여주고 있다. 점화 후 약 3 분 동안 성장기에서의 평균 화염온도는 239℃로 측정되었다. 성염이 된 후 안정기인 30 분 동안 평균 화염온도는 834℃로 법규에서 규정하고 있는 800℃ 이상의 화염조건을 만족하였다. 안정기인 30 분이 지난 후 쇠퇴기 시작 후 3 분 동안 평균 화염온도는 611℃로 측정되었다.

Table 1. Average Flame temperature

위 치	시험 전	성장기	안정기	쇠퇴기	자연 냉각
		3분	30분	3분	
상 부	5℃	154℃	695℃	525℃	3℃
중앙부	5℃	253℃	844℃	611℃	3℃
하 부	5℃	280℃	917℃	667℃	3℃
평 균	5℃	239℃	834℃	611℃	3℃

열 시험에서 열전달 핀이 설치된 표면에서의 온도는 Sec.1에서 409℃, Sec.2에서 432℃, Sec.3에서 634℃였다. 그러나, 열전달 핀이 설치되지 않은 표면에서의 온도는 Sec.1에서 789℃, Sec.2에서 764℃, Sec.3에서 897℃였다. 이것은 화염에 의해 생성된 높은 열이 열전달 핀을 통해 시험모델 내부로 전달되었기 때문에 열전달 핀이 설치된 표면에서의 온도가 낮게 나타난 것이다.

중성자 차폐체인 NS-4-FR과 표면의 온도를 비교해 보면, 상부에서는 Sec.2의 표면온도는 516℃로 Sec.3의 표면온도 619℃보다 낮았다. 그러나, Sec.2의 중성자차폐체 온도는 101℃로 Sec.3의 중

성자차폐체 온도 78℃보다 높았다. 중앙부에서, Sec.2의 표면온도는 764℃로 Sec.3의 표면온도 897℃보다 낮았다. 그러나, Sec.2의 중성자차폐체 온도는 183℃로 Sec.3의 중성자차폐체 온도 170℃보다 높았다. 하부에서, Sec.1의 표면온도는 370℃로 Sec.2의 표면온도 340℃보다 높았다. 그러나, Sec.1의 중성자차폐체 온도는 70℃로 Sec.2의 중성자차폐체 온도 174℃보다 낮았다. 이것은 중성자차폐체가 연소할 때 주변의 잠열을 흡수하기 때문에 반대 현상이 나타난 것이다. 따라서, 중성자차폐체가 화염의 높은 열에 의해 연소할 때 금속용기 내부로의 열전달을 감소시키는 역할을 수행하게 된다.

3. 열 해석

Pool Fire 시험결과와 비교하기 위하여 FLUENT 상용 전산코드를 사용하여 열 해석을 수행하였다. Fig. 3은 열 해석모델을 보여주고 있다. 열 해석에서 화염온도는 Table 1과 같이 열 시험에서 취득한 구간 및 위치별 온도를 각각 적용하였다.

Table 2는 열 시험결과와 열 해석결과의 비교를 나타내고 있다. 열 시험에서 열전달 핀이 설치된 표면의 평균온도는 492℃였고, 열전달 핀이 설치되지 않은 표면의 평균온도는 816℃였다. 그러나, 열 해석에서는 열전달 핀이 설치된 표면의 평균온도는 738℃였고, 열전달 핀이 설치되지 않은 표면의 평균온도는 717℃였다. 열전달 핀은 두께가 얇기 때문에 해석에서 이를 정확히 모사하기 어렵기 때문에 중성자차폐체와 열전달 핀의 유효열전달 계수를 적용하여 나타난 결과이다.

중성자차폐체 부분에서 열 시험과 해석의 결과는 상당한 차이를 보여주고 있다. 이것은 금속용기 표면과 접촉되어 있는 중성자차폐체가 연소할 때 중성자차폐체가 주변의 잠열을 흡수하여 내부로의 열전달을 감소시키는 역할을 수행하지만, 해석에서는 이를 정확히 모사하는 것은 매우 어렵기 때문에 나타난 결과이다.

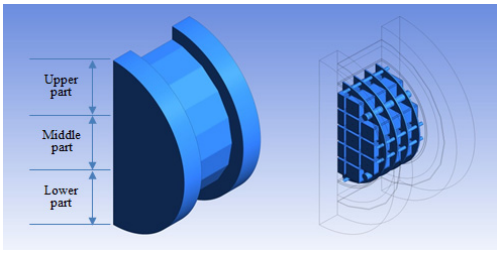


Fig. 3. Thermal Analysis Model.

4. 결론

금속용기의 열 시험 및 해석을 수행하여 비교 평가한 주요 결론은 다음과 같다.

ⅰ) 화염에 의해 생성된 높은 열은 열전달 핀을 통해 금속용기 몸체 내부로 전달되기 때문에 열전달 핀이 설치된 표면의 온도가 더 낮게 측정되었다.

ⅱ) 중성자 차폐체가 연소할 때 중성자 차폐체는 주변의 잠열을 흡수한다. 따라서, 금송용기 내부로의 열전달은 감소되었다.

ⅲ) 열 해석에서 열전달 핀 및 중성자차폐체의 연소효과를 정확히 모사하기는 매우 어렵다. 따라서, 금속용기의 열 적 건전성 평가는 열 시험을 통해 수행하는 것이 바람직하다.

Table 2. Comparison of the test and analysis results

Location \ Temp. (℃)		T/C No.	시험 Sec1	Sec2	Sec3	해석
상 부	Basket	3	33	32	32	39
	Canister	4	37	36	36	57
	Body	5	47	44	45	62
	NS-4-FR	6	101	101	78	187
	Surface	7	407	516	619	523
중앙부	Basket	10	31	30	30	43
	Canister	11	40	39	39	71
	Body	12	62	59	62	80
		12-1	103	92	73	78
	NS-4-FR	13	100	107	155	272
		13-1	153	183	170	330
	Surface	14	409	432	634	738
		14-1	789	764	897	717
하 부	Basket	17	28	28	28	47
	Canister	18	35	34	34	77
	Body	19	46	43	43	87
	NS-4-FR	20	70	174	103	286
	Surface	21	370	340	359	816

* 12, 13, 14 : with heat transfer fin
* 12-1, 13-1, 14-1 : without heta transfer fin

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제 2014-50, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2014.

[2] IAEA Safety standard Series No. SSR-6, "Regulations for Packaging and Transportation of Radioactive Material", 2012 Ed.

소듐냉각고속로 U-10wt%Zr 금속연료심 스크랩 재활용 주조에 관한 연구

하성준[1,2]*, 김기환[2], 고영모[2], 박정용[2], 홍순익[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hsj622@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 원자력 발전의 지속적인 발전을 위해 개발 중인 실현가능성이 높은 4세대 원자로 중하나인 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)의 기술 개발은 매우 중요하다. 원자로 기술 개발에 있어 금속연료 제조기술 개발은 매우 중요하다. 현재 초기노심 핵연료인 U-10wt.%Zr 금속연료심 진공사출주조에 있어서 회수율이 약 60%로 진공용해 장입량의 40%의 금속연료심 스크랩이 생긴다. 이러한 이유로 고가의 핵연료물질 재활용 및 방사선 폐기물 최소화를 위해 금속연료심 스크랩 폐기물 재활용 주조기술을 개발하는 것이 필요하다. 금속연료심 스크랩 재활용 제조를 통해 연료심 회수율을 90% 이상 증가시키고 우라늄 이용률 증가시키고 고준위 폐기물을 최소화 하고자 한다.

본 연구는 U-10wt.%Zr 금속연료심 스크랩 재활용에 관한 연구를 하고자, 기계적인 방법과 산 세척을 통해 표면불순물을 제거 후 금속연료심을 진공사출주조법으로 제조하고, 금속연료심의 주조 건전성, 미세조직, 합금조성 등을 평가고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법 및 절차

U-10wt.%Zr 금속연료심 진공사출주조에 있어서 연료심 제조 후 Fig. 1과 같이 용해도가니 내에 금속연료심 스크랩 즉, 잔탕(heel)이 생긴다. 잔탕은 금속연료심 재활용 제조의 주원료이다. 잔탕에는 많은 산화물 등 표면불순물이 존재하기 때문에 재활용하기 위해서는 질산용액(HNO_3)에 용해하여 불순물들을 제거하여야 한다. 불순물을 제거하기 전 잔탕을 용해하기 용이하게 1/4로 자르고, 잔탕 표면에 있는 불순물들을 기계적인 방법으로 제거하였다. 다음, 질산용액으로 세척하기 위한 실험 장비로는 bubbling이 가능한 자체 제작한 bubble clean equipment를 사용하였다. 실험 조건으로는 2M 질산용액에 1 시간 동안 세척을 하였다. 다음 질산용액 제거를 위해 잔탕을 초음파 세척기를 통하여 세척 후, 사출주조장치를 이용하여 연료심을 제조 하였다. 흑연도가니와 석영관 주형은 Y_2O_3 slurry coating을 하였고, 용해 조건으로는 진공상태로 1600℃까지 가열 하고 용탕 혼합이 잘 되도록 10 분 동안 유지하였고, 1550℃에서 연료심을 주조 하였다. 재활용 금속연료심 제조방법은 진공사출 주조법을 적용하여 금속연료심을 제조하였다. 주조 후 연료심을 회수하였고, 연료심 표면에 부착된 Y_2O_3 slurry coating을 제거한 다음 재활용 U-10wt.%Zr 금속연료심을 평가하였다. 재활용 주조 금속연료심은 육안관찰, 연료손실 평가, 밀도측정, 미세조직, 합금조성 등을 통하여 품질 특성을 평가하였다.

Fig. 1. U-10wt%Zr heel srcap.

2.2 실험 결과 및 검토

Fig. 2에서 나타나는 바와 같이 재활용 U-10wt.%Zr 금속연료심 주조공정변수의 전체주형 길이 400 mm에 대해서 길이 340 mm의 재활용 U-10wt.%Zr 연료심을 건전하게 제조하였다. 먼저 U-10wt.%Zr 금속연료심 잔탕에 의해 제조된 금속연료심의 표면은 대체로 매끈하였으며 전반적으로 건전하게 나타났다. 또한 금속연료심의 밀도 측정 결과를 Table 1에 나타내었다. 금속연료심 밀도의 품질사양(15.3~16.1g/cm^3)에 만족하여 재활용 U-10wt.%Zr 금속연료심의 주조 건전성 및 합금원소 균일성을 확인할 수 있었다. 금속연료심 손실을 Table 2에 나타내었다. 금속연료심 손실은 +0.5g 이지만 일부 slurry 도포재가 흑연도가니에서 분리되어 포함되어 되었기 때문에 실제 질량 손실은 거

의 없는 것으로 생각된다. Table 3에 나타나는 바와 같이 불순물 원소인 C, N, O 그리고 Si의 총 함량은 2,000 ppm 이하로 조절 되었다. Fig. 3에서 나타나는 바와 같이 전형적인 laminar structure를 가진 U-10wt.%Zr 금속연료심 미세조직을 볼 수 있었다.

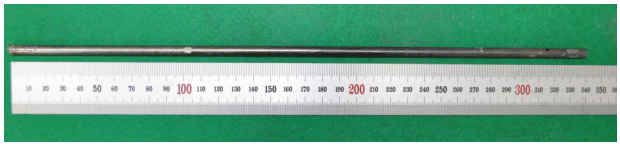
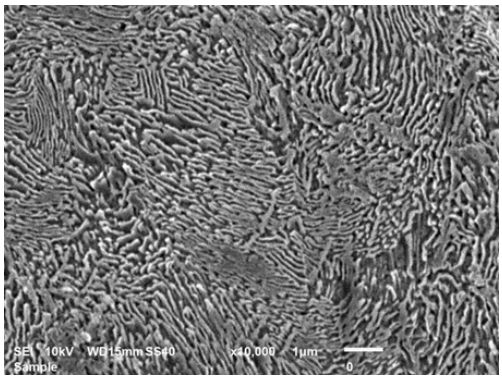
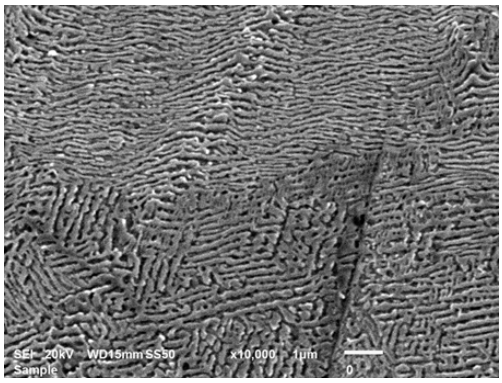


Fig. 2. Metal fuel slug fabricated with recycled heel by vacuum injection casting.



(a)



(b)

Fig. 3. Scanning electron micrographs of U-10wt.%Zr fuel slug; (a) bottom, (b) top.

Table 1. Density of U-10wt.%Zr fuel slug fabricated with recycled heel

위치	Density (g/cm^3)
상부	15.8
중부	15.4
하부	15.8
평균	15.6

Table 2. Mass balance of U-10wt.%Zr fuel slug fabricated with recycled heel

원소 / 위치	U (wt.%)	Zr (wt.%)	Si (ppm)	C (ppm)	H (ppm)	O (ppm)	N (ppm)
상부	88.4	10.3	102	250	1	800	140
하부	89.3	10.4	497	40	1	1220	120

Table 3. Alloy composition of U-10wt.%Zr fuel slug

조건	종류	질량 (g)
용해 전	용해원료 (heel)	851.8
	흑연도가니	939.9
용해 후	금속연료심	450.9
	heel + dross	401.4
	흑연도가니	939.2
질량 손실	+0.5g	

3. 결론

소듐냉각고속로 초기노심 핵연료인 금속연료심의 회수율을 증가시켜서 고가의 핵연료물질 재활용을 최대화하고 방사선 폐기물을 최소화하기 위하여, U-10wt%.Zr 금속연료심의 잔탕 스크랩을 재활용에 대해 연구를 수행하였다. U-10wt%.Zr 금속연료심의 잔탕 스크랩을 세척하여 진공사출 주조장치를 이용하여 연료심을 제조하였고, 그 특성을 평가하여 금속연료심 스크랩 재활용 제조 타당성을 확인할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] J.H. Kim, H. Song, K.H. Kim, and C.B. Lee, "Fabrication and evaluation of rare-earth-bearing fuel slugs for sodium-cooled fast reactors" Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 303 (1): 615-621, January 2015.

[2] E.H. Lee, K.W. Kim, D.Y. Chung, H.B. Yang, K.Y. Lee, S.R. Sung, H.K. Choi, J.T. Hyun, and J.G. Lim, "Dissolution characteristics of impurities and U in the uranium mixture" KAERI-TR4366, July 2011.

브로민 반응을 이용한 모의 ACPF 전해환원공정 금속전환체 환원율 측정

조영환*, 최은영, 박태홍
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱에 의한 사용후핵연료 처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄금속산화물들은 금속환원반응에 의해 해당 금속으로 환원된다. 이에 금속전환공정에서 환원율 측정이 중요하며 이를 위한 측정법 개발 및 검증이 필요하다. 우라늄 단일성분계에 대해서는 고온중 공기산화에 의한 무게증가를 측정하는 열중량측정법(thermogravimetric analysis, TGA)이 알려져 있지만. 사용후 핵연료처럼 악틴, 란탄족 등 다성분계 금속시료의 경우 습식화학분석법외에는 효과적인 대안이 없는 실정이다. 환원율측정에 있어서금속 및 산화물 복합체에서 금속성분만을 선택적으로 녹여내고 그 양을 정량하는 파괴적 화학분석법이 가장 정확한 방법이다.

공정시료 중 금속성 우라늄만 대상으로 하는 단일성분계에 대해서는 브로민법 분석법이 알려져 있지만[1,2,3] 다성분계인 SIMFUEL 에 대해서는 그 정량방법이 알려진 바 없다. 브로민법은 원래 미세금속 우라늄이 함유된 복합물질에서 금속성 우라늄을 선택적으로 회수하기 위해 개발된 방법이다. 이 방법을 적용하여 INL에서 사용후핵연료 전해환원체의 환원율측정에 활용하였다. 이 때 환원체 시료의 상태는 분말형태였다. 하지만 KAERI에서 진행되고 있는 금속전환체는 벌크상태이며, 환원 이후 염휘발공정에 의해 시료의 물리적상태가 더욱 단단해 지게 된다. 물리적 상태및 상태변화가 측정에 미치는 영향을 확인할 필요가 있다.

본 연구에서는 SIMFUEL의 파이로프로세싱의 환원공정의 금속전환율 결정을 위해 개발한 브로민-선택용해법을 KAERI에서 진행되고 있는 파이로프로세싱 전해환원공정에 적용하기 위한 최적 선택용해, 전처리 조건 및 분석절차를 확립하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 개요

본 연구에서 공정시료 중 악티나이드 및 란타나이드 금속전환율 동시 측정을 위한 화학분석법 개발에 초점을 맞추고 연구를 수행하였다. 공정시료 화학분석기술의 핵심은 선별용해기술에 있다. 란탄족 금속 및 산화물의 브롬-에틸아세테이트에 의한 용해특성을 확인하는 것이 금속과 산화물이 공존하는 파이로공정 금속전환체에 대한 적용성확인의 요체다. 환원율 측정 실험은 환원금속의 선택용해, 용해금속 회수 및 ICP 측정을 위한 시료 전처리의 3단계를 거쳐 진행된다 (Fig. 1).

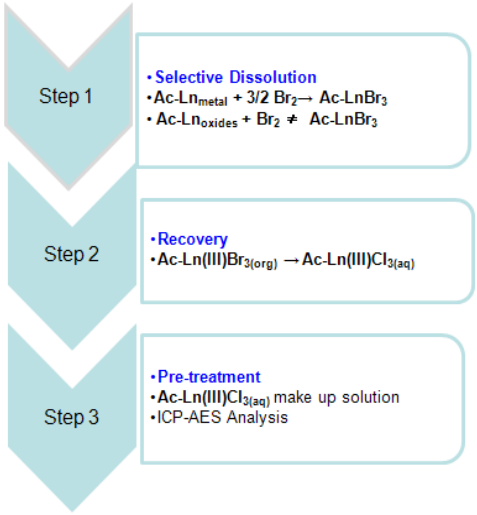


Fig. 1. Chemistry of actinide and lanthanide elements in each step of bromine method.

본 연구에서는 Br_2-EtOAc 용액에서 SIMFUEL 금속전환체의 선택용해반응을 조사하였다. 물리적 상태의 영향을 확인하기 위해 다공성 그래뉼형태, 벌크상태, 고온열처리에 의한 고밀도 시료를 준비하여 브로민용해법을 적용하였다. 용해방법은 금속우라늄에대해 적용된 문헌 [1,2]을 참고로 하여 SIMFUEL에 적용이 가능하도록 수정된 방법을 개발하였다.

2.2 실험방법

금속전환체시료제조: SIMFUEL를 이용 KAERI 파이로 전해환원공정 조건하에서 얻은 다양한 시료를 대상으로 환원율을 결정하였다.

선택용해반응: SIMUEL을 전해환원한 시료를 Ar

분위기에서 무게를 측정 한 후 (1) 40 mL 에틸아세테이트에 3 mL 진한 브롬수용액을 넣어준다. (2) 0.2-0.5 g 의 공정시료를 넣는다. 0.3 g 의 MgO 를 함께 넣어준다. (3) 약 2 시간 교반하여 선별용해반응을 진행시킨다.

회수 및 화학적처리: (4) 반응용액을 ~3,500 rpm 에서 5 분간 원심분리하여 상등액을 모은다. (5) 침전을 20 mL 에틸아세테이트로 세척하여 상등액을 합친다. 이 과정을 3회 반복한다. (6) 상등액에 10 mL 강염산을 가한 후 서서히 가열하여 (~ 65℃) 완전히 증발건조시킨다. 완전증발 건조 하지 않을 경우 이후 전처리과정에 잔류 브롬성분에 의한 부반응으로 인해 측정에러의 원인이 된다.

ICP 분석 시료전처리: 선택용해 및 회수과정 못지 않게 측정데이터의 신뢰성에 영향을 미치는, 까다로우면서 가장 중요한 과정이다. (7) 선택용해과정에서 브로민과 반응하지 않은 고체물질은 은 8 M 질산으로 용해시켜 ICP 분석용액을 제조한다. (8) 건고된 상등액 시료를 ~ 4 M 염산/질산 용액으로 재용해하여 ICP 분석용 Make up 용액을 제조한다.

2.3 결과 및 토의

전해환원공정에 의해 환원된 SIMFUEL 시료는 bromine-ethyl acetate 용매에 선택적으로 녹음을 확인하였다. 우라늄은 물론 란탄족 금속 및 일부 Ru-Mo 합금까지도 브로민에 의해 용해됨을 확인하였다. 환원반응이 잘 진행된 전환체시료에서 우라늄의 경우 99.7% 까지 환원되었음을 확인하였다. 란탄족은 우라늄에 비해 약 50% 이하 수준에 머물렀다.

브로민법의 핵심은 브로민과 금속성 시료의 선택용해반응이다. 이 선택용해 반응은 시료의 물리적 상태의 영향을 받는 것으로 나타났다. 전환체 시료의 밀도가 높고 딱딱할수록 용해반응이 더디게 진행되었다. KAERI 의 전해환원공정에서 염증발을 거친 환원체 시료의 경우는 동일한 용해 조건하에 일부만이 용해되었으며 반응이 완결되기까지는 5 배 이상 시간이 소요되었다. (Table 1) 이는 시료의 물리적 상태를 고려하지 않고 일반적으로 알려진 측정법을 적용할 경우 정확한 환원율을 측정할 수 없음을 의미한다. INL 의 전해환원공정시료는 다공성분말형태다[4]. KAERI 의 전해환원공정의 전환체시료는 Bulk 형태이며 염증발공정 (CP, Cathode Process)을 거치면 더욱 단단해 지기 때문에 INL 측정법을 그대로 적용할 경우 언제나 실제보다 훨씬 낮은 환원율 측정값을 얻게 된다. CP 공정 후 시료는 더욱 낮게 나타난다.

Table 1. Comparision of Bromine reaction time required

전해환원체 및 물리적상태	브로민반응시간
INL (powder)	1 Hr
KAERI Before CP (Bulk)	2.5 Hr
KAERI After CP (Harder)	5 Hr

3. 결론

사용후핵연료같은 악티나이드-란타나이드-전이금속 등 다성분 복합체형태의 SIMFUEL 전해환원체 시료에 대해 브로민법을 적용함으로써 각 성분별로 환원율 측정이 가능함을 확인하였다.

공정변화에 따른 시료의 물리적 상태가 측정에 큰 영향을 미치는 것을 나타났다. 정확한 환원율 측정을 위해서는 공정에 따른 시료의 물리적상태변화를 고려한 측정절차를 적용해야 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조부와 한국연구재단의 원자력연구개발사업으로 지원한 (No. 2014000288)의 결과물입니다.

5. 참고문헌

[1] R. Larsen. Anal. Chem. 31. No. 4. pp. 545-549, 1959.

[2] G.F. Brunzie, et. al. Anal. Chem. 33, pp. 1005, 1961.

[3] C.A. Laue, et. al. J. Radioanal. Nucl. Chem. 261, 709, 2004.

[4] S.D. Herrmann, et al. INL/CON-05-00304, 2005.

Cyclic Voltammetry를 활용한 LiCl-KCl계에서의 Lanthanum과 Cerium의 전기화학적 거동 분석

정현준, 최성열*
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*chois@unist.ac.kr

1. 서론

핵분열생성물로 형성되는 란타나이드 원소들은 사용후핵연료에 다량 포함되어있으며, 란타나이드 이온은 악티나이드 이온과 비슷한 화학적 및 전기화학적 특성을 가지고 있으므로 분리해내기 가장 어려운 원소로 평가된다. 사용후핵연료 재처리 기술인 파이로 공정은 용융염계에서 전기화학적으로 우라늄과 TRU를 분리하는 공정이므로, 란타나이드 원소들이 용융염계에서 갖는 전기화학적 거동과 영향을 분석하는 것은 파이로 공정의 안정성과 효율성을 분석하기 위해 필수적이고, 여러 연구주체들에 의해 란타나이드 원소들의 측정기술 및 자료의 데이터베이스화가 진행되고 있다. 하지만 2종 이상의 란타나이드 원소들이 용융염계에서 공존하는 경우에 대한 연구는 상대적으로 부족하며 [1], 실제 사용후핵연료를 이용하는 공정에서의 영향을 더 정확히 모사하기 위해서는 이러한 환경에서의 연구가 더욱 필요한 실정이다. 본 연구에서는 우선적으로 Cyclic voltammetry를 이용하여 Lanthanum과 Cerium의 기초적인 환원 및 산화거동을 측정하였고, 추후 발표에서는 2종 이상의 핵종이 공존하는 환경에서 좀 더 다양한 분석을 진행할 것이다.

2. 본론

2.1 실험 방법

실험에 사용한 용융염은 무수 LiCl-KCl(99.99%, Sigma-Aldrich), 무수 $LaCl_3$(99.9%, Alfa Aesar)와 무수 $CeCl_3$(99.9%, Alfa Aesar)이다. 작용 및 상대전극은 직경 1 mm의 몰리브덴 선(99.94%, Alfa Aesar)을 사용했으며 단락 방지를 위해 석영 가이드 튜브로 분리하였다. 기준전극은 하면이 매우 얇은 파이렉스 관에 Ag 선과 1wt% AgCl 용융염을 넣어 사용하였다. 실험은 아르곤 분위기의 글로브박스 내에서 진행되었으며, 산소와 수분은 각각 3 ppm, 1.5 ppm 미만으로 낮게 유지되었다. 실험용 셀의 대략적인 도식을 Fig. 1과 같이 나타내었다.

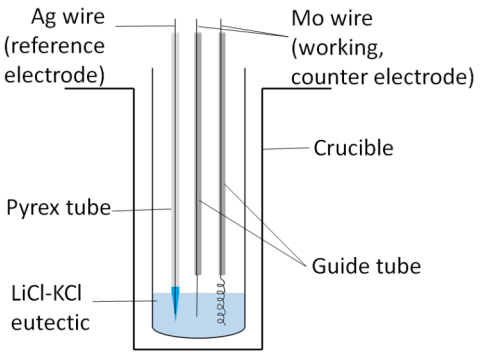


Fig. 1. Schematic diagram of experimental cell.

직경 22 mm의 석영 시험관에 LiCl-KCl 공융염과 란타나이드 염의 혼합물을 3 g 넣고, 전극을 연결하여 500℃에서 20시간 유지하였다. $LaCl_3$와 $CeCl_3$은 500℃ 기준 각각 1.1×10^{-1}M 의 농도가 되도록 투입하였다. 용융염에 담긴 작용전극의 면적은 약 0.507 cm^2였다.

위와 같이 구성된 실험 셀에 일정전위전류기(Versastat 3F, Princeton Applied Research)를 연결하여 Cyclic voltammetry 실험을 진행하였고, 전위의 변화에 따른 $LaCl_3$과 $CeCl_3$이 녹아있는 용융염 셀의 전류 변화를 측정하였다.

2.2 실험 결과 및 분석

용융염의 순도 검증과 란타나이드의 양이 환원 및 산화를 관찰하기에 적절한 양인지 검증하기 위해 Fig. 2와 같이 $LaCl_3$이 포함된 용융염 셀에서 Cyclic voltammetry를 수행하여 Lanthanum과 Lithium의 환원 및 산화를 관찰하였다. Lanthanum의 환원은 약 -2.0 V에서 시작되었으며, 약 -2.1 V에서 피크가 나타난 후 속도가 감소하였으므로, Lithium의 환원이 시작되기 전에 용융염 내의 거의 모든 Lanthanum이 환원되었음을 알 수 있다. Lithium은 약 -2.4 V에서 급격하게 환원이 시작되며, 전위를 양의 방향으로 걸면 빠르게 산화되어 Lanthanum의 산화가 시작되기 전에 피크가 사라지는 것을 확인하였다.

그러나 백그라운드 전류의 차이가 크게 나타나는데, 기준전극이 충분히 정확하지 않아 정확한 전위와 전류를 표시하지 못하는 것을 현재 원인을 추측하고 있으며 실험 환경을 개선하면서 원인을 파악할 예정이다.

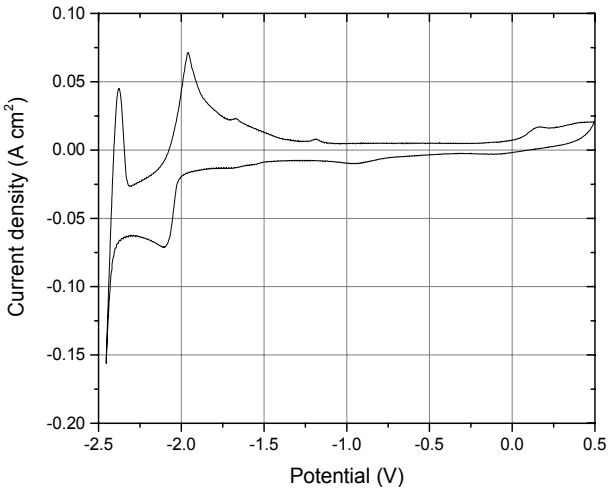


Fig. 2. Voltammogram of LiCl-KCl-1.1×10^{-1}M-$LaCl_3$, at 500℃, [0.5 V, -2.45 V], 100 mV/sec.

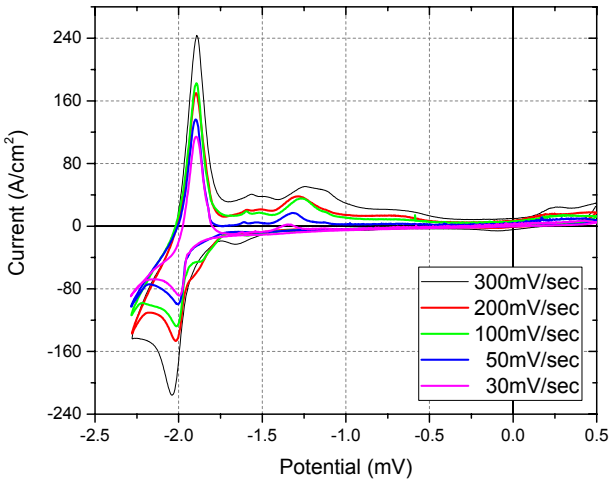


Fig. 3. Voltammogram of LiCl-KCl-1.1×10^{-1}M-$CeCl_3$ at 500℃ with scan rate of 30-300 mV/sec, [0.5V, -2.3V].

Fig. 3은 주사속도에 따른 용융염의 환원 및 산화 피크의 상관관계를 파악하기 위해 $CeCl_3$이 포함된 용융염에서 주사속도를 바꾸어가며 Cyclic voltammetry를 진행한 결과이며, 주사속도가 느려질수록 환원과 산화 피크의 전류밀도가 점차 낮아지는 것을 확인할 수 있다. 그러나 산화 피크의 경우 전류밀도가 200 mV/sec와 100 mV/sec 단계에서 높이가 뒤바뀌어 오히려 100 mV/sec에서 높은 전류밀도가 나타나는데, 200 mV/sec의 경우 Lanthanum이 대부분 환원된 뒤에도 리튬의 환원으로 보이는 피크가 약 -2.3 V에서 관찰되는 것으로 보아 기준전극이 해당 실험에서 정확한 전위를 나타내지 못하였으며, 이것이 주사속도에도 영향을 미쳐 전류밀도의 높이에 영향을 준 것으로 원인을 추측하고 있다. 란타넘과 세륨 염 등이 포함된 용융염계는 준가역적(Quasi-reversible) 환경으로 알려져 있으므로 [2], 추후 실험 환경을 개선하면서 더 정확한 원인을 파악하여 문제를 해결하고 해당 환경에서의 전기화학적 거동을 파악할 것이다. 또한 불순물로 추측되는 환원 및 산화 반응이 발견되었으므로 실험 환경을 재검토할 예정이다.

3. 결론

LiCl-KCl 용융염 환경에서 $LaCl_3$와 $CeCl_3$의 환원및 산화 거동을 측정하기 위해 Cyclic voltammetry를 수행하였다. $LaCl_3$을 이용한 실험에서 Lanthanum 및 비슷한 환원-산화 양상을 보이는 Cerium의 환원 및 산화를 관찰하기에 적절한 농도를 파악하였으며, Peak analysis의 기초로서 주사속도에 비례하여 전류밀도가 변화하는 것을 확인하였다. 그러나 측정 결과에서 백그라운드 전류밀도의 불안정함, 기준전극의 정밀성과 Cerium 실험에서의 불순물 검출 등의 문제가 발견되어 실험환경의 검토가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] M. Misra, K.S. Raja, A. Jaques, and S. Baral, Effect of Addition of Multi-Component Lanthanides to LiCl-KCl Eutectic on Thermal and Electrochemical Properties, ECS Transactions, 33 (7) 351-360 (2010).

[2] H. Tang and B. Pesic, "Electrochimica Acta Electrochemical behavior of LaCl 3 and morphology of La deposit on molybdenum substrate in molten LiCl - KCl eutectic salt," Electrochim. Acta, vol. 119, pp. 120-130, (2014).

LiCl-KCl 공융염에서 $BiCl_3$를 이용한 UCl_3 제조 실험

김택진*, 이슬기, 장준혁, 박성빈, 김가영, 이창화, 김시형, 심준보, 이성재, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ktj@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정 중 전해정련 공정은 전해환원 공정에서 금속형태로 전환된 사용후핵연료를 양극으로 사용하고 카본 전극을 음극으로 활용하여 전해질(LiCl-KCl 공융염) 내에서 전기화학적 방법으로 순수한 우라늄만을 회수하는 공정이다. 이와 같이 전해정련 공정에서 순수한 우라늄만을 회수하기 위해서는 공정 초기의 공융염 내 일정 농도 이상의 UCl_3가 존재하여야 하며, 이를 위해 UCl_3를 제조하는 공정이 필요하다. UCl_3를 제조하는 기존 방법은 LiCl-KCl 공융염 바닥부에 Cd 금속을, 우라늄 금속이 담긴 회전형 다공성 바스켓을 공융염 중간 높이에 장입한 후 아래의 식 1과 같이 Cd 금속이 있는 위치에만 염소가스(Cl_2)를 불어넣어 $CdCl_2$를 생성시키고 이 때 생성된 $CdCl_2$가 식 2와 같이 다공성 바스켓 내의 우라늄 금속과 반응시켜 UCl_3를 제조한다.

$$Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2 \quad (1)$$

$$3CdCl_2 + 2U \rightarrow 2UCl_3 + 3Cd \quad (2)$$

본 연구에서는 기존의 UCl_3 제조방법에서 사용하였던 Cd 대신 $BiCl_3$를 사용하여 우라늄 금속과 반응성 여부 및 UCl_3를 제조하는 실험을 수행하였다. 또한 본 연구에서는 화학반응뿐만 아니라 추가적으로 전기화학 방법을 이용하여 반응이 원활하게 일어나도록 하였으며 공정진행 정도를 실시간으로 관찰 할 수 있었다.

2. 본론

Fig. 1은 본 실험을 위한 장치의 개략도이며, 아르곤 가스 분위기로 이루어진 글러브 박스 안에서 수분 및 산소의 농도가 5 ppm 이하의 조건하에서 실험을 수행하였다.

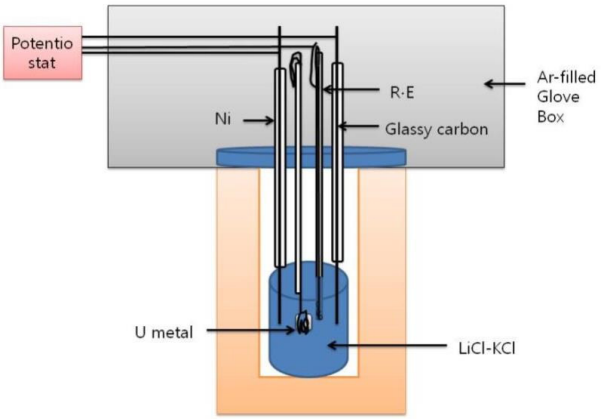


Fig. 1. Schematic diagram of experiment.

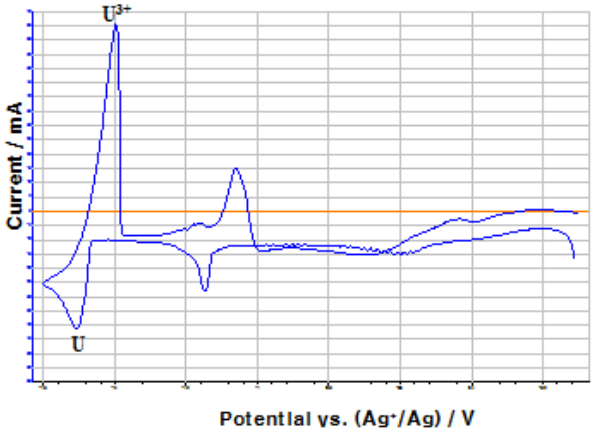


Fig. 2. Cyclic voltammogram at a W electorde of the LiCl-KCl-$BiCl_3$-UCl_3 molten salt system at 773K.

알루미나 도가니에 LiCl-KCl과 $BiCl_3$(Alfa Aesar, 99.9%)를 함께 넣어주고 500℃에서 3 시간 이상 유지하여 액체 상태로 녹인 후 과량의 우라늄 금속을 반응기에 넣어 주었다. 약 2 시간 정도 반응 후 CV(cyclic voltammetry)를 측정해 보았다. Fig. 2에서와 같이 전형적인 UCl_3 피크를 확인 할 수 있었고 아직 반응하지 않은 $BiCl_3$의 피크도 같이 존재하는 것을 확인 할 수 있었다. 3 시간 반응 후 CV를 측정한 결과 2 시간 반응 후 측정한 CV와 차이가 없음을 확인하였다. 이는 우라늄 금속과 화학적으로 반응하여 생성된 Bi 금속이 우라늄 표면을 뒤덮고 있어서 더 이상 화학 반응이 진행되지 않는다는 것을 의미한다. 따라서 우라늄 금속 표면에 있는

Bi 금속을 제거하기 위해 CA (chronoamperometry) 방법을 사용하였다. 인가전위는 우라늄은 전착되지 않고 Bi만 전착되는 전위인 -0.9 V를 주었고 3 시간 동안 측정한 결과는 Fig. 3과 같다.

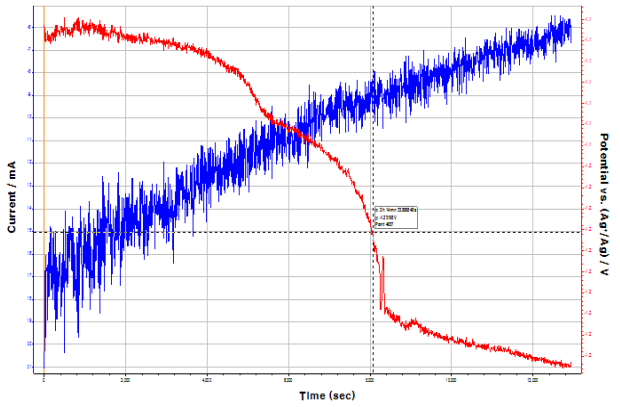


Fig. 3. Cronoamperometry curve at a W electorde of the LiCl-KCl-$BiCl_3$-UCl_3 molten salt system at 773K.

Fig. 3에서와 같이 시간이 지남에 따라 전류는 점차 감소하였고 양극의 전위는 점차 음의 값으로 증가하는 것을 확인 할 수 있다. 전류는 점차 감소하는 것은 용융염 내 $BiCl_3$의 농도는 점차 줄어드는 것을 의미하며 양극의 전위가 점차 음의 값으로 증가하는 것은 초기에는 우라늄 금속 표면의 Bi금속이 녹아서 용해되다가 시간이 지남에 따라 Bi 금속이 줄어들면 우라늄 금속이 동시에 녹아서 용해되기 때문이다. 전류가 거의 측정되지 않을 정도로 작아진 후 CA를 종료 한 후 CV를 측정한 결과 Fig. 2와 달리 $BiCl_3$의 피크는 관찰되지 않았고 UCl_3 피크만 관찰되는 것을 확인하였다. 이는 대부분의 $BiCl_3$가 우라늄 금속과 반응을 완료 한 것을 의미한다.

3. 결론

기존의 UCl_3 제조 방법은 $CdCl_2$을 사용하여 우라늄 금속과의 화학반응을 통해 제조하였으나 본 연구에서는 $CdCl_2$의 대체 물질로 $BiCl_3$를 선택하여 실험을 수행하였다. 실험 결과 우라늄 금속과 $BiCl_3$의 화학반응이 매우 잘 일어나는 것을 확인 할 수 있었다. 또한 기존의 UCl_3 제조 방법은 우라늄 금속과 $CdCl_2$의 반응을 통해 생성된 Cd 금속이 우라늄 표면을 뒤덮어서 더 이상 반응이 진행되지 않는 것을 방지하기 위해 물리적으로 우라늄 금속 표면의 Cd을 제거하였으나 본 연구에서는 전기화학적 방법을 통해 우라늄 금속 표면의 Bi를 녹여 냄으로써 지속적으로 반응이 일어나도록 하였다. 그 결과 대부분의 $BiCl_3$가 우라늄 금속과 반응하여 예상하는 UCl_3의 농도를 얻을 수 있었다. 또한 전기화학적 방법을 통해 얻어지는 곡선을 통해 공정진행 정도를 실시간으로 모니터링 할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025699).

사용후핵연료 저장랙 내경 감소에 따른 임계도 영향 평가

김기영*, 정성환
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*kiyoungkim@khnp.co.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료는 2015년말 기준으로 매년 약 750여톤이 발생되어 원전의 저장조에 누적된 저장량은 약 6,736톤(16,289다발)에 이르며, 1978년 고리1호기 상용운전 개시를 기준하면 약 35년 이상 저장수조에 보관되어있다. 저장수조내에는 Stainless Steel 재질의 모듈형 저장랙이 설치되어 있어 사용후핵연료는 집합체 단위로 랙속에 장전되어 있다. Fig. 1에서 보는바와 같이 저장랙은 사각형으로 된 격자 형태이며 격자 사이에는 중성자 흡수재라는 물질이 설치되어 있다. 기본적으로 중성자흡수재는 사용후핵연료로부터 발생되는 중성자를 흡수함으로서 사용후핵연료 임계방지 및 방사능 차폐 기능을 수행한다. 본 연구의 목적은 최근 국내 경수로원전에서 발생한 중성자흡수재의 부풀음(Swelling)현상에 따른 저장랙 내경감소가 임계안전성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 수행되었으며, 평가에 사용된 해석코드는 SCALE 6.1 이다[1][2].

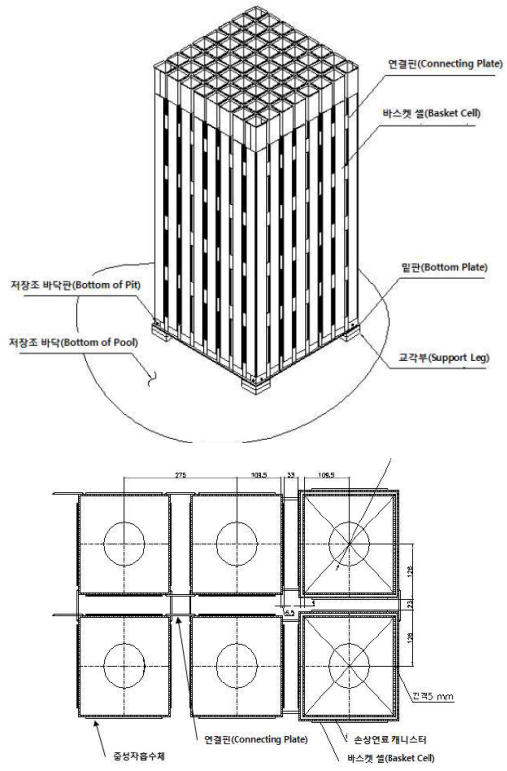


Fig. 1. Spent Fuel Storage Rack(Region I).

2. 본론

2.1 해석코드 및 방법론

SCLALE 코드는 기본적으로 특정 시스템의 핵임계 해석을 수행하는 코드이다. SCALE 코드는 임계해석을 위해 CSAS라고 불리는 control sequence에 의해 해석을 수행하며, 단일 입력자료를 통해 control sequence의 모든 모듈이 사용자의 추가적인 지시 없이 순차적으로 수행됨으로써 사용자 편의성이 매우 높다는 특징이 있다. CSAS control sequence는 사용자 편의를 위해 GeeWiz라는 user interface를 보유하고 있으며, 입력문은 사용자가 text로 직접 작성하거나 GeeWiz를 이용해 작성할 수 있다. CSAS의 입력은 Fig. 2와 같이 구성된다. =sequence에는 =CSAS5와 같은 control sequence 선택 명령어가 입력되며, 해석의 제목, 해석에 사용된 핵반응 단면적 라이브러리가 순차적으로 입력되어 해석문제에 관한 일반적 정보를 제공하게 된다. READ COMPOSITION과 END COMPOSITION 사이 블록에는 해석문제에서 사용되는 재료물질을 정의하며, READ CELLDATA와 END CELLDATA 사이 블록에는 다군 단면적 라이브러리를 사용하는 경우 공명영역 핵반응 단면적 처리를 위한 데이터가 기술된다. 마지막으로 KENO-V.a 또는 KENO_VI 블록에서는 해석에 사용된 기하학적 정보와 random seed, history 수 등이 정의된다[2].

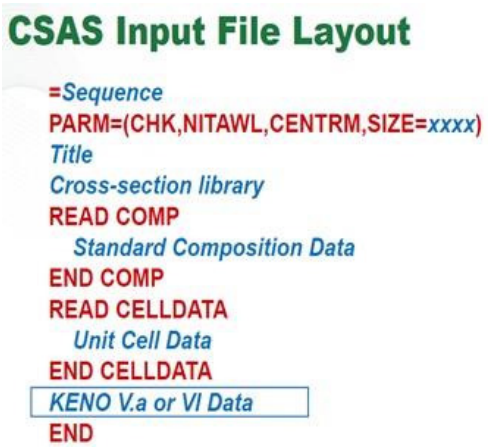


Fig. 2. CSAS Input File Layout.

본 연구에서는 SCALE 6.1을 이용하여 저장랙 내경감소와 같은 기하학적 변형에 따라 임계안전성에 미치는 영향을 평가하였다.

2.2 해석 및 평가

본 연구에서는 WH형 발전소 사용후핵연료 저장조내 설치되어 있는 저장랙(Region I)을 모사하였으며 ACE7 연료가 장전되어 있다고 가정하였다. Fig. 3은 저장랙내 사용후핵연료집합체가 장전되어 있는 형상을 모델링 한 것으로, 정상상태의 저장랙 내경 8.75인치를 고려한 것이다. 그리고 저장랙 벽면에 설치되어 있는 중성자흡수재 부풀음(Swelling)에 따른 저장랙 내경감소로 임계안전성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 Table 1과 같이 8.62 인치, 8.51인치로 내경이 감소된 경우를 가정하여 임계안전성을 평가하였다.

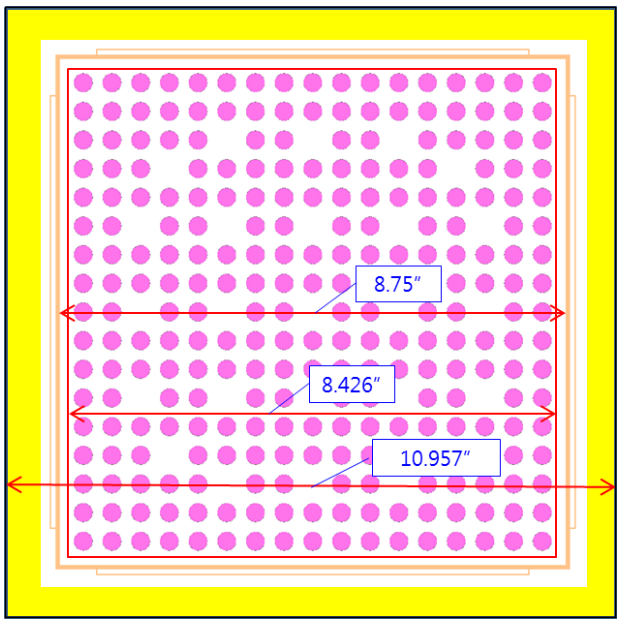


Fig. 3. Spent Fuel Storage Rack Modeling(Region I).

Table 1. Input Conditions of Inner Diameter of Spent Fuel Storage Rack

저장랙 내경 (inch)	비고
8.75	정상조건
8.62	3.3 mm 내경축소 (중성자흡수재 부풀음 1.64 mm * 2)
8.51	6 mm 내경축소 (중성자흡수재 부풀음 3 mm * 2)

임계안전성에 미치는 영향을 평가하기 위하여 SCALE 6.1을 사용하였으며, 평가결과는 다음과 같다.

Table 2. Assessment Result

저장랙 내경 (inch)	Keff
8.75	0.915
8.62	0.903
8.51	0.888

Table 1에서 보는 바와 같이 사용후핵연료 저장조내 설치되어 있는 저장랙의 내경감소에 따라 임계안전성 평가인자인 Keff값은 점점 감소한다는 결과를 얻었다. 즉, 저장랙의 내경감소가 사용후핵연료에 대한 임계도 측면에서 오히려 안전성을 점점 증가시키는 요인으로 작용한다는 사실이다. 이러한 원인은 저장랙 내경 감소에 따라 연료집합체와 중성자흡수재와의 거리가 가까워지고 또한 총 냉각재량의 변화는 없으나 저장랙내 존재하는 냉각재량의 감소로 중성자 감속능력이 감소되기 때문에 Keff값이 감소되는 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 중성자흡수재의 부풀음(Swelling) 현상에 따른 저장랙 내경감소가 임계안전성에 미치는 영향을 평가하였다. 평가결과 사용후핵연료 저장랙 내경이 감소함에 따라 사용후핵연료의 임계안전성은 오히려 증가하는 것으로 나타났다. 이것은 저장랙 내경감소에 따라 연료집합체와 중성자흡수재 사이의 거리가 기존에 비해 가까워지고, 또한 저장랙내 존재하는 냉각재량의 감소로 중성자 감속능력이 감소되었기 때문인 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] SCALE : A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, (2011).

[2] A Primer for Criticality Calculations with SCALE/KENO-VI Using GeeWiz. ORNL/TM-2008/069, (2008).

국외 사용후핵연료 건식저장시설 단계별 검사 항목 및 요건 분석

육대식*, 박동극, 이호진, 안상면, 정규환
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*dsyook@kins.re.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물에 대한 국가관리기본계획이 발표됨에 따라 소내 뿐만 아니라 소외 중간 저장시설에 대한 법적 인허가 체계 개발과 더불어 용기제작 및 시설 건설에 따른 검사요건에 대한 개발 필요성이 증대되었다. 이에 따라 본 연구에서는 사용후핵연료 건식저장시설 인허가 체계 개편에 따라 필요한 중간저장시설 검사 항목 및 그 내용에 대하여 미국의 사례를 분석하여 국내에 적용해야 하는 검사 요건들을 살펴보고자 한다. 이러한 결과를 국내 사용후핵연료 중간저장시설 단계별 (설계,제작, 사용전 및 정기검사) 필요 검사 항목에 대한 기술기준을 마련하는 데 활용하고 자 한다.

2. 본론

2.1 미국 ISFSI에 대한 전반적인 검사 체계[1]

미국의 경우, ISFSI가 건설되는 부지에 따라 소내, 소외로 구분하여 ISFSI의 운영활동을 4단계로 구분하였다. 미국의 ISFSI는 저장용기(혹은 저장모듈)와 시설의 경계가 모호하기 때문에 제작과 건설이 혼재되어 제시된다. 즉, 1단계는 설계, 제작 및 건설로 구분하고, 2단계는 사용전검사, 3단계는 사용후핵연료 장전 및 인출 운영, 마지막 4단계는 장전된 ISFSI의 저장감시로 구분하였다. 그리고 각 단계별로 요구되는 검사 활동을 구분하고, 검사 완료 시점을 전체적으로 제시하였다. 검사 완료 시점에 따라 필요한 검사 지침은 검사목적, 검사요건, 검사지침(일반 지침, 상세지침) 그리고 검사시 투입해야 할 인력 및 시간에 대한 정보를 제공하는 형태로 구성된다.

2.2 검사 단계별 검사 지침

2.2.1 기기 설계 감리

설계승인을 받은 ISFSI 인허가자가 ISFSI의 제작을 시작하기 이전에 사전에 승인 받은 품질 보증 계획서에 따라 변경사항들을 절차에 따라 적절하게 유지관리 하고 있으며, 이를 바탕으로 ISFSI 및 저장용기 제작이 승인 받은 대로 이루어 질 수 있을지를 확인하는 데 활용되는 검사 지침이다. 저장용기는 운반용기와 달리 제작이 완료되고 사용후핵연료가 장전이 되면, 사용후핵연료 뿐만 아니라 용기 자체에 대한 건전성도 유지되어야 하기 때문에 제작 이전에 품질보증에 대한 검사는 대단히 중요하다. 그러므로 본 검사 지침은 국내 사용후핵연료 저장용기 제작 품질보증검사에 적용을 할 수 있을 것으로 기대된다.

2.2.2 외부 제작사에 의한 ISFSI 기기들의 제작검사

본 검사 지침은 저장용기의 안전성분석보고서, 심사보고서 및 설계부합인증서에 명시된 절차 및 내용에 따라 저장용기와 그 기기들이 제작되어 지는 지 여부를 검사하기 위한 검사 지침으로, 국내 저장용기 제작검사에 관한 고시 및 지침 개발에 활용될 것이다.

2.2.3 부지내 ISFSI 건설 및 제작에 관한 검사

본 검사지침의 주요 내용은 저장용기(혹은 저장모듈)을 지지하는 콘크리트 패드 건설 시 확인해야 할 검사 요건들을 제시하고 있어, 국내 건식저장시설 사용전검사 시 활용될 수 있다. 다만, 미국은 건물을 건설하고 그 안에 저장용기(혹은 저장 모듈)을 설치하는 방식 보다 주로 야외에 콘크리트지지 패드를 설치 한 후 그 위에 저장용기(혹은 저장모듈)을 설치하는 방식을 활용하기 때문에 국내 건식저장시설 사용전검사 시에는 건물 및 주요 설비에 대한 내용도 추가 되어야 한다.

2.2.4 ISFSI 사용전 검사

본 검사 지침은 사용후핵연료를 용기에 장전 혹은 인출하기 전에 그 절차 및 설비가 적절하게 준비되고, 관련 작업 인력이 적절히 훈련되어 있는 지 여부를 확인하기 위한 것이다. 이와 더불어 시설 운영을 시작하기에 앞서 갖추어져 있어야 할 운영 절차서 등의 구비 및 내용까지 확인하는 검사 지침이므로, 국내의 경우 사용후핵연료 건식저장시설 사용전검사, 장전·인출검사에 활용 될 수 있다.

2.2.5 ISFSI 운영중 검사

본 검사 지침은 ISFSI 운영 중의 행위가 안전성 분석보고서, 심사지침서, 설계부합인증서, 품질보증 계획서 등의 인허가 문서에 따라 시설이 운영되는지 여부를 확인하기 위하여 사용된다. 특히, 단순히 시설 운영 절차 준수 여부뿐만 아니라 본 검사에서는 시설 운영에 따른 방사선 위해 기준 만족 여부도 본 검사를 통해 확인하도록 요구한다. 그러므로 본 검사 지침은 사용후핵연료 중간저장시설 정기검사에 활용 될 수 있다.

3. 결론

상기 내용을 바탕으로 사용후핵연료 운반 규제 행위와 현재 개발 중인 사용후핵연료 중간저장시설·저장용기 인허가 체계를 바탕으로 비교한 규제 행위를 아래의 Table 1에 제시하였다[2]. 사용후핵연료 운반의 경우, 용기 설계에 따른 설계승인 심사, 운반용기 자체에 대한 검사와 운반행위에 대한 검사로 나눌 수 있다. 중간저장의 경우, 저장시설과 저장용기에 대한 건설운영허가 및 저장용기의 설계승인을 통한 심사가 예상되며, 이에 대한 사용후핵연료 중간저장시설 안전성분석보고서 작성 지침 고시도 개발되어 있다. 저장용기의 경우, 제작단계에서 사용후핵연료 운반용기와 마찬가지로 저장용기 제작검사가 필요하다. 이 경우 제작검사 이전에 제작검사를 위한 준비 및 이행이 적절히 이루어지는지에 대한 확인이 추가적으로 필요하므로 저장용기 품질보증검사에 대한 관련 기술기준의 추가 개발이 필요할 것으로 판단된다. 저장시설의 경우 건설 단계의 검사를 위한 사용전검사와 건설을 포함하여 운영 단계에서도 사전에 인허가 받은 절차대로 이행되는 지를 확인하기 위한 품질보증검사가 필요하다. 저장용기가 제작되어 저장시설에 설치될 경우, 저장용기는 저장시설의 주요 설비로 볼 수 있기 때문에 장전 검사 및 정기검사는 시설과 용기를 구별하지 않고 필요하며 이에 따른 고시 개발도 추후 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국방사선안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다(No. 과제번호1403013).

5. 참고문헌

[1] U.S.NRC, INSPECTION PROGRAM FOR DRY STORAGE OF SPENT REACTOR FUEL AT INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATIONS AND FOR 10 CFR PART 71 TRANSPORTATION PACKAGINGS, Appendix B, IMC-2690, 2012.

[2] 한국원자력안전기술원, " 국외 사용후핵연료 건식저장시설 단계별 검사 항목 및 요건분석', KINS/RR-1477, 2016.

Table 1. Comparison of stepwise regulation between transport and strorage

단계	운반	사용후핵연료 저장		SF 저장 관련 고시 개발
	용기	저장시설	저장용기	
설계	설계승인	건설·운영허가	설계승인	저장시설 SAR 고시 준용
제작	제작검사	-	제작검사 품질보증검사	신규 고시 개발 ('17예정)
건설	-	사용전검사	-	-
운영	운반(개별·정기)검사 사용검사	품질보증검사	-	추후 고시 개발
		장전·인출검사		추후 고시 개발
		정기검사		-
해체	-	확인·점검		원전시설 해체고시 준용

연소도가 다른 사용후핵연료를 저장한 건식저장용기시스템에 대한 핵임계안전성평가

윤형주, 홍서기, 최우용, 이건용, 박선우, 김보령, 박광헌*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpark@khu.ac.kr

1. 서론

국내 원자력발전소의 사용후핵연료(Used Nuclear Fuel, UNF) 소내저장능력이 2024년이면 한계에 도달하여, 최악의 경우 UNF의 저장문제로 인해 원자력발전소의 운전이 불가능해지는 상황이 올 수 있다. 이를 대비하여 UNF의 장기 건식저장에 대한 준비가 필요하고, 그에 대한 정확한 안전성 평가들이 중요하다. 특히, 핵임계안전성평가는 그 어떠한 조건에서도 그 시스템이 미임계성을 유지하고 있는지를 평가해야 하고, 국외의 경우, 최근에는 핵임계안전성평가에서 연소도이득을 적용하여 UNF를 건식저장용기 내에 보다 경제적이고 효율적으로 저장할 수 있다. 연소도이득을 통한 핵임계평가과정에서는 UNF의 축방향 연소도 분포가 핵임계평가결과에 민감한 영향을 미치기 때문에, 이것에 대한 정확한 예측이 중요하다. 그러므로, 본 연구는 일반적으로 GBC-32 건식저장용기 내에 완전히 동일한 조건의 32개의 UNF들을 저장하는 경우와 좀더 현실적으로 연소도만 2가지로 서로 다른 UNF들을 저장하는 경우에 대해 SCALE 6.1/ STARBUCS 코드의 k_{eff} 값들을 비교·분석하였다.

2. 본론

2.1 국내 PWR 사용후핵연료의 구성

한빛원자력발전소에서 사용하고 있는 핵연료인 PLUS7 16X16 집합체를 기준으로 적용하였다. 3호기 6주기 이후에 방출되는 사용후핵연료집합체들(Used Nuclear Fuel Assemblies, UNFAs) 중 G0 형태의 집합체 13번만을 대상으로 설정하였다. 이 UNFA를 구성하는 이산화우라늄(UO_2)의 농축도는 4.10wt.% U-235이고, 가돌리니아(Gd_2O_3)를 포함하고 있지 않다. 이 핵연료집합체의 자세한 구성요소와 원자로 내부의 연소위치는 참고문헌 1을 통해 확인할 수 있다 [1].

2.2 사용후핵연료의 축방향 연소도 분포

한빛원자력발전소 3호기 6주기 이후 방출된 13번 UNFA의 최종적인 단위질량당 연소도는 48,270 MWD/MTU이다. 이 연소도와 원자로 내 연소위치를 조건으로 DeCART와 MASTER 코드를 사용하여 도출된 13번 UNFA의 높이 방향에 대한 연소도의 분포는 Fig. 1과 같다 [1].

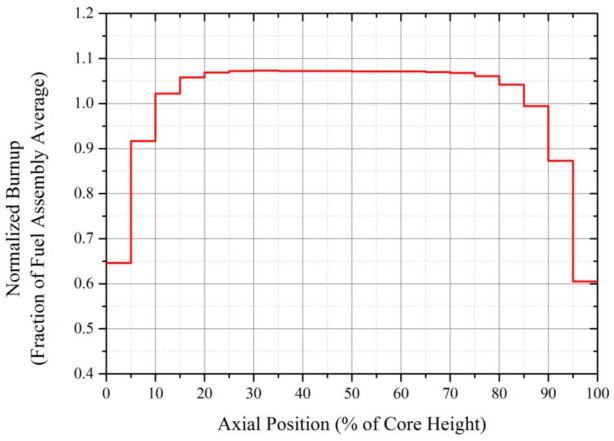


Fig. 1. Normalized Axial Burnup Distribution.

하지만, 위의 축방향 연소도 분포는 이론적인 코드계산에 의한 결과로 볼 수 있기 때문에, 실제 분포와는 약간 다를 수가 있다. 그러므로 본 연구에서는 Fig. 1의 축방향 연소도 분포를 기준으로 20%를 감소한 연소도부터 20%를 증가한 연소도의 분포들을 다양하게 고려하였다.

2.3 건식저장용기 내 사용후핵연료의 배치

UNFA들을 건식 방법으로 저장하는 용기는 GBC-32 미국식 일반용기로 적용하였다. 이 용기는 최대 32개의 UNFA들을 저장할 수 있고, 자세한 구성요소와 UNFA들의 배열은 참고문헌 1을 통해 확인할 수 있다. 일반적으로, 이 용기에 대한 핵임계 안전성 분석에서는 농축도나 연소도 등과 같은 동일한 UNFA 32개를 저장하여 평가를 수행하고 있다. [1] 하지만, 실제로는 완전히 동일한 조건의 UNFA 32개를 저장하는 경우는 거의 드물고, 다양한 조건들을 가진 UNFA들을 저장할 가능성이 크다. 본 연구에서는 연소도만 2가지로 가지는 서로 다른

UNFA들을 GBC-32 건식저장용기에 저장하는 경우를 고려하였고, 고연소도를 가지는 UNFA 16개와 저연소도를 가지는 UNFA 16개를 Fig. 2와 같이 배치하였다.

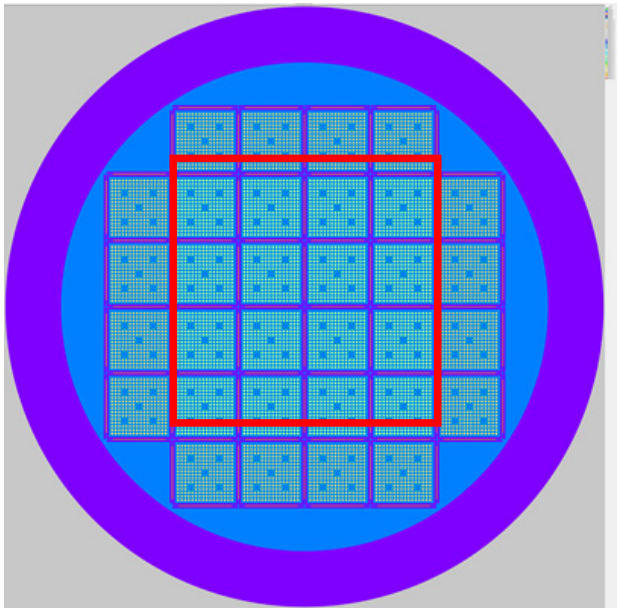


Fig. 2. Radial Cross Section of GBC-32 Cask.

2.4 결과 및 분석

Fig. 2에 대한 핵임계 평가는 SCALE 6.1/STARBUCS 코드를 이용하여 수행하였다. Fig. 2에서 빨간 사각형 내부의 UNFA들이 고연소도를 가지는 시스템들과 저연소도를 가지는 시스템들을 평가하였다. Table 1은 빨간 사각형 내부의 UNFA들과 외부의 UNFA들의 연소도들에 대한 9가지 코드 계산 시나리오들을 보여주고 있다. 여기서, 모든 시나리오들에 대한 UNFA들의 평균연소도는 13번 UNFA의 연소도와 동일하게 설정하였다.

Table 1. Specific Burnups(MWD/MTU) of UNFAs

Case	Inside	Outside	Case	Inside	Outside
1	57,924	38,616	6	45,857	50,684
2	55,511	41,030	7	43,443	53,097
3	53,097	43,443	8	41,030	55,511
4	50,684	45,857	9	38,616	57,924
5	48,270	48,270			

Fig. 3은 Table 1의 9가지 시나리오들에 대한 GBC-32 건식저장용기의 핵임계 평가를 수행한 결과들을 나타내는 그래프이다. 일반적으로 모두 동일한 연소도를 가지는 32개의 UNFA들을 GBC-32 건식저장용기에 저장한 시스템(Case 5)의 유효증배계수 k_{eff}와 비교해보면, 내부에 저장된 16개의 UNFA들이 고연소도를 가지고 외부에 저장된 16개의 UNFA들이 저연소도를 가지는 경우의 k_{eff}가 더 낮은 값으로 평가되었고, 반면에 그 반대로 저장한 경우의 k_{eff}가 더 높은 값으로 평가되었다. 그 이유는 일반적으로 중성자 flux가 건식저장용기시스템의 중앙에서 최대를 이루고, 내부에 저장된 UNFA들이 저연소도인 경우, 다시 말하면, 상대적으로 고농축도를 유지하고 있는 경우, 중성자의 핵분열반응밀도가 상대적으로 높기 때문에 k_{eff}가 더 높은 값으로 평가된다고 말할 수 있다.

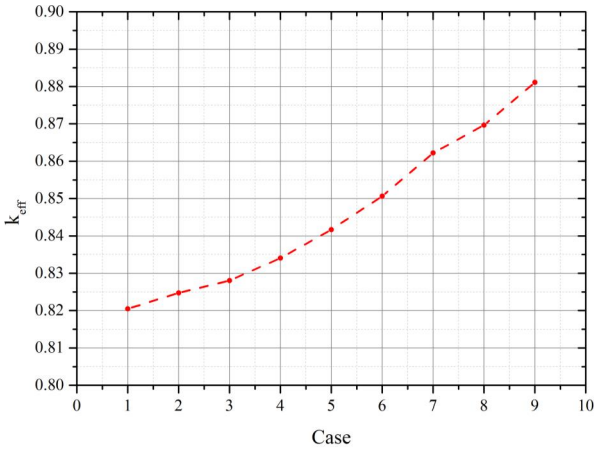


Fig. 3. Results on 9 cases for GBC-32 Cask.

3. 결론

연소도만 2가지로 서로 다른 UNFA들을 GBC-32 건식저장용기에 저장하는 조건에 대해 SCALE 6.1/STARBUCS 코드의 k_{eff} 값들을 비교·분석하였다. GBC-32 건식저장용기의 내부에 저장된 UNFA들이 상대적으로 저연소도 또는 고농축도일수록 중성자의 핵분열반응밀도가 상대적으로 높기 때문에 k_{eff}가 더 높아진다는 결론을 얻었다. 그러므로 다양한 연소도의 UNFA들을 건식저장용기에 저장하는 경우에는 중앙에서 외부로 갈수록 연소도가 점점 낮은 UNFA들을 배치하는 것이 더욱 안전하게 미임계성을 확보할 수 있다고 결론을 내릴 수 있다.

4. 참고문헌

[1] H.J. Yun, D.Y. Kim, K.H. Park, and S.G. Hong, "A Criticality Analysis of the GBC-32 Dry Storage Cask with Hanbit Nuclear Power Plant Unit 3 Fuel Assemblies from the Viewpoint of Burnup Credit", Nuclear Engineering and Technology, 48, 624-634 (2016).

사용후핵연료 저장조 사고시 주요 안전 이슈 고찰

방제건*, 김대호, 전태현, 김선기
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

2011년 일본 후쿠시마 원전 사고 이후, 원전의 안전성에 대한 관심이 사용후핵연료 저장조 안전성에도 쏠리고 있다.

원자력발전소 노심내에서 방출된 사용후핵연료는 사용후핵연료 저장조에 보관하고 있다. 그러나 최근의 일본 후쿠시마 원전사고와 같은 지진이나 혹은 다른 요인에 의해 사고가 발생할 경우 저장수조의 온도가 상승함에 따라 냉각수가 증발하게 되어 사용후핵연료집합체가 공기중에 노출될 수 있다. 이 경우 붕괴열로 인해 온도가 매우 높게 올라감으로써 적절한 조치가 취해지지 않을 경우 중대사고(severe accident)로 진행되어 매우 심각한 안전성 저해를 가져올 수 있다[1-4]. 특히, 사용후핵연료 저장조의 경우 노심에 비해 10배-20배 이상의 많은 사용후핵연료가 보관되어 있으므로 사고의 확률은 낮으나, 사고시 노심에 비해 다량의 방사능물질이 환경으로 방출될 수 있다[5].

이에 본 연구에서는 사용후핵연료 저장조에서 냉각기능상실 혹은 냉각수상실 사고가 발생할 경우 예측되는 주요 안전 이슈에 대해 고찰하고자 한다.

2. 본론

2.1 피복관 공기산화에 의한 열화

노심과 달리 저장조 건물의 분위기는 공기가 존재하므로, 사고시 노심의 경우 고온의 수증기에 의한 산화반응만 발생하지만, 저장조의 경우 공기+수증기 혼합분위기에서 산화반응이 발생한다. 공기산화는 반응속도가 수증기산화에 비해 훨씬 빠르며, 발열반응에 따른 발생열이 약 2배 정도로 높기 때문에 노심내 LOCA 사고시보다 산화에 의한 열화가 심각하다[6].

$$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2,\ \Delta H = 616\text{kJ/mol} \quad (1)$$

$$Zr + O_2 \rightarrow ZrO_2,\ \Delta H = 1{,}095\text{kJ/mol} \quad (2)$$

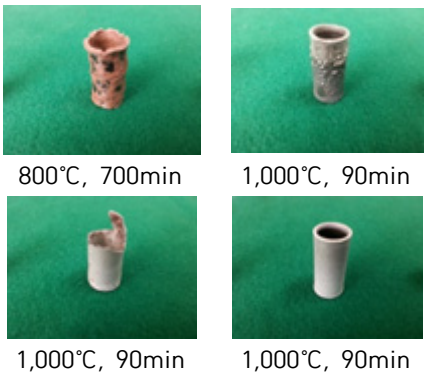


Fig. 1. Degradation of Zircaloy-4 cladding by air oxidation.

2.2 피복관 수증기산화에 따른 수소발생 및 수소폭발(Hydrogen Explosion)

사용후핵연료 피복관과 수증기와의 산화반응에 따라 반응의 부산물(reaction product)로서 수소가 발생하게 된다. 이때 발생하는 수소의 양만큼 수증기의 양은 감소하게 되며, 저장조 건물의 분위기는 공기중의 O_2, N_2, H_2O 및 H_2의 혼합물로 존재하게 되는데, 수소의 농도가 일정 비율 이상이 될 경우 수소폭발이 발생할 수 있다. 그러나 전체적인 수소의 비율이 폭발 임계치 이하일 경우에도, 수소는 저장조 건물 상단부 천장부에 모이게 되므로, 저장조 건물 상단부 천정부의 수소농도가 폭발 임계치를 넘을 경우 수소폭발이 발생할 수 있다.

이러한 수소폭발 임계비는 온도에 따라 다르며, 통상 온도가 높은 조건하에서는 수소폭발 임계비는 더 낮아진다. 20℃ 및 100℃에서의 임계비는 다음과 같다[7].

$$HR_{th} = 11.6\% \ (20℃) \quad (1)$$

$$HR_{th} = 9.4\% \ (100℃) \quad (2)$$

2.3 UO_2 산화에 따른 파편화/분말화에 의한 대량 방사능 물질 방출

수조에 저장중인 사용후핵연료 피복관은 수위가 낮아지면서 공기중으로 노출되게 되는데, 사용후핵연료 봉내압이 약 30 - 100기압 정도되므로 일정

수준의 온도(약 600-700℃)가 되면, ballooning에 의한 변형과 파손이 발생하게 된다. 이때 파손분위를 통해 유입된 공기 및 수증기와 UO_2와의 산화반응이 약 600-700℃ 정도의 온도 때부터 지속적으로 산화반응이 발생하며, 공기 및 수증기의 비율에 따라 다르지만, UO_2의 파편화 혹은 분말화가 발생하게 된다[8]. UO_2의 파편화 혹은 분말화 특성은 사고시 환경으로의 대량 방사능물질의 종류와 방출양을 예측하는데 매우 핵심적인 특성으로서, 이는 노심중대사고시 대량 방사능물질의 종류와 방출양과는 매우 다를 수 있다.

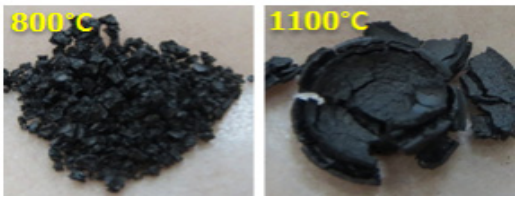


Fig. 2. Fragmentation of UO_2 pellet by oxidation.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 저장조 사고 시 냉각기능상실 혹은 냉각수상실 사고가 발생할 경우 예측되는 주요 안전 이슈에 대해 고찰하였다. 주요 안전 관점의 이슈는 다음과 같다.

첫째, 피복관 공기산화에 의한 열화이다.

둘째, 피복관 수증기산화에 따른 수소발생 및 수소폭발(hydrogen explosion)이다.

셋째, UO_2 산화에 따른 파편화/분말화에 의한 대량 방사능 물질 방출이다.

특히, 저장조 건물의 경우 노심과 달리 격납용기가 없으므로, 수소폭발에 의해 건물내부가 대기중으로 노출되기 쉽고, 건물내부가 대기중으로 노출된다는 것은 사용후핵연료 피복관 파손에 따라 대량의 방사능물질의 환경누출을 의미하므로 수소폭발과 UO_2 산화에 의한 파편화/분말화 특성은 사용후핵연료 저장조 안전과 관련한 매우 중요한 이슈로 볼 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 지원아래 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.(NRF-2012-2012M2A8A4013172).

5. 참고문헌

[1] E.T. Hayes and A.H. Roberson, J. Electrochem. Soc. 96 (1949) 142.

[2] S. Leistikow and H.V. Berg, Investigation under nuclear safety aspects of Zircaloy-4 oxidation kinetics at high temperatures in air, in: Proceeding of the 2nd Workshop of German and Polish Research on High Temperature Corrosion of Metals, Julich, 2-4 (December) 1987.

[3] M. Steinbruck and M. Bottcher, Air oxidation of Zircaloy-4, M5 and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures, J. Nuclear Materials 414 (2011) 276.

[4] C. Duriez, T. Dupont, B. Schmet, and F. Enoch, Zircaloy-4 and M5 high temperature oxidation and nitriding in air, Journal of Nuclear Materials 380 (2008) 30.

[5] NUREG/CR-0649, Spent Fuel Heatup Following Loss of Water During Storage, 1979.

[6] S.K. Kim, T.H. Chun, J.G. Bang, and Y.H. Koo, High Temperature Air Oxidation Behavior and Its Kinetics of Zircaloy-4 During a Loss of Coolant Accident in a Spent Fuel Pool, 2nd Asian Nuclear Fuel Conference (2014).

[7] M. Leyse, Preventing Hydrogen Explosions in Severe Nuclear Accidents, NRDC Report(March) (2014).

[8] S.K. Kim, J.G. Bang, T.H. Chun, D.H. Kim, and I.S. Lim, Analysis of Zircaloy-4 Cladding Failure Behaviors During an Accident in a Spent Fuel Pool, Proceedings of Korean Journal of Metals and Materials, (Spring) 2016.

사용후핵연료 저장조 사고 분석

정성환*, 김기영
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*sunghchung@khnp.co.kr

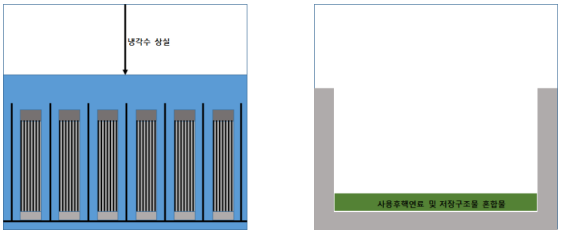
1. 서론

원전의 노심에서 나온 사용후핵연료를 수중에서 보관하는 저장조와 저장대 등 저장구조물은 구조적 건전성은 물론, 연료의 핵임계 방지, 붕괴열 냉각에 대하여 구조물과 여러 계통이 안전하게 유지관리되어야 한다. 그러나 후쿠시마 사고이후 사용후핵연료의 과밀저장과 함께 저장조내 사고에 대한 우려가 점차 증가하고 있기 때문에 사용후핵연료 저장조에서 발생 가능한 사고를 분석하였다.

2. 본론

○ 냉각계통 기능상실

저장조의 냉각수 냉각계통이 전원상실로 기능을 발휘할 수 없으면 수온이 상승하고 일정온도 이상에서 증발하여 냉각수가 유실되며, 사용후핵연료의 붕괴열이 제거되지 못하여 연료와 구조물이 용융된다(Fig. 1). 이러한 사고에 대하여 저장조의 수온이 상승된다고 가정하여 냉각수의 온도를 달리하여 평가하며, 수온증가로 일부 또는 전부 증발한다고 가정하여 평가하여야 한다. 또한 연료와 저장구조물이 용융되어 저장조 하부에 균질화된 상태를 가정하여 평가하여야 한다.

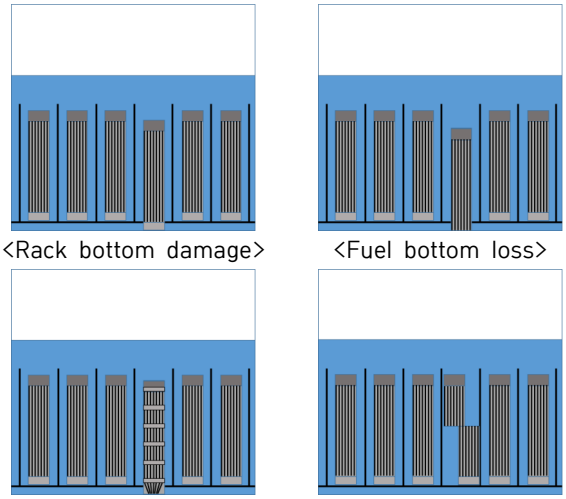


<Coolant boiling> <Fuel/structure melting>

Fig. 1. Functional loss of cooling system.

○ 연료낙하

저장조에서 사용후핵연료를 취급하는 도중 연료집합체가 낙하하는 경우 사용후핵연료는 낙하충격으로 인해 파손, 절단 등의 손상이 예상되며, 저장대 구조물 또한 변형될 수 있다. 연료낙하로 인하여 저장대 하부판이 파손되어 연료가 저장조 콘크리트 바닥에 위치하는 상태, 연료의 하단고정체가 낙하충격으로 인해 유실된 상태, 연료봉 하단부가 휘어지는 상태, 연료의 중심부가 절단되어 있는 상태 등을 가정하여야 한다(Fig. 2). 연료가 저장조내로 낙하하는 사고는 수직낙하로 인한 충격과 연료가 저장대 상부에 수평으로 낙하하는 경우와 수직이동 중 회전하여 수평으로 낙하하는 충격을 고려할 수 있는데, 피복관에 가해지는 영향이 심각한 쪽을 선택한다. 수직낙하는 저장된 연료가 저장대 상부보다 아래에 위치하므로 하나이상의 연료에 충격을 가할 수 없으며, 충격은 낙하되는 연료의 하단고정체가 저장된 연료의 상단고정체에 충격을 줄 때 연료의 양 끝단 사이에서 발생할 수 있다. 저장조내로의 수직 및 수평 낙하는 연료에 작용하는 하중의 합을 평가하여 피복관의 허용응력을 초과하는 지 여부를 판단한다.



<Rack bottom damage> <Fuel bottom loss>
<Rod bottom bending> <Fuel assembly cut>

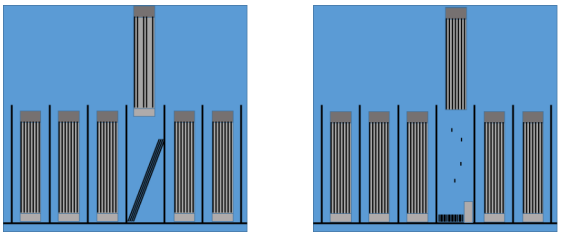
Fig. 2. Fuel drop.

원전 FSAR 및 USNRC 10CFR50 App.A에 명시된 발생 가능한 연료낙하사고에 대하여 건전성이 유지되어야 하는 기준에 따라 연료와 취급장치가 저장대에 낙하하는 경우 천층낙하(저장대 상단에 충돌), 심층낙하-1(저장대 지지대 경간사이 밑판에 충돌), 심층낙하-2(저장대 밑판에 충돌)로 구분하여 구조물 건전성은 물론, 연료의 기하학적 변형에 따른 임계가능성을 평가하여야 한다.

○ 연료피복관 열화

원자로 운전중 또는 연료를 장기간 저장하는 경우 피복관의 열화로 인하여 연료봉이 집합체로부터 분리되거나, 연료봉이 파손되어 소결체가 연료봉으로

부터 유출될 수 있다(Fig. 3). 연료봉 일부 또는 전부가 유출되어 유출된 연료봉이 바닥에 쌓인다고 가정하며, 피복관 열화나 연료봉의 충격으로 소결체가 유출되는 사고를 가정하여야 한다.



<Rod extrusion> <Pellet extrusion>

Fig. 3. Fuel cladding degradation.

○ 지진

후쿠시마원전 사고이후 설계지진을 초과하는 지진에 대하여 국내원전도 설계지진을 재검토하는데(Table 1), 현 원전의 설계지진에 대한 개선이 예상된다. 지반가속도 0.2 g로 설계된 원전에서 기준을 초과하는 지진이 발생한 경우도 안전성을 확보하기 위하여 내진성능을 신규원전 기준인 0.3g 수준으로 보강하도록 하고 있는데, 사용후핵연료 저장구조물도 0.3 g에 대한 평가가 필요하며, 아울러 기존의 저장구조물이 어느 정도의 지진까지 견디는지 확인하는 것도 필요하다.

Table 1. Comparison of Fukushima earthquake

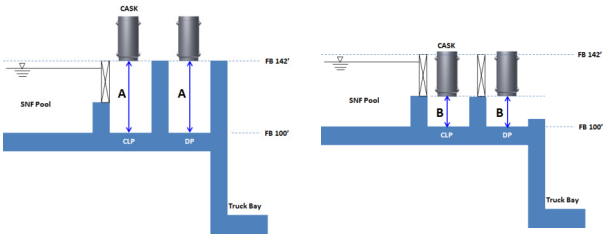
호기	관측값(gal)			설계기준지진(gal)		
	남-북	동-서	상향	남-북	동-서	상향
1	460	447	258	487	489	412
2	348	550	302	441	438	420
3	322	507	231	449	441	429
4	281	319	200	447	445	422
5	311	548	256	452	452	427
6	290	431	244	445	448	415

○ 연료취급사고시 방사선피폭

저장구조물의 건전성을 검증하기 위하여 방사선적 영향을 정량적으로 평가하고, 장기관리에 대한 방사선적 안전성을 확보하기 위하여 정상조건에서 냉각수 표면방사선량률과 사고조건의 방사선적 안전성을 평가하여야 한다. 정상조건에서 냉각수의 표면방사선량률은 허용치인 25 μSv/h를 초과하지 않아야 한다. 노심에서 방출되어 72 시간 동안 냉각된 단일연료가 파손되어 연료봉 내부의 핵분열생성물의 방출로 인한 잠재적 인체피폭이 고려되어야 한다. 사고조건에서의 방사성물질 호흡 및 흡입에 의한 피폭선량을 평가하기 위하여 방사선원 자료, 방사성물질 누출자료 및 공학적 안전설비 자료를 분석하여야 하며, 이를 기반으로 원전부지의 제한구역경계 및 저인구지역 외곽경계에서의 갑상선 및 전신 피폭선량을 평가하여야 한다.

○ 운반용기 낙하

사용후핵연료 운반을 위하여 운반용기는 연료건물에서 용기취급크레인을 이용하여 제염조로 이동하고, 장전조로 이동하여 연료를 장전하며, 다시 제염조로 이동하여 차량에 상차된다(Fig. 4). 장전조와 제염조로의 운반용기 이동시 운반용기가 낙하사고가 발생하면 장전조(CLP)나 제염조(DP)의 바닥면 위로 운반용기가 직접 충격하게 되는데, 운반용기가 100여톤의 중량물이므로 바닥면인 콘크리트 구조물의 건전성을 보장하기 어렵다. 제염조와 장전조의 바닥면은 사용후핵연료 저장조의 바닥면과 연결된 일체의 구조물이므로 운반용기가 낙하하면 제염조와 장전조 바닥면에 손상이 가고, 아울러 저장조 바닥면의 손상을 야기하여 저장조의 냉각수가 누출되는 심각한 사고가 발생할 수 있다. 운반용기의 중량이 취급크레인의 정격용량에 근접하므로 연료건물에서 운반용기는 아주 신중하게 취급하여야 한다. 따라서 제염조 또는 장전조에서의 운반용기 낙하사고 시에도 저장조 구조물에 영향이 없도록 건전성 확보대책을 마련하는 것이 필요하다.



<unit A> <unit B>

Fig. 4. Cask handling in the fuel building.

3. 결론

본 논문은 사용후핵연료 저장조에 대한 사고분석 방법론에 대하여 정리한 것이다. 특히 기존 사고해석을 기반으로 추가로 고려해야 하는 조건 및 가정사항을 제시하였으며, 장기적으로 국내원전 적용에 대비하는 차원에서 각각의 사고조건에 대한 재검토가 필요 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] EPRI 3002000499, Spent Fuel Pool Accident Characteristics, 2013.
[2] US NAS, Safety and Security of commercial Spent Nuclear Fuel Storage, 2006.
[3] USNRC NUREG-1353, Regulatory Analysis for the Resolution of Generic Issue 82, 1989.

미국 사용후핵연료 표준화 캐니스터 연구 고찰

이수홍[1], 정진영[1],이재민[1], 김태만[2], 김광표[1*]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168
*realsh@khu.ac.kr

1. 서론

원자로를 운영 중인 많은 국가들은 사용후핵연료 저장 및 처분을 위한 용기 및 시설 연구를 수행 중에 있다. 우리나라의 경우 고준위방사성폐기물 관리 기본계획이 수립됨에 따라 영구처분을 위한 로드맵이 제시되고 이에 따른 필요 연구들이 진행되고 있으나 아직 구체적인 처분장의 설계나 그 전 관리 단계의 방안은 명확히 수립되지 않았다. 원자력 선진국 중 대표적인 미국의 경우 유카 마운틴 프로젝트 중단 이후 다양한 연구가 수행되고 있고, 그 중의 하나로 사용후핵연료 표준화 캐니스터 연구가 있다. 본 연구에서는 미국에서 수행 중인 표준화 캐니스터의 적용 타당성 분석에서 평가 조건 설정과 중간 결과에 대한 소개와 더불어 표준화 캐니스터의 국내 적용 타당성에 대해 고찰하고자 한다. 이러한 분석은 추후 운반/저장 등의 용도로 사용될 용기 개발 연구의 로드맵에 관련 연구가 반영 될 수 있을지 가늠할 수 있는 자료로 활용할 수 있을 것이다.

2. 본론

2.1 미국의 표준화 캐니스터 시스템 개관

미국의 에너지부(DOE, US Department of Energy)는 오크리지 국립 연구소 (ORNL, Oak Ridge National Laboratoty)를 통하여 표준화 캐니스터 시스템에 대한 연구의 결과물로 2014년에 "Initial Standardized Canister System Evaluation" 보고서를 발표하였다. 보고서에서는 표준화된 캐니스터가 사용후핵연료 관리 시스템으로 통합되는 과정에서 미래 시점에 표준화 캐니스터들이 각 관리 전략에 따라 어떤 식으로 적용 가능할지 분석하고 있다. 사용후핵연료 관리를 위한 캐니스터의 사용은 사용후핵연료의 발생부터, 영구처분까지 관련된 많은 과정이 있으므로 복합적인 연계 영향의 분석을 필요로 하나, 우선적으로 사용후핵연료가 발생되는 부지에서 저장, 이송, 처분이 가능하도록 설계된 표준화 캐니스터를 활용하는 것과, 중간저장시설(ISF, Interim Storage Facility) 또는 처분장으로 이송 전 원자로에서 직접 적재하는 방식의 시나리오에 중점을 두고 분석하였다.

2.2 미국 사용후핵연료 캐니스터 사용 동향

미국은 현재 각 발전소에서 발생된 사용후핵연료는 각 부지 별 시설에서 자체적으로 관리하고 있다. 대부분의 시설에서 고용량 캐니스터를 사용하고 있으나, 일부 시설은 최근 들어 경수로 기준 37기의 사용후핵연료 집합체를 수용할 수 있는 초고성능 캐니스터를 사용하기 시작했다. 캐니스터는 사용후핵연료가 부지 밖 이송에도 활용할 수 있도록 이중용도 캐니스터(DPC, Dual Purpose Canister)를 사용 중에 있다. 그러나 DPC의 경우 적재 완료된 캐니스터의 상태가 일정한 열적 및 선량 한도 이하로 내려간 이후에나 이송이 가능함에 따라 적재 후에도 몇 년간은 부지 내에 관리해야 된다는 것과, 영구처분장의 처분 특성에 따라 재포장이 필요할 경우 비용 증가, 작업자 피폭 증가 등의 문제를 갖고 있다. 또한 사용후의 DPC는 또 다른 방사성폐기물이 되므로 이러한 캐니스터의 사용에 대한 적정성 등의 연구가 적극적으로 수행되고 있다.

2.3 표준화 캐니스터 시스템 평가 조건

2.3.1 저장 및 운반 가정 조건

각 캐니스터의 특성에 따라 저장 및 운반 용량을 다음 Table와 같이 설정하였다.

Table 1. Overpack capacity as a function of canister size

Canister Size	Storage Capacity	Transportation Capacity
4 PWR	4	4
12 PWR	3	1
21 PWR	1	1
Ref DPC	1	1
37 PWR	1	1

2.3.2 중간저장시설 가정 조건

· 연간 3,000 MTHM 수용 가능
· 중간저장시설은 영구처분장 운영 전까지 사용되

며 영구처분장 운영 이후부터는 각 발전소 발생 사용후핵연료는 처분장으로 직접 처분

2.3.3 처분장 가정 조건

· 연간 수요량은 3,000 MTHM
· 모든 포장 및 재포장은 처분장에서 수행된다.
· 37 PWR 표준 캐니스터가 처분 가능한 경우 DPC도 처분 가능하다.
· 처분장의 최대 저장용량의 한계는 없다.

2.3.4 일정 가정 조건

· 2025년 : 표준화 캐니스터 사용 가능
· 2048년 : 영구처분장 운영 시작

2.3.5 저장 및 처분 시나리오

표준화 캐니스터는 2가지로 이송, 노화, 폐기(Transportation-Aging-Disposal)가 일원화되어 저장, 이송, 처분이 한 번에 다능한 TAD 캐니스터와 응회암질 처분장 환경에 맞게 개발된 다목적 캐니스터가 대상이다.

대상은 가압경수로 발생 사용후핵연료 캐니스터를 대상으로 했으며 다양한 다발을 고려했다. 또한 캐니스터 장전 장소 및 시간에 따라 소내 수조, 발전소 부지, 중간저장시설을 고려했고, 추가적으로 저장용량 초과를 고려했다.

시나리오 설정은 현시점에서 직접처분하는 4개를 중점 분류하였고, 표준화 캐니스터를 적용하는 것을 6개로 중점 분류하였다.

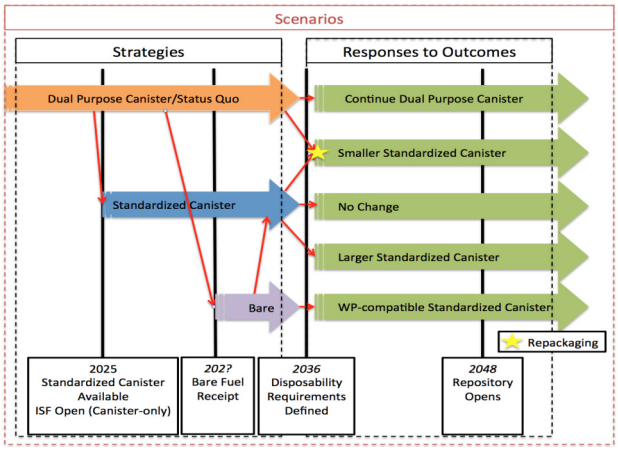


Fig. 1. Three main system strategies and their responses to outcomes.

3. 결론

분석 보고서에서는 앞서 제시한 다양한 가정 조건과 평가 시나리오를 기반으로 평가 결과를 다양한 도식으로 제시했다. 그러나 각각의 평가 항목별 결과를 제시하고 전반적인 비교 평가는 제시하지 않았다.

우리나라는 중간저장 및 영구처분 시점이 결정됨에 따라 처분장 설계와 그에 따른 관련 용기 규격 결정 등의 다양한 관련 연구가 필요하다. 그 일환으로 표준화 캐니스터의 경우 국내 처분 환경에 적합한 것인지 먼저 판단하는 것이 관련 연구 방향 설정에 중요하다. 그러나 우리나라는 지질 특성, 처분 시점 등 미국과 다른 처분환경을 고려할 필요는 있다.

미국의 표준화 캐니스터 타당성 연구는 그런 면에서 국내 연구 방향의 기본틀을 구축하는데 참고가 될 수 있다. 대상 조건과 평가 시기, 그리고 시설 특성 등의 가정 조건과 각각의 연계 시나리오는 추후 관련 연구에서 참고하려 국내 환경에 맞게 재생산 하는 것이 좋을 것으로 판단된다.

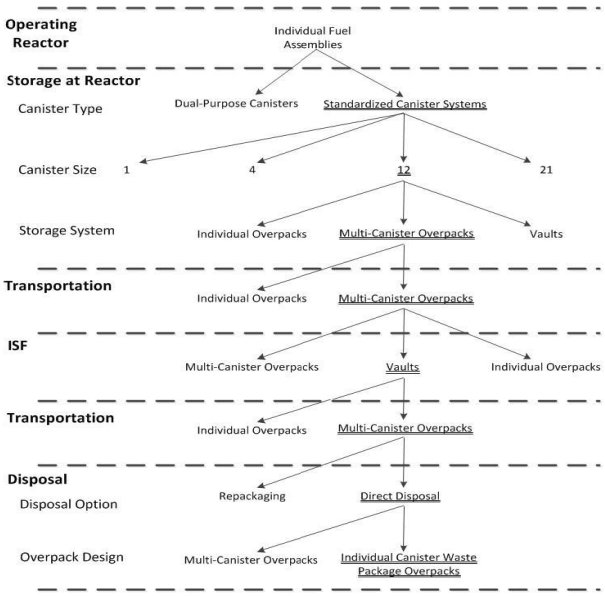


Fig. 2. An example of single scenario represented as an event tree.

4. 감사의 글

이 논문은 한국원자력안전위원회 재원으로 시행하는 한국원자력안전재단의 연구지원 프로그램(과제번호: 1501009-0115-SB110)으로 지원 받았습니다. 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] US DOE, ORNL, "Initial Standardized Canister System Evaluation", ORNL/LTR-2014/330 (2014).

사용후핵연료 재활용관련 미국의 안전규제지침 조사•분석

김지현[1*], 서현석[1], 한경원[1], 박상훈[1], 신형기[2]
[1](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*jhkim9775@gmail.com

1. 서론

한국원자력연구원에서는 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 효율적이고 친환경적인 관리방안으로 제4세대 원자로와 연계한 사용후핵연료 파이로프로세싱에 대한 연구 및 기술개발을 수행하고 있다. 그 일환으로 현재 파이로프로세싱 기술을 상용(400 MT/yr) 규모의 KAPF+(Korea Advanced Pyroprocess Facility Plus)에 대한 예비개념설계를 추구하고 있다[1]. 한편, 현재 원자력안전법규에서는 사용후핵연료처리시설을 포함한 핵연료주기시설의 건설 및 운영 전반에 적용되는 요건을 규정하고 있으나, IAEA IRRS의 권고에 따른 후속조치로[2] 핵연료주기시설의 안전규제 체제를 재정비하고 있다. 이에 따라 기존의 복잡한 인허가 서류를 통합하여 안전성분석보고서를 제출하는 방향으로 개편될 것으로 예상하고 있어, 미국의 관련 안전규제지침들을 조사•분석하였다.

2. 본론

사용후핵연료 건식재활용시설에 대한 규정과 지침은 미국에도 확립되어 있지 않다. 그래서 기타 핵연료주기시설과 관련된 지침인 Reg. Guide 3.26, NUREG-1520, Reg. Guide 3.39, NUREG-1718을 조사하고 분석하여 향후 우리나라 안전규제체제 정비에 활용하고자 한다.

2.1 Reg. Guide 3.26

Reg. Guide 3.26은 사용후핵연료 재처리시설의 안전성분석보고서의 표준 형식 및 내용에 대한 지침으로 서론 및 시설 개요, 안전성분석 요약, 부지 특성, 주요 설계기준, 시설 설계, 공정 시스템, 폐기물 격납 및 관리, 방사선 방호, 사고해석, 운영, 기술사양, 품질보증을 주요 골자로 하고 있다. 그러나 이 지침은 사용후핵연료 습식재처리시설에 적용하기 위하여 1975년에 제정되었으나, 지금까지 실제로 적용된 일이 없다.

2.2 NUREG-1520

2010년에 마련된 핵연료주기시설(재처리시설, 변환시설, 가스확산시설 및 플루토늄처리시설 제외)의 에 대한 허가신청서 검토를 위한 표준안전심사계획인 NUREG-1520을 분석하여 다음과 같이 정리하였다.

Table 1. Summary of Safety Review Plan for USA Nuclear Fuel Cycle Plant

항목	내용
일반 정보	-시설 및 공정 개요 : 시설 배치, 공정, 부지, 허가물질의 요약 -사업자 정보 : 기업명, 재정 자격, 허가물질의 특성, 허가된 활동 및 공정, 특별 면제 또는 권한, 분류된 정보의 보안 -부지 설명 : 부지지형, 인구통계자료, 기상학, 수문학, 지질학
조직 및 관리	-시설 또는 허가된 활동의 설계, 건설, 운영 및 변경에 대한 책임 조직 그룹을 규명하고 그러한 그룹의 기능 설명 -위와 같은 책임 조직들 간에 관리제어 및 통신설비 마련 -위와 같은 책임을 갖고 있는 인력의 폭넓은 지식과 경험 -신청자의 인력의 감독 하에 시설의 착수 및 운영에 대한 계획
ISA 및 ISA 요약	-안전프로그램 : 공정 안전정보, 통합안전성분석, 운영지침 -통합안전성분석 요약 ・부지설명 ・시설설명 ・공정, 위해도, 사고경위 등의 설명 ・10CFR70.61의 성능요건 준수 입증 ・통합안전성분석 팀의 자질과 분석방법 설명 ・고도 및 중간정도의 영향을 미치는 사고경위에 포함된 모든 안전 관련품목의 목록 설명 ・급성 화학피폭기준 설명 ・유일한 안전 관련품목 설명 ・credible, unlikely, highly unlikely 등의 정의
방사선 방호	-방사선방호프로그램 -ALARA 프로그램

	-조직 및 직원의 자질 -방사선방호 절차 -방사선방호 직원의 훈련 -환기 및 호흡방호 프로그램 -방사선 측정 및 모니터링 프로그램 -사고로 인한 방사선학적 위험 제어 -추가 프로그램
핵임계 안전	-핵임계사고경보시스템 -정상 및 비정상 조건에서 핵 공정들의 미임계 유지 -핵임계안전 관리프로그램
화학 공정 안전	-화학공정 설명 -화학적 사고경위 -화학적 사고영향 -화학공정에 대한 안전관련품목 및 유일한 안전관련품목 -화학공정 관리방법
화재 방호	-화재안전 관리방법 -화재위해도분석 -시설설계 -공정화재안전 -화재방호 및 비상대응
비상 관리	-비상계획 -비상계획이 요구되지 않는 경우에 대한 평가의 적합성
환경 보호	-환경 보고서 또는 범주 제외 -유출물 및 환경관리 및 모니터링 -통합안전성분석 요약 -환경보호 관리방법
해체	-제염 및 해체 계획 -해체비용 및 재정보증
관리 방법	-구성관리 -유지관리 -훈련과 자격 -절차 -감사와 평가 -사건 조사 -기록관리 -기타 품질보증 요소

2.3 Reg. Guide 3.39

핵연료가공시설에 대한 허가신청서의 표준 형식 및 내용을 기술하고 있는 Reg. Guide 3.39는 1976년에 제정되었으나, 2011년에 개정되었다. 개정 전의 Reg. Guide 3.39는 Reg. Guide 3.26과 유사하였으나, 개정된 Guide 3.39에서는 NUREG-1718에 기술된 허가신청 및 ISA 요약에 대한 표준형식 및 내용을 따르도록 규정하고 있다.

2.4 NUREG-1718

NUREG-1718은 MOX연료가공시설의 허가신청서의 검토에 대한 표준안전심사계획으로 NUREG-1520 항목들과 유사하며, NUREG-1718의 일부 항목은 NUREG-1520의 세부내용 속에 포함되어 있다. 그러나 해체에 대해서는 NUREG-1520에만 기술되어 있다.

3. 결론

이상의 조사•분석 결과에 의하면, MOX 연료가공시설의 안전성분석보고서 표준형식 및 내용을 기술하고 있는 Reg. Guide 3.39가 개정된 것과 같은 방향으로 Reg. Guide 3.26도 향후 개정될 것으로 예상할 수 있다. 따라서 본 연구에서 얻은 결과물이 향후 우리나라의 사용후핵연료 재활용시설관련 원자력안전규제 체제정비에 많이 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Won Il Ko et al., Preliminary Conceptual Design and Cost Estimation for Korea Advanced Pyroprocessing Facility Plus (KAPF+), Nucl. Eng. & Design, Vol.277 (2014).

[2] IAEA-NS-10, Integrated Regulation Review Service(IRRS) Extended Follow-up Mission to the Republic of Korea (2014).

[3] Reg. Guide 3.26, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Fuel Reprocessing Plants (1975).

[4] NUREG-1520, Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility, 2010.

[5] Reg. Guide 3.39, Standard Format and Content of License Applications for Plutonium Processing and Fuel Fabrication Plants (1976).

[6] Reg. Guide 3.39, Standard Format and Content of License Applications for Mixed Oxide Fuel Fabrication Facilities (2011).

[7] NUREG-1718, Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide(MOX)Fuel Fabrication Facility (2000).

Risk Assessment of the Spent Fuel Pool Island during Decommissioning

Akhona Tshangela*, Michael O. Atogo, Nthato Jay-Aar Raboshaga, David Scott Kessel, and Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, Seosaeng-Myeon, Ulju-gun, Ulsan, Republic of Korea
*akhona.tshangela@gmail.com

1. Introduction

During decommissioning of a nuclear power plant, a spent fuel pool island is considered as one of the major initiatives to place the plant into "cold and dark' condition in which virtually all liquid containing systems have been drained, and electrical power to components has been removed [1].

Spent fuel pool island is an isolated, modified spent fuel pool aimed at attaining independence to safely store spent fuel during a nuclear power plant decommissioning. The spent fuel pool island is considered as a promising alternative to manage spent fuel temporarily during decommissioning of a nuclear power plant.

Modification of the existing spent fuel pool support systems for temporary storage of spent nuclear fuel is an approach that has been implemented particularly in the US. These modifications typically provide self-contained fuel pool cooling and cleanup systems as well as monitoring, controls and electrical power; effectively isolating the spent fuel pool from the remainder of the plant structures, systems and components forming a "nuclear island"[2].

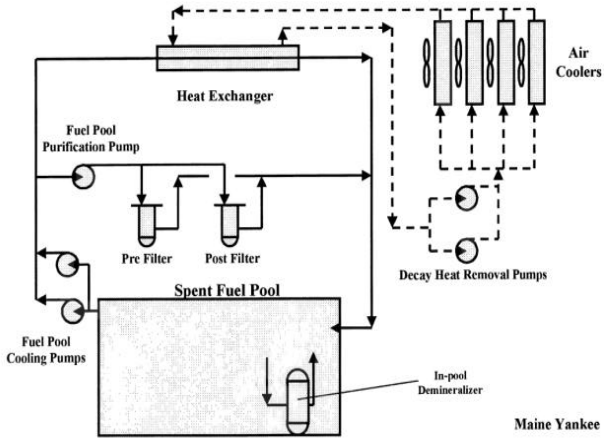


Fig. 1. SFPI schematic of Maine Yankee [2].

After cessation of operation of Kori Unit 1 in 2017, immediate fuel unloading and fuel transportation is necessary. During this period, the plant especially the spent fuel pool should be stored safely because the spent fuels are kept in the spent fuel pool. Loss of cooling in this system or incident can lead to a serious condition; therefore it is necessary to analyze risk of the spent fuel pool during decommissioning. The spent fuel assemblies are retained in the spent fuel pool and submerged in water to cool the remaining decay heat.

2. Risk Assessment

The One fuel is permanently removed from the reactor vessel, the primary public risk in an NPP decommissioning facility, is associated with the spent fuel pool. The most severe accident postulated for spent fuel pools are associated with loss of water from the pool. In this case, decay heat for the fuel clad heats up and Zirconium clad will reach the point of rapid oxidation in air [3].

Depending on the time since reactor shutdown, fuel burnup, and fuel rack configuration, there may be sufficient decays heat for the fuel clad to heat up, swell, and burst after a loss of pool water. The quantitative assessment of risk involves combining the estimated frequencies of severe accident sequences with their corresponding off-site consequences.

During risk assessment, severe accident consequences are assigned to each of the major types of event that lead to uncovery of the spent fuel, and then combined with the respective event frequencies to provide a scoping estimate of SFP risks [4].

2.1 Fuel Unrecovery

Based on the US 10 CFR Part 50 regulations, a significant loss of spent fuel pool water accident could result in fuel uncovery. These criteria are

used to qualitatively assess the resulting offsite consequences.

Fuel uncovery could result from the following initiating events including:

- Loss of offsite power from plant-centered events
- Loss of power from severe weather events
- Loss of pool cooling and loss of coolant inventory

Table 1 shows frequency of fuel uncovery per year from initiating events resulting from the spent fuel pool cooling safety analysis. This analysis was carried out by the Electric Power Research Institute (EPRI) and Lawrence Livermore National Lab (LLNL) in the US [4].

Table 1. Spent Fuel Pool Cooling Safety Analysis-Frequency of Fuel Uncovery (per year) [4]

Initiating Event	Frequency of Fuel Uncovery (EPRI)	Frequency of Fuel Uncovery (LLNL)
Seismic event	$2.0x10^{-07}$	$2.0x10^{-06}$
Cask drop	$2.0x10^{-07}$	Same
Loss of offsite power initiated by severe weather	$1.1x10^{-07}$	Same
Loss of offsite power from plant-centered and grid-related event	$2.9x10^{-08}$	Same
Internal fire	$2.3x10^{-08}$	Same
Loss of pool cooling	$1.4x10^{-08}$	Same
Loss of coolant inventory	$3.0x10^{-09}$	Same
Aircraft impact	$2.9x10^{-09}$	Same
Tornado missile	$<1.0x10^{-09}$	Same
Total	$5.8x10^{-07}$	$2.4x10^{-06}$

Initiating event frequencies for loss of cooling, loss of inventory, and loss of offsite power are based on generic data. The probability of power recovery is also based on generic information. Site-specific differences will proportionately affect the risk from these initiating events [3].

3. Conclusion

The results from the study estimated that the likelihood of a radiological release from the spent fuel pool resulting from the selected severe seismic event analyzed is on the order of one time in ten million years or lower. A spent fuel pool island can contribute to the safe storage of spent fuel if properly designed based on the spent fuel conditions, as well as the spent fuel pool size, chemistry and proposed use. Past spent fuel pool risk studies have also shown that spent fuel pool storage is safe and risk of a release due to an accident is low.

4. Acknowledgments

This research was supported by the 2016 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School(KINGS), Republic of Korea.

5. REFERENCES

[1] Jun-ki Baik and Changlak Kim, “Review for Applying Spent Fuel Pool Island during Decommissioning in Korea,” *JNFCWT* vol.13,no.2, pp. 163-169, June 2015.

[2] EPRI, “Maine Yankee Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1997-2004,” EPRI, March 2012.

[3] D. T. Sony Tjahyani, Y. Igucci, and S. Kiyota. “Probabilistic Risk Assessment for Spent Fuel Decommissioning of the Fujen Nuclear Power Station,” *ResearchGate,* August 2016.

[4] US NRC, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accidents at Decommissioning Plants,” NUREG-1738, October 2000.

사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스 시스템 구축(I)

김용덕*, 홍순관, 정성환
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 17
*yongdkim@khnp.co.kr

1. 서론

정부의 고준위폐기물 관리 기본계획이 지난 2016년 7월에 수립됨에 따라 원전의 습식저장조내에 저장되어 있는 사용후핵연료를 건식저장 시설로 운반 및 저장하는 방안이 제시되었다. 이에 따라 원전 부지내 또는 중간 건식저장시설의 건설 및 운영이 예상되고 있다. 사용후핵연료를 습식저장조에서 건식저장시설로 취급, 운반 및 저장하는 일련의 과정에서 사용후핵연료의 안전한 관리와 관리주체간 인도/인수 기준 및 요건을 만족하기 위해서는 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스가 필수적으로 요구된다. IAEA에서는 사용후핵연료 관리에 대한 safety case 구축[1]을 권고하고 있으며, 미국 DOE는 원전 사업자들이 각기 관리하고 있는 사용후핵연료 관련 정보를 효과적으로 관리하기 위한 표준양식(GC-859)[2]을 개발하여 활용중이다. 한편, 국내에서는 그동안 여러 기관에서 각 기관의 목적에 맞는 사용후핵연료에 대한 데이터베이스 구축을 시도해 왔지만 사용후핵연료에 대한 설계, 제조, 운전 및 저장이력을 통합적으로 관리하는 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스는 기관간 정보보안 및 자료연계성 부족 등으로 인해 구축되지 못했다. 본 연구에서는 이를 위한 첫 번째 단계로서, 핵연료의 설계, 제조, 운전 및 습식저장 프로세스를 포괄하는 경수로 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스 구축을 위한 자료목록을 도출하고 데이터베이스 시스템 기본설계를 완성하였다.

2. 본론

2.1 데이터베이스 항목 도출 및 설계

IAEA TECDOC-1519[1] 및 DOE 표준양식 GC-859 등을 참고하여 이력관리 데이터베이스로 관리해야할 항목을 도출하고 이를 관계형 구조를 갖는 테이블로 설계하였다. 이들 관계형 테이블들은 AR저장조 운영자, AR저장소 운영자, 과도사건 또는 비정상적인사건, 동위원소구성요소, 물리적제원, 물리적특징, 방사학적성질, 연료 관리자, 연료 설계자, 연료제조자, 열출력, 원자로운영자, 임시저장고상태, 장전데이터, 재고, 후행핵시절의 최종운영자, 총방사능, 특별고려사항, 하드웨어 테이블로 구성된다. Fig. 1은 이력관리 데이터베이스 테이블 사이의 구조를 나타낸 Fig이다.

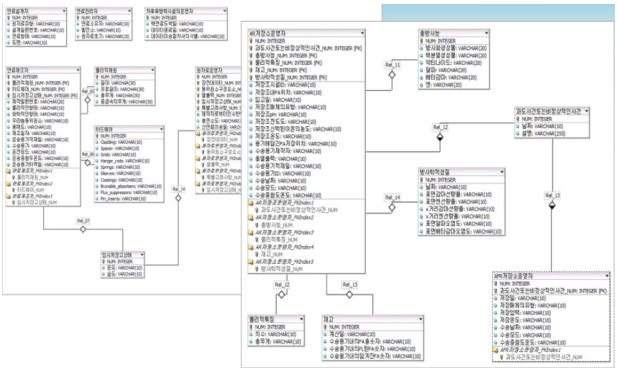


Fig. 1. Table Structure Database for the Integrated Spent Fuel Life-cycle Database.

Fig. 2. Table Data and Chart Graph for Spent Fuel Burnup.

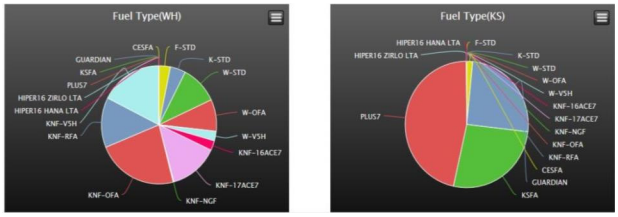


Fig. 3. Chart Graph for Spent Fuel Assembly Type.

2.2 사용후핵연료 데이터베이스 시스템 GUI

사용후핵연료 이력관리 데이터베이스 시스템 GUI는 사용후핵연료 종류별, 연소도별, 냉각기간별 등 다양한 형태의 자료를 통계적으로 볼 수 있도록 개발되었으며, Table의 형태와 파이 그래프 및 3축 그래프 등 다양한 형태의 데이터를 통계적으로 구현하여 사용자가 쉽게 파악하고 데이터를 추출할 수 있도록 제공한다. 몇가지 예로서, Fig. 2 는 사용후핵연료의 연소도별로 정리되어 보여주는 화면이며, Fig. 3은 핵연료 종류별 사용후핵연료 통계 데이터를 나타낸 파이그래프이다.

2.3 사용후핵연료 설계 및 제조데이터

사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스에는 현재 습식저장조내에 저장되어있는 여러형태의 핵연료 집합체 설계 제원 데이터들이 이미지 형태와 함께 데이터베이스 시스템내에 구축되어 있다. Fig. 4는 ACE7 17x17 핵연료 집합체에 대한 도면 및 제원을 나타낸 Fig이다.

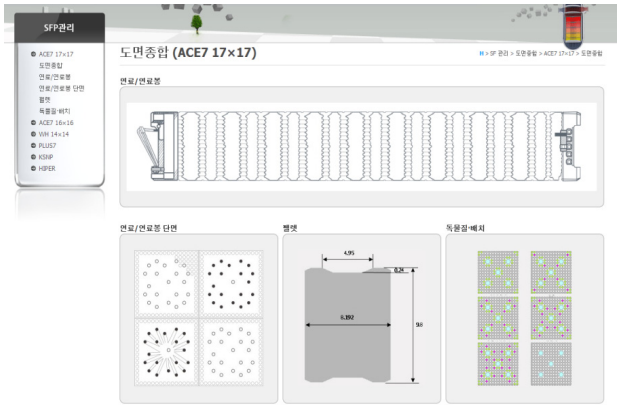


Fig. 4. Design Parameter of Specific Fuel Assembly Type (ACE7 17x17).

3. 결론

사용후핵연료의 안전한 관리와 관리주체간 인도/인수 기준 및 요건을 만족하기 위해서는 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스가 필수적으로 요구된다. 본 연구에서는 이를 위한 첫 번째 단계로서, 핵연료의 설계, 제조, 운전 및 습식저장 프로세스를 포괄하는 경수로 사용후핵연료 전주기 이력관리 데이터베이스 구축을 위한 자료목록을 도출하고 데이터베이스 시스템 기본설계를 완성하였다.

4. 참고문헌

[1] “Data Requirements and Maintenance of Records for Spent Fuel Management: A Review", IAEA TECDOC-1519 (2006).

[2] "Nuclear Fuel Data Survey Form GC-859", US DOE (2013).

외국의 사용후핵연료 재활용시설 관련 안전규제 현황

신형기[1]*, 박상훈[2]
[1]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[2](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530
*hkshin@kins.re.kr

1. 서론

우리나라 원자력 발전소는 2015년 말 기준으로 발전량이 164,771 GWh이며, 전체 발전량의 약 31.5%의 점유율을 보이고 있다[1]. 이 원자력발전소에서 발생되는 사용후핵연료의 구성물질은 우라늄 외에 장단 반감기 핵종, 고 방열 핵종 및 플루토늄과 같은 독성 핵종 등이 전체의 약 4.4% 정도를 차지한다. 사용후핵연료의 방사능은 자연수준으로 회복되려면 수십만 년이 소요되므로 영구적으로 처분하거나 혹은 독성을 감소시키는 기술을 사용하게 된다.

우리나라 원자력발전소 내의 사용후핵연료는 경수로의 경우 습식저장조에, 중수로의 경우 습식저장조 및 건식저장시설에 저장되어 관리되고 있다. 하지만, 각 발전소내의 저장조에 저장된 사용후핵연료의 저장율은 2016년 3월 기준으로 고리부지가 78.4% 등을 보여 머지않은 장래에 포화상태에 이를 것으로 전망된다. 이를 해결하기 위해서 국내에서는 사용후핵연료 등과 같은 고준위폐기물의 부피감소와 처분 효율을 높이고 유용한 자원으로 활용하기 위해 파이로 건식처리시설(KAPF)을 구축할 예정으로 있다. 이러한 대내외적인 환경변화에 맞춰, 사용후핵연료 재활용관련시설에 대한 인허가체계의 마련을 위해 현 원자력안전 법령 체계의 개선이 필요함에 따라 IAEA와 미국의 사용후핵연료 재활용관련시설에 대한 안전규제 현황을 조사하고 분석하여 향후 국내에 적용될 사용후핵연료 인허가 체계의 개선 방향을 모색하고자 한다.

2. 본론

2.1 외국 사용후핵연료 재활용시설 안전규제 개요

현재 사용후핵연료에 대한 재처리를 수행하거나 계획중인 나라는 중국, 러시아, 프랑스 및 일본 등이며 미국은 재처리를 하지 않고 저장 중이나 글로벌 에너지 파트너쉽에 따라 재처리에 대한 정책적 변화의 가능성이 있다. 이에 따라 NRC 등에서는 사용후핵연료에 대한 재처리/재활용을 위한 인허가 체계 및 규제요건에 대하여 검토 중이다. IAEA에서는 사용후핵연료 재활용에 대한 안전요건에 대해서 별도의 기준은 따로 마련되어 있지 않고, 핵연료주기시설의 안전요건인 Safety Standards Series No. NS-R-5(Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities) 정도가 발간되어 있다.

2.2 IAEA 핵연료주기시설의 안전규제

IAEA 안전요건 NS-R-5[2]에서는 전리방사선의 해로운 영향으로부터 사람과 환경을 보호하는 것을 기본 안전목표로 정하고 있고 이 목표를 달성하기 위해 지켜야 할 기본적인 요건을 제시하고 있다. 첫 번째로서, IAEA Safety Fundamentals-1에서 수립된 10가지 안전원칙이[3] 핵연료주기시설에 전체 기간에 적용되고 시설들의 안전을 위한 근거가 된다. 두 번째는 심층방어로서 모든 안전과 관련된 활동에 대해 다중 수준의 방어를 통해 사고를 방지하고 잠재적인 방사선 영향과 이에 수반되는 화학적인 영향을 완화하기 위해 적용되어야 한다. 이를 위해 이 문서는 5단계의 심층방어를 제안하고 있고 설계와 운영체제에 대한 결정론적 분석(혹은 확률론적 분석으로 보완)을 통해 확인되고 안전성 분석으로 규제요건이 충족될 수 있음을 보장해야 한다. 세 번째는 인허가와 관련하여 일련의 문서를 통하여 시설의 안전성을 입증해야 하는데, 그 내용은 최소한 안전성분석보고서를 통해 시설의 안전성을 상세히 입증해야 하고, 운전제한치 및 운전제한조건 등을 명시해야 함을 규정한다. 그 외, 시설부지선정, 시설설계, 시설건설, 시설 시운전 및 운전, 그리고 시설해체와 관련된 요건을 기술한다.

위에 열거된 IAEA에서 권고사항과 관련하여 국내 원자력안전 법령에서 핵연료주기시설에 대해 규정한 규제요건은 대부분 IAEA에서 정한 목표와 일치한다. 하지만, 부지선정/건설허가/시운전/운영허가 등으로 인허가절차가 구분되어 있지 않고 1단계의 일괄적인 허가 방식으로 되어 있으며 안전성분석보고서의 제출이 요구되지 않고 있다. 또한, 핵연료

주기시설에서는 방사선학적 위해성뿐만 아니라 화학 및 산업적 위해를 포함한 통합안전성평가 방식으로 평가해야 하는데 이는 아직 국내 법규에 반영되어 있지 않다. 그리고 다른 주요 원자력시설에서와 같이 주기적안전성평가 제도의 도입 등이 향후 제도정비 시 고려되어야 할 사항이다.

2.3 미국의 핵연료주기시설의 안전규제

미국은 현재 재처리를 수행하지 않고 있지만, 2006년 미국 에너지성(DOE)은 글로벌 원자력 에너지 파트너쉽에 따라 작은 규모의 실증사업에서 사용후핵연료 재처리 및 재활용, 핵연료 제조, 선진 소각로의 개발로 방향을 바꾸었다. 미국 원자력규제위원회(NRC)는 이런 정책변화에 대해 사용후핵연료재처리의 안전규제에 대비해 SECY라는 일련의 규제문서를 발간하기 시작했다. SECY는 사용후핵연료 재처리 및 재활용 시설에 대한 인허가를 위해 현재의 규제상의 공백이 되는 미비점을 분석하고 향후 규제요건 개선을 위한 방향을 설정하는 목적으로 작성되었다.

2009년에 SECY-07-0081[4]을 통해서 후행핵주기 관련시설에 대한 인허가 개선을 논의하기 시작하여 SECY-09-0082[5]에서는 개선에 필요한 사항 23개를 4 가지 기준, 즉 관련규제의 존재여부, 규제의 효율성, 10CFR70의 적용성, 개선 필요사항 등을 근거로 도출하고 우선 순위를 3단계(높음, 중간, 낮음)로 분류하였다. 2011년에 NRC는 SECY-11-0163[6]을 발간하여 높은 순위 및 중간 우선순위의 개선 사항 19가지를 자세히 다루어 재처리에 있어서 인허가와 규제공백의 보완을 위한 초안을 제시하였다. 이 문서는 새로운 규정의 개발 혹은 기존의 규정이 타당한 이유를 제시하고 정책, 기술 및 정보를 고려하여 규제보완의 접근 방법을 확인하였다. 이 19가지 개선이 요구되는 규제 공백사항은 Table 1과 같이 5개 그룹으로 정리될 수 있다.

Table 1. Regulatory Gap analysis results

No	Gap
1	Regulatory framework and definition of terminology (gaps 1 and 6)
2	Waste and environment (gaps 2,3,15,16 and 19)
3	Safety and licensing (gaps 5,7,9,10 and 11)
4	Safegaurds and security (gaps 4,8,17 and 18)
5	Financial protection requirements and fees (gaps 12,13,14)

2013년에는 SECY-13-0093[7]을 발간하였다. 이 문서에는 새로운 10CFR7x를 개발하여 재처리를 위한 규제체계로 설정하도록 요청하였고, 안전성 평가 방법론에 대한 규제공백사항 5를 우선적으로 해결할 것을 제안하였다. 이는 현재 가용한 인력 및 재원이 한정되어 있기 때문이며 NRC는 향후 단계별로 도출된 공백사항을 해결해 나갈 전망이다.

3. 결론

우리나라는 사용후핵연료와 같은 고준위폐기물의 부피를 감소시켜 처분장 부지를 최소화하기 위한 대안의 하나로서 건식처리 방법인 파이로프로세싱 공정을 연구중이며, 현재 우리나라의 원자력안전법령 체계는 이러한 핵주기시설에 대한 규제요건이 아직 마련되어 있지 못하기 때문에 미국 등 해외의 안전규제 사례를 참고할 필요가 있다.

IAEA의 핵주기시설에 대한 안전요건을 통해서 2단계 인허가 절차와 주기적안전성평가에 관한 제도의 도입을 고려할 필요가 있으며, 현재 진행 중인 미국의 사용후핵연료 재처리/재활용 시설의 규제요건 개선에 관한 추세를 참고하여 우리나라 실정에 맞는 제도 유형을 확립할 필요가 있겠다.

4. 참고문헌

[1] 김종걸(KHNP), "사용후핵연료 관리 현황 및 전망", 2016 춘계 한국방사성폐기물학회 워크숍, 2016, 목포.

[2] IAEA Safety Standards, "Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities", No. NS-R-5, 2007, Vienna.

[3] IAEA Safety Standards, "Fundamental Safety Principles", No.SF-1, 2006, Vienna.

[4] NRC, "Regulatory Options for Licensing Facilities Associated with the Global Nuclear Energy Partnership", SECY-07-0081, 2007.

[5] NRC, "Update on Reprocessing Regulatory Framework-Summary of Gap Analysis", SECY-09-0082, 2009.

[6] NRC, "Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating reprocessing Facilities", SECY-11-0163, 2011.

[7] NRC, "Reprocessign Regulatory Framework - Status and Next Steps", SECY-13-0093, 2013.

플랜지-염회수용기 일체형 염증류장치 개발

권상운*, 정재후, 이영상, 강한별, 김택진, 안도희, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세스의 전해정련 공정에서는 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 분리하며, 회수된 우라늄 전착물은 덴드라이트 형상의 작은 크기이며, 많은 양의 공융염이 함유되어 있다. 회수된 우라늄은 우라늄 잉곳으로 제조하여 핵연료의 성분 조정 등의 목적으로 재사용시까지 보관한다. 따라서 잉곳 제조 전에 우라늄전착물에 남아 있는 공융염을 제거하여야 한다. 공융염 제거에는 진공증류의 방법이 보통 사용되나 전해정련에서 발생한 우라늄 전착물의 공융염을 모두 진공증류하기 위해서는 고온에서 장시간 조업해야하는 어려움이 있다[1-3]. 미국, 일본 등에서는 전해정련과정에서 발생한 우라늄 전착물로부터 공융염을 제거하기 위해 케소드 프로세서(Cathode Processor)라 불리는 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다[2,3]. 이 장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공냉식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공융염 회수도가니를 두어 증발된 공융염을 응축 회수한다.

본 연구에서는 염증류장치의 효율 향상 및 조업 편의성을 제고하기 위하여 염회수용기를 하부 플랜지에 삽입하여 일체형 증류장치를 개발하기 위한 연구를 수행하였다.

2. 본론

일반적인 진공증류장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공랭식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공융염 회수도가니를 두어 증발된 공융염을 응축 회수하게 된다. 염의 진공증류는 1)도가니에 들어 있는 우라늄전착물에서 염의 증발, 2) 증발된 염 증기의 응축조로 이동 및 3) 응축조에서 염증기의 응축의 단계들로 구성된다.

응축조에서 염 증기의 응축 속도가 느리면 전체 진공 증류 속도가 느려진다. 염증기는 응축조에서 염회수용기에서 응축 고화되며, 응축속도는 냉각효율에 달려 있다. 수냉방식 공냉방식 등의 방법으로 염회수 용기 외부를 냉각하며, 보통 증류탑 외부에서 냉각하여 염회수 용기 외벽으로 열전달이 일어나기까지는 열손실이 많아서 효율적이지 못하다.

본 연구에서는 응축조에 염회수용기를 따로 두지 않고, 하부 플랜지의 구조를 Fig. 1에서처럼 바꾸어 염회수 용기의 역할을 할 수 있도록 제안하였다[4]. 하부 플랜지는 염회수용기의 역할을 할 수 있도록 상부는 반구 형태로 되어 있으며, 그 아래로 냉각유체가 흐르도록 이중 구조로 되어있다. 상부판 아래로는 냉각효과를 높이기 위해 냉각핀이 설치되어 있다.

조업이 끝난 후 응축조의 용기에 굳어진 회수염은 재활용하기 위하여 회수하여 전해정련공정으로 보내져야 한다. 일반적으로 회수용기에서 염블럭을 꺼내기 위한 방법은 파쇄하여 꺼내는 방법이 많이 쓰이나 작업이 불편하고, 일부 손실 위험이 있다. 본 연구의 장치에서는 염증류 조업이 끝난 후 플랜지를 상하 회전하여 염블럭을 털어 냄으로써 비교적 간단하게 회수할 수 있도록 하였다.

구체적인조업순서를 검토 및 확인 결과 다음과 같은 최적 조업 순서를 결정하였다.

- 도가니에 염이 함유된 우라늄전착물을 넣고, 우라늄전착물이 들어 있는 도가니를 증류탑에 장착
- 하부 플랜지를 닫고 진공펌프를 가동하여 진공증류탑 내부의 압력을 낮추고, 히터의 전원을 넣어 온도를 높임으로써 전착물로부터 진공증류에 의해 염을 제거, 이때 기체 상태의 염은 하부의 냉각된 응축조에서 액체 상태로 전환되며, 응축영역에 고이게 되고, 응축조의 온도가 상기 염의 어는점 보다 낮으므로 고체 상태로 전환됨.
- 조업이 끝난 후 증류탑의 냉각
- 증류탑이 충분히 냉각되면 하부 플랜지를 개방하여 염 블록의 상태를 확인하고 플랜지를 180도 회전하여 염블럭이 하부에 미리 놓은 전용용기로 탈락되도록 함, 만일 염블럭이 탈착되지 않으면 충격을 주어 떨어뜨리도록 함.
- 회수된 염블럭은 전해정련 장치로 이송하여 재활용하도록 함.

- 하부 플랜지를 하부로 더 내리고, 증류탑 상부의 우라늄전착물 도가니를 꺼내어 염 잉곳 장치로 이송. 만일 잉곳제조까지 동일 장치에서 이루어지면 제조된 우라늄 잉곳을 꺼내어 따로 보관

본 연구에서 제안한 플랜지-염회수용기 일체형 진공증류장치는 응축조에 염회수용기를 따로 두지 않고, 하부 플랜지가 염회수 용기의 역할을 할 수 있도록 함으로써 냉각 기체와 접촉면이 증가하므로 냉각 효율을 높였고, 냉각 플랜지를 상하 회전하여 회수된 염을 탈착함으로써 염의 재순환 작업이 매우 편리하도록 하였다.

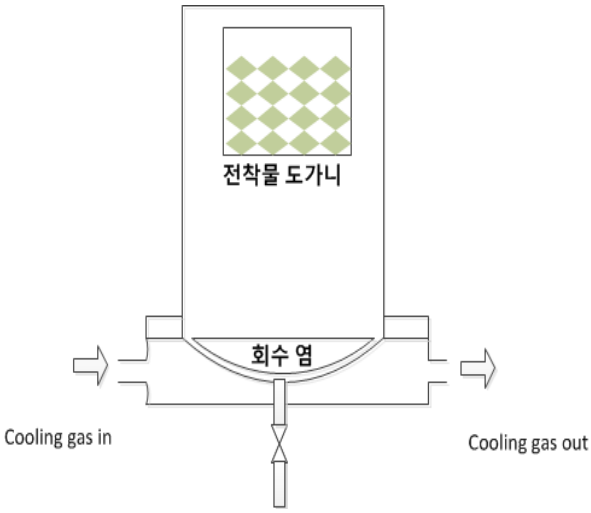


Fig. 1. Concept of salt distiller with an integrated system of salt receiving vessel and flange.

3. 요약

염증류장치의 효율 향상 및 조업 편의성을 제고하기 위하여 염회수용기를 하부 플랜지에 삽입하여 일체형 증류장치를 개발하기 위한 연구를 수행하였다. 플랜지-염회수용기 일체형 진공증류장치는 응축조에 염회수용기를 따로 두지 않고, 하부 플랜지가 염회수 용기의 역할을 할 수 있도록 함으로써 냉각 기체와 접촉면이 증가하므로 냉각 효율을 높였고, 냉각 플랜지를 상하 회전하여 회수된 염을 탈착함으로써 염의 재순환 작업이 매우 편리할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, J Radioanal Nucl Chem, 288, 789 (2011).
[2] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).
[3] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, 방사성폐기물학회 2011 추계학술 발표회 논문요약집 pp187-188 (2011).
[4] 권상운, 정재후, 백승우, 안도희, 국내 특허,출원번호 10-2015-0176788, "공랭식 염증류장치" (2015).

삼염화우라늄(UCl_3) 제조장치 및 방법

우문식*, 안도희, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mswoo@kaeri.re.kr.

1. 서론

500℃, LiCl-KCl 공융염계에서 우라늄 전해정련시 전해조의 Cell 전위의 안정성(stabilization)을 유지하기 위하여 salt내에 9wt% UCl_3가 필요하다. 또한 란탄족 염화물의 환원을 환원제로 사용될 예정이다. UCl_3의 제조는 먼저 600℃, UCl_3 제조 반응기에서 염소가스를 이용하여 LiCl-KCl 공융염에 용융된 카드뮴(Cd) 금속을 염소화 반응시켜 $CdCl_2$를 제조한다. 그리고 동일 반응기에서 제조된 $CdCl_2$를 이용하여 U 금속의 염소화 반응으로 UCl_3를 제조하였고 UCl_3 제조 반응식은 다음과 같다.

- Cd 층 반응식 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$ (1)
- Salt 층 반응식 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$ (2)

2. 본론

2.1 실험장치

UCl_3 제조장치는 Cl_2가스 공급장치, UCl_3 제조 반응기, 잔류 Cd 제거 반응기, 잉곳 제조 장치 그리고 습식 및 건식 배기체 흡수장치, 자료 수집 장치, 염소가스 측정 장치 등으로 구성되어있다.

2.2 실험방법

본 실험의 사용된 시약은 Cd 금속과 LiCl-KCl salt 및 우라늄 금속을 각각 787 g, 537 g, 1,300 g를 주입하여 600℃에서 제조하였다. 염화우라늄 제조를 위한 염소가스 공급은 MFC 기체유량계를 사용하여 300-400 ml/min으로 공급하였다. 그리고 배기체 배출관에 반응성을 측정하기 위하여 ball type의 염소가스 기체유량계를 설치하여 주입량과 배출량을 비교하여 반응성을 측정하였다. 제조반응은 72 시간 동안 반응시켰다. 제조 반응시 교반기를 이용한 교반과 아르곤 가스를 이용한 교반(bubbling)을 동시에 수행하였다. 제조된 LiCl-KCl-UCl_3 공융염은 잔류 Cd 금속이 존재하며 이를 제거하여야 한다. 용융된 Cd과 salt를 층 분리하기 위하여 UCl_3를 포함하는 salt층을 Cd 증류 반응기인 새로운 반응기로 이송하였다. 그리고 600℃에서 13 시간 교반상태에서 Cd을 증발시켰다. 그리고 CdCl2 상태의 미반응물은 우라늄 basket에 넣은 우라늄 금속과 반응시켰다. 그리고 600℃인 반응기에서 반응기 내부압을 60torr로 2시간 감압증류 시켰다. 이때 각각의 반응실험 단계에서 2 시간 간격으로 시료 채취하여 Cd 농도분석을 ICP 분석기기를 이용하였다.

2.3 실험 결과

제조된 LiCl-KCl-UCl_3 salt에 잔류하는 Cd 금속의 초기 농도는 Fig. 1처럼 약 30,000 ppm 정도이었고 600℃, 상압에서 13시간 증류 실험 결과 초기 Cd 농도 기준하여 31% 감소하였으나 Cd 금속은 2wt%가 존재하였다. 그리고 Fig. 2처럼 우라늄 금속 반응을 6 시간 수행한 결과 초기 농도 대비 30% 감소하여 Cd 농도가 1.2wt% 존재하였으나 효과적인 제거 방법은 되지 못하였다. 그러나 600℃, 60 torr에서 2 시간 감압 증류시킨 결과 Cd 잔류 농도가 200 ppm 까지 감소함을 보였다.

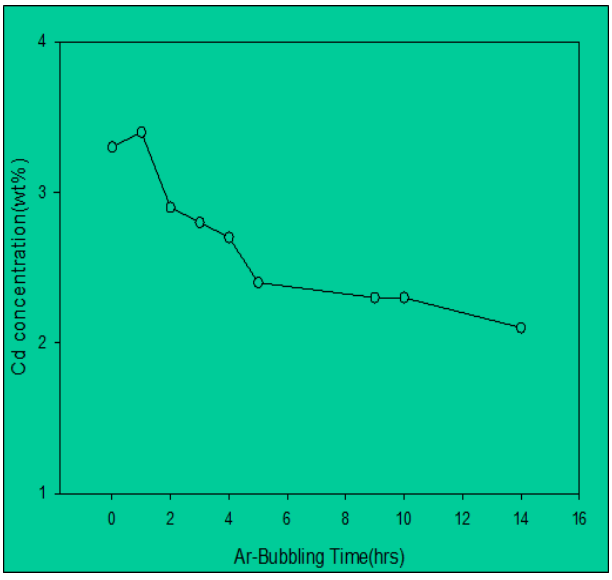


Fig. 1. After Cd removing test by heating at 600℃, 14hrs.

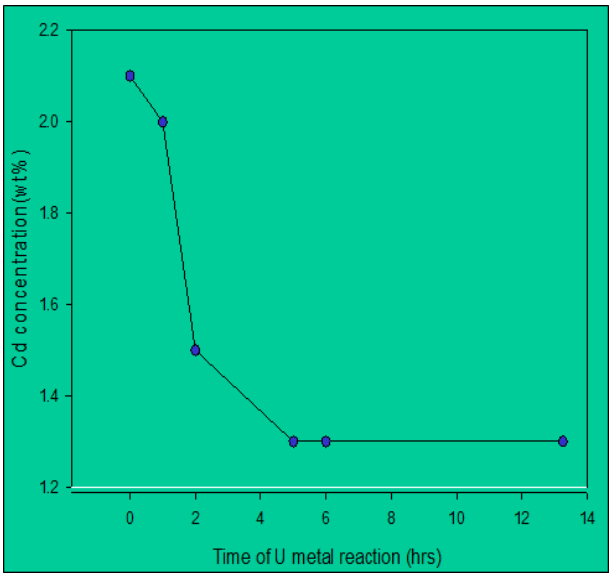


Fig. 2. After Cd removing test by Umetal reaction at 600℃, 13hrs.

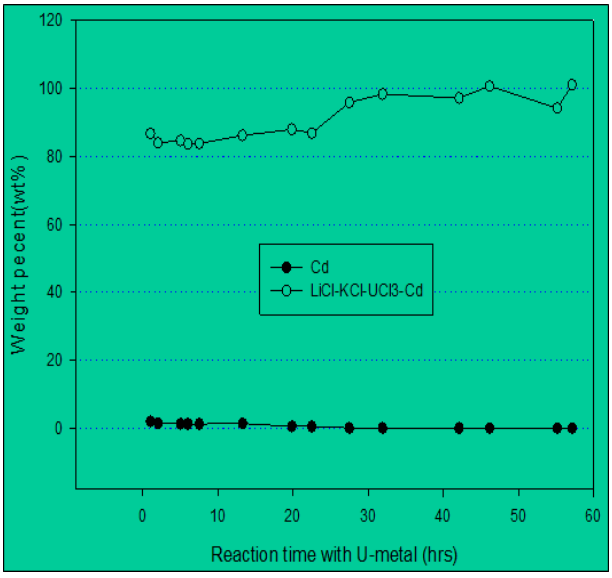


Fig. 3. After Cd removing test by vacuum distillation at 600℃, 2hrs. 60torr.

3. 결론

상기 실험결과 Cd 금속과 U 금속의 염화 반응은 600℃에서 반응성이 양호하였다. 그리고 LiCl-KCl-UCl_2 salt에 잔류하는 Cd 금속을 제거하기 위하여 먼저 미반응 상태인 $CdCl_2$ 제거는 우라늄 금속 반응d으로 제거하고 반응결과 생성된 Cd 금속은 감압 증류로 제거하는 것이 효과적이다. 따라서 우라늄 금속 반응과 Cd 감압 증류방법을 하나의 반응기 안에서 동시에 수행하는 것이 효과적임을 알 수 있다.

4. 참고문헌

[1] Miller et al , "Method for Making a Uranium Chloride Salt Product", Patent No.: US 6,800,262B1, Date of Patent: Oct.5,2004.

LiCl-KCl-UCl_3 용융염에서의 양극 용해 관련 전해정련 거동 특성

강한별*, 박성빈, 김택진, 김시형, 권상운, 이성재, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khb@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 건식으로 처리하는 파이로 공정은 500-650℃의 고온에서 용융염과 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료로부터 우라늄과 초우라늄 등을 회수해 4세대 원자로인 고속로의 연료로 재활용 할 수 있는 기술이다[1]. 또한 기존의 습식 재처리 공정과는 달리 고순도의 플루토늄을 별도로 분리할 수 없고 공정 과정이 단순하다는 장점을 가지고 있다. 파이로 공정은 전해환원, 전해정련, 전해제련으로 구성되며 그 중에서 전해정련은 우라늄을 회수하는 공정으로 전체 공정의 효율을 결정하는 중요한 기술 중 하나이다. 본 연구에서는 고온의 용융염에서 U, Zr, STS 펠렛을 사용하여 양극 용해 및 전해정련 실험의 Cut-off potential 을 규명하고자 전기화학 기초 실험을 진행 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

전기화학 실험은 Ar 분위기의 Glove box (H_2O, O_2 < 10 ppm)에서 수행하였고, Glove box 하단에 전해조를 설치하였다. 직경 8.2 ㎝, 높이 7.2 ㎝ 의 알루미나 도가니에 용융염 LiCl-KCl-5wt% UCl_3를 장입하고 전해조를 500℃ 로 가열하여 실험을 진행하였다. 작업전극은 각각 U, Zr, STS 펠렛을 Stainless Steel 다공성 바스켓에 담아 고정 시켜 양극으로 사용하였고, 상대전극은 STS plate를 사용하였다. 기준전극은 Pyrex tube에 LiCl-KCl 그리고 1wt% AgCl을 녹인 Ag/AgCl 로 하였다. 전기화학 측정을 위해 Solartron의 Modulab XM ECS를 사용하여 Cycle voltammetry와 Chrono-ampeometry를 측정하였으며, Booster를 연결하여 높은 전류를 인가할 수 있도록 준비 하였다.

2.2 실험 결과

Fig. 1은 우라늄 펠렛을 양극으로 하여 주사속도 변화에 따른 Cyclic Voltammogram 및 전류 곡선이다. Potential은 -0.6 V 에서 -1.5 V 까지 이동하면서 전류변화를 측정하였다.

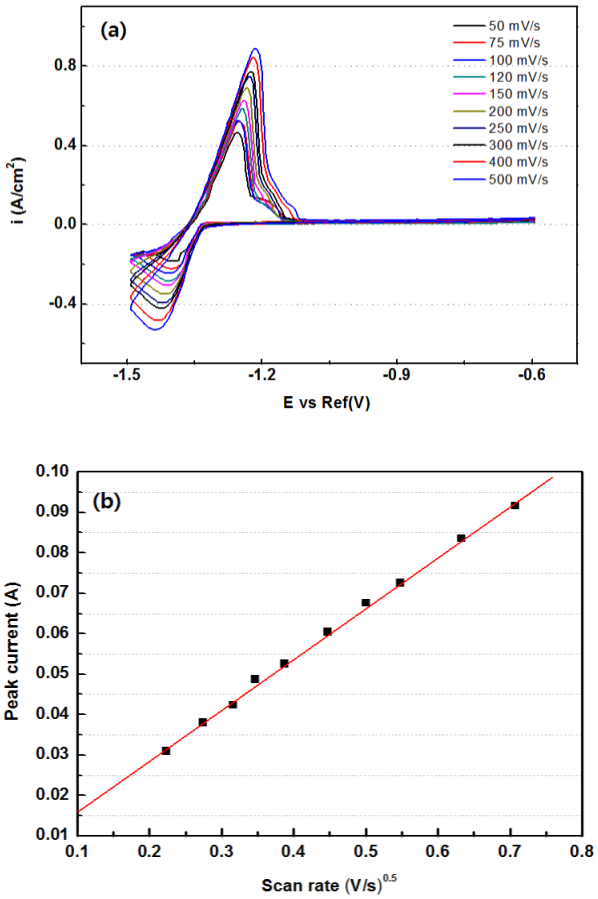


Fig. 1. (a) Cyclic voltammograms of 5wt% UCl_3 in LiCl-KCl on Uranium electrode at 500℃, Scan rate : 50 ~ 500 mV/s, (b) Peak current at various scan rate.

Scan rate에 따른 CV curve를 측정한 결과 환원 peak potential이 점점 이동하는 준가역 반응임을 확인 할 수 있다. 그리고 Randle-Sevcik equation(1)에 따라 피크전류와 주사속도 기울기를 이용하여 확산 계수를 계산할 수 있었다.

$$i_p/\sqrt{v} = [0.61(nF)^{\frac{3}{2}}/\sqrt{RT}]CoA\sqrt{D} \quad (1)$$

$$D = 6.469 \times 10^{-6}\ \text{㎠/s}$$

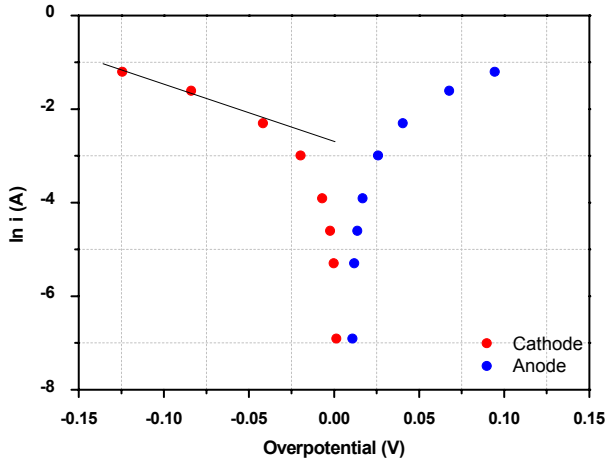


Fig. 2. Tafel plot for 5wt% UCl_3 in LiCl-KCl on Uranium electrode at 500℃, (1-300 mA).

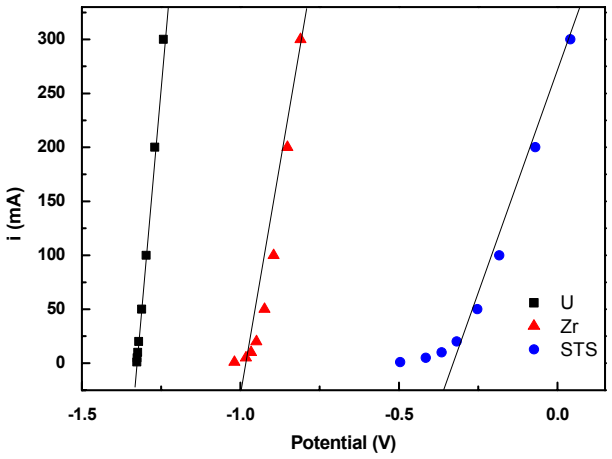


Fig. 3. Polarization curves of the anode basket containing Uranium, Zirconium and Stainless steel, (1 ~ 300 mA).

Fig. 2는 우라늄 펠렛을 양극으로 하여 정전류 실험을 진행한 결과 값을 가지고 Tafel plot을 나타내었다. Tafel plot으로부터 식(2)를 적용하여 교환전류밀도와 전이계수 값을 얻을 수 있었다.

계산된 교환전류밀도와 전이계수 값은 다음과 같다.

$$\ln(-i) = \ln i_0 - \alpha_c nF\eta/RT \quad (2)$$

i_0 = 15.62 mA/㎠

$$\alpha_c = -(RT/nF)dlni/d\eta \quad (3)$$

α_c = 0.272

이전의 문헌[2]에 나온 교환전류밀도 (18.75 ±0.42 mA/㎠)와 비교해 보면 근사함을 확인할 수 있다.

Fig. 3은 지르코늄과 스테인레스 펠렛에 대해 우라늄 펠렛 용해실험과 동일한 조건에서 진행하여 각 물질의 용해에 대한 전류-전압 곡선을 표시하였다. 전류-전압 곡선을 이용해서 각 물질의 용해 조건 (U : -1.33 V, Zr : -1.0 V, STS : -0.37 V) potential을 확인할 수 있었고, 다른 문헌[3]과 비교해도 크게 차이가 없음을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 실험을 통해 LiCl-KCl-5wt% UCl_3 용융염에서 갖는 우라늄의 전해정련 거동 특성을 살펴보았다. 전기화학 분석법으로 측정된 확산계수, 전이계수 값을 다른 문헌과 비교해 차이가 없음을 확인하였다. 또한 각 물질에 따른 용해 potential을 확인할 수 있었고 여기서 얻은 데이터를 가지고 실제로 U, Zr, STS 같이 있는 조건에서 Zr, STS에는 영향을 주지 않고 U 만 용해될 수 있는 조업 조건에 대한 추가 실험을 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] J.P. Ackerman, Chemical basis for pyrochemical reprocessing of nuclear fuel, Ind. Eng. Chem. Res. 30, (1991) 141-145.

[2] K.H. Lim, S. Park, and J.I. Yun, "Study on exchange current density and transfer coefficient of uranium in LiCl-KCl molten salt", J. Electrochem, Soc, 162(14) E334-E337 (2015).

[3] T. Murakami, A. Rodrigues, M. Ougier, M. Iizuka, and T. Tsukada, J.-P. Glatz, " J. Nucl. Mater. 466 (2015) 502-508.

우라늄 전해정련을 위한 텅스텐 전극의 탈리특성 연구

이창화*, 장준혁, 이성재, 박성빈, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정은 고온의 용융염에서 사용후핵연료로부터 우라늄(U) 및 초우라늄(TRU)를 전기화학적으로 회수하여 재순환하고, 핵분열생성물을 분리하여 처분함으로써 고준위폐기물의 양을 저감하여 처분면적을 줄이고 에너지효율을 극대화시킬 수 있는 비핵확산성 처리기술이다[1,2]. 파이로 전처리 공정을 통해 제조된 산화 사용후핵연료 원료물질을 전해환원공정에서 금속으로 전환을 시킨 뒤, 전해정련 및 전해제련을 포함한 전해회수 공정을 통해 금속 우라늄 및 우라늄/초우라늄 합금으로 생산한다[3].

특히, 우라늄은 사용후핵연료의 90% 이상을 차지하기 때문에 전해정련 공정에서 금속 우라늄을 전기화학적으로 전착하고, 효과적으로 회수하는 것이 매우 중요하다.

대표적으로 사용되는 음극재인 Stainless Steel(STS)은 가격이 저렴하고, 고온에서 물리적 특성이 우수하여 용융염 전기화학에서 폭넓게 사용되고 있다. 하지만, U 전착물과의 접착성이 좋고 전극표면에서 U-Fe intermetallic compound가 형성될 수 있기 때문에 전착한 U의 완전한 탈리가 어렵다. 반면, 흑연을 음극으로 사용했을 때 전착한 우라늄이 일정 무게가 되면 자중에 의해 자발탈리가 유도되어 상대적으로 깨끗하게 전극에서 분리가 된다. 하지만, 흑연 전극의 기계적 강도가 금속전극에 비해 약하고, 전극에서 분리된 탄소가 우라늄 전착물을 오염시킬 수 있다는 단점이 있다.

본 연구에서는 비 STS계열의 단일 금속 중에서 텅스텐을 선정하여 우라늄 전해정련 및 우라늄 전착물의 탈리 특성에 대해 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

우라늄 전해정련을 위해 산소와 습도를 수 ppm 이하로 조절할 수 있는 Ar-purging 글로브 박스에서 모든 실험을 진행하였다. 전해액은 99.99wt.%의 anhyrdous LiCl-KCl을 3wt.% UCl_3과 함께 500°C에서 용융시켜 사용하였으며, 6 mm 지름의 텅스텐(W) rod를 음극으로, 100 g의 금속 우라늄 펠렛을 담은 STS 재질의 바스켓을 음극으로 사용하였다. 기준전극은 1wt.% AgCl가 포함된 Ag/Ag^+를 이용하였다.

전기화학 측정을 위해 BioLogic SP-150 Potentiostat/galvanostat을 사용하였으며, load이 포함된 scraper를 사용하여 전착물의 scraping 특성을 살펴보았다. 또한 우라늄 탈리 후 전극 표면 특성을 확인하기 위해 SEM-EDX를 사용하였다.

2.2 실험결과

Fig. 1은 3wt.% UCl_3에 대한 Cyclic Voltammetry (CV)를 보여준다. Potential은 Open Circuit Voltage (OCV, 약 -1.0 V)에서 음의 방향인 -1.8 V까지 변화시켰으며, 양의 방향으로는 -0.7 V까지 이동하면서 전류응답을 측정하였다. U(III)/U(0) 환원에 대한 onset potential은 약 -1.3 V (vs. Ag/AgCl)로 나타났으며, 약 -1.6 V에서 환원 peak가 관찰된다.

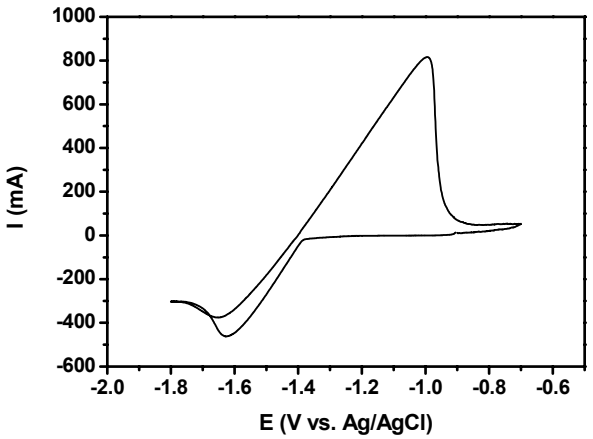


Fig. 1. Cyclic voltammogram for W rod in LiCl-KCl-UCl_3 molten salts.

우라늄 전해정련을 수행하기 위해 -400 mA의 일정전류를 3 시간 동안 인가하여 dendrite 구조의 전착물을 Fig. 2(좌)와 같이 얻었다.

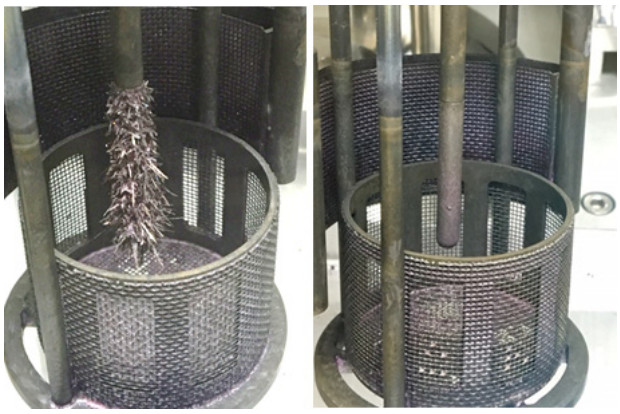


Fig. 2. Tungsten rod cathode before (left) and after (right) scraping U dendrites. Electrorefining was performed in LiCl-KCl-3 wt% UCl_3 molten salts at -400 mA for 3 hrs.

전해정련을 통해 우라늄을 환원시키고 용융염에서 전극 assembly를 인출한 뒤 가열대에서 30 분 동안 위치시켜 전착물 사이에 포함된 잔류염이 배출되도록 하였다. 그 후 전극에 장착된 scraper를 이용하여 인위적으로 전착물을 탈거 시켰다. 그 결과, Fig. 2의 오른쪽에 나타나 있듯이 전극 표면에 잔류 우라늄이 거의 없음을 확인하였으며, 회수된 전착물은 Fig. 3과 같이 얻을 수 있었다.

Fig. 3. Uranium dendrites scraped from Tungsten cathode.

우라늄 전착물 회수 후, 텅스텐 전극을 STS 전극과 비교하여 육안으로 관찰한 결과, Fig. 4에서 보는 바와 같이 scraping 후 전극 표면 잔류물이 STS 전극에 비해 훨씬 적음을 알 수 있다.

Fig. 4. Comparison of electrode surface after scraping process; Tungsten (left) and STS (right) electrodes.

SEM에서 정밀하게 관찰한 결과 전극 표면에 약 ~2 μm 정도 크기의 입자가 붙어 있는 것을 확인했으나, 전극의 반복사용에는 문제가 없을 것으로 판단된다.

3. 결론

LiCl-KCl-3wt.% UCl_3 용융염에서 텅스텐을 음극으로 사용하여 우라늄 전해정련을 수행한 결과 흑연전극과 거의 대등한 전착 및 scraping 특성을 나타내었으며, STS와 비교하여 표면 잔류물이 훨씬 적음을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] J.P. Ackerman, Chemical basis for pyrochemical reprocessing of nuclear fuel, Ind. Eng. Chem. Res. 30, 141-145 (1991).

[2] J.J. Laidler, J.E. Battles, W.E. Miller, J.P. Ackerman, and E.L. Carls, "Development of pyroprocessing technology", Prog. Nucl. Energy 31, 131-140 (1997).

[3] H. Lee, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, and S.W. Paek, "Korean Pyrochemical Process R&D activities", Energy Procedia 7, 391-395 (2011).

용융염 전해공정의 모델기반 스케일업 기술

김광락[1*], 최성열[2], 김철민[1], 남효온[1], 김성기[1], 서중석[1], 고원일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]UNIST, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 부피감용을 위한 건식 처리공정은 일련의 용융염 전해공정 들이 핵심공정으로 구성된다. 고비용의 고온 용융염 전해기술은 설계 데이터 생산을 위한 실험횟수가 제한되므로, 실험과 병행한 공정 모델을 통해 다양하고 체계적인 공정 파라메타 해석이 선행되어야 한다. 실험실 규모로 얻어진 기본 데이터를 통해 벤치 규모로 성능과 가능성을 입증하고 동시에 공정모델을 검증한다. 여기서 구축된 공정 전산모델을 통하여 소정의 공정 요구조건에 맞는 동일 성능의 생산 규모와 품질을 예측하고, 실용화 규모로 확대하는 스케일업 기술이 필수적이다.

본 연구에서는 전기화학공정의 스케일업 기술에서 전통적으로 고려되는 차원해석의 정량화 인자를 통해 스케일업 설계 접근방법을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 스케일업 설계개념

고온 용융염 전기화학공정은 실험 자료기반과 공정 모델링을 통해 실용화 규모에서의 성능구현, 생산성과 품질 목표에 부합되는 스케일업 기술이 요구된다. 전기화학 공정에서는 전극반응을 극대화할 수 있는 물질전달 환경과 전류-전압의 분극 특성이 전극면을 통해 균일하게 분포될 수 있는 전해셀 구조 및 전해질 유동에 초점을 두었다[1,2,3]. 스케일업 성능인자로서 전극계면에서의 물질전달과 분극특성을 정량화하였다.

2.2 물질전달 성능인자

전극계면을 통해 반응물인 전해활성 이온들이 본체 전해질용액으로부터 전극면으로 이동하는 전달속도가 전극반응을 지배한다. 전해 시스템에서 전극면을 통한 물질전달 효과를 알기위해 일반화된 정량적 개념인 Sherwood(*Sh*) 무차원수를 전통적으로 사용하고 있다. 전해셀 구조가 단순한 마주보는 평면 전극 시스템(Fig. 1)에서 국부 *Sh*수는 다음 식(1)처럼 표현되며, 전극에서 전해이온의 농도구배와 확산층 두께(δ_x)와 관련된다.

$$Sh_x = \frac{k_x L}{D} = \frac{-L\left.\frac{\partial C_x^S}{\partial x}\right|_w}{C_x^S - C^{bulk}} \approx \frac{L}{\delta_x} \quad (1)$$

여기에서 전해셀 규모를 나타내는 특성길이(*L*)를 반영하면 전류인가 한계와 관련 있는 물질전달 속도를 가늠할 수 있다.

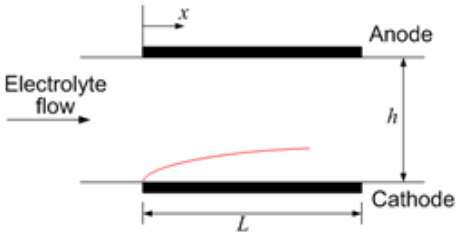


Fig. 1. Planar electrochemical cell.

2.3 전류-전압 분극 성능인자

전해질-전극 계면층에서 일어나는 불균일계 전극반응은 전하이동으로 진행된다. 전해셀의 전류-전압 분극특성은 일반 화학반응기 설계에서 고려되지 않는 핵심 인자이다. 전극면에서 전류 분포의 향상과 과전압은 전착품질과 관련된다. 분극저항의 조합으로 표현하는 Wagner(*Wa*) 수(2)는 이러한 분극특성을 정량화하는 인자로 사용되어 왔다[4].

$$Wa = \frac{\kappa}{L}\frac{d\eta}{di} \approx \frac{\kappa}{L}\frac{\partial\eta/\partial x}{\partial i/\partial x} \quad (2)$$

전극면에서 전류밀도에 대한 과전압 구배는 경계조건이 비선형인 수치 모델을 통해서 해를 찾는다.

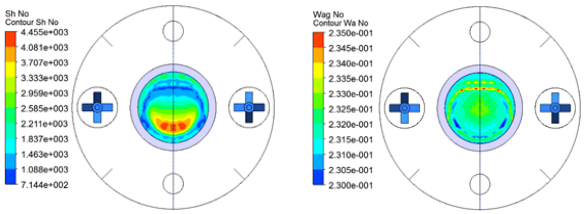
2.4 결과 및 고찰

실제 고온 용융염 전해셀은 전해시스템의 원격조작과 전해물질의 장.탈작 기능 등으로 전극구조 및

배열은 단순하지 않다. 전산유체역학(CFD)과 전기화학 모델을 결합한 전산체계를 구축하여 물질전달 성능 및 분극저항을 정량화하는 주요 두 가지 무차원수 값을 모사하였다. 3차원 전해질 영역에서 전극계면을 통한 물질전달과 전해변수의 조합으로 국부적인 *Sh*수와 *Wa*수의 분포를 가시화 하였다.

일정전류 운전조건에서 3차원 전해제련 셀의 전극구조를 반영하여 그 사이를 유동하는 전해질에서 전해활성이온(U^{3+})의 전극계면을 통한 물질전달 속도를 농도구배로 예측하였다. 일정규모의 전해셀에서 전극면을 통한 *Sh* 수는 확산층 두께가 감소할수록 증가한다. 소수의 전형적인 전극구조에 대해서 *Sh* 수는 전해질의 점성유동 특성을 나타내는 무차원수 들로 구성되는 상관식들이 알려져 있으나, 전극구조가 복잡할수록 CFD 활용기법이 바람직하다.

한편 *Wa* 수는 CFD-전기화학 결합모델을 이용하여 전극계면에서 전류밀도와 과전압의 구배로부터 도출할 수 있었다. 과전압이 고려되지 않은 1차계 전기화학 해석법에서 *Wa* 수는 0의 값을 가진다. 큰 값일수록 전극면을 통한 전류분포가 향상되나 전극간의 거리, 전해셀 규모 그리고 전류밀도가 증가할수록 *Wa* 수는 감소한다. Fig. 2는 공학규모의 전해제련셀의 전극계면에서 두 개의 무차원수를 가시화 한 것을 보여준다.



(a)Sherwood no. (b)Wagner no.

Fig. 2. Dimensional analysis for quantifying electrochemical performance.

3. 결론

고온 용융염 전기화학 공정의 스케일업 성능을 무차원 해석을 통해 정량화하는 기법을 마련하였다. 전극반응을 극대화할 수 있는 물질전달 환경과 전류-전압의 분극 특성이 전극면을 통해 균일하게 분포될 수 있는 전해셀 구조 및 전해질 유동조건을 Sherwood수와 Wagner수를 중심으로 평가할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] G. Donati and R. Plaudetto, "Scale up of Chemical Reactors", Catalysis Today, 34, 483-533 (1977).

[2] C.J.T. Low, E.P.L. Roberts, and F.C. Walsh, "Numerical simulation of the Current, Potential and Concentration Distributions along the Cathode of a Rotating cyliner Hull Cell," Elctrochimica Acta, 52, 3831-3840 (2007).

[3] A.H. Sulaymon and A.H. Abbar, "Scale-up of Electrochemical Reactors," Electrolysis, Ed. by Vladimir Linkov, ISBN 978-953-51-0793-4 (2012).

[4] G.M.M. Bravo, "An approximation to the scale-up of batch processes using phenomenological-based models", Master Thesis, Universidad Nacional de colombia (2014).

전해회수공정 음극처리장치에서의 RE-Chloride 증류거동 분석

장준혁*, 김택진, 박성빈, 김가영, 은희철, 이성재, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jangjunhyuk@kaeri.re.kr

1. 서론

전해회수공정은 사용후핵연료의 약 93%를 차지하고 있는 우라늄과 TRU를 회수하는 파이로프로세스의 핵심공정으로서, 파이로프로세스의 기술적 타당성 및 경제성을 결정짓는 중요한 공정이다. 전해회수공정은 크게 전해정련공정과 전해제련공정으로 나눌 수 있다. 전해정련공정은 LiCl-KCl 용융염 속에서 우라늄을 고체전극에 석출시켜 회수하는 공정을 말하며, 전해제련공정은 용융염 속에서 Cadmium 액체전극에 U/TRU를 전착시켜 회수하는 공정이다. 두 공정 모두 다량의 염이 회수물질에 포함되어 얻어진다. 즉, 전해정련공정에서 회수되는 우라늄전착물의 경우, 약 20-30wt%의 염을 포함하는 Dendrite의 형태로 회수된다 [1]. 전해제련공정에서는 Cadmium 액체 위에 다량의 염이 덮힌 상태로 회수된다 [2]. 따라서 전해회수공정 후 얻어지는 물질에서 염 또는 염/Cadmium을 제거하여 순수한 우라늄 또는 U/TRU를 얻기 위하여 음극처리공정을 수행하게 된다 [1,2].

음극처리공정은 전해회수공정에서 얻어진 회수물질의 증기압 차이를 이용하여 우라늄 또는 U/TRU에서 다른 물질들을 분리하는 공정이다. 음극처리공정은 압력이 낮아질수록 물질의 증기압이 낮아지는 특성을 이용하여 고온의 저압에서 수행한다. 이러한 증기압은 물질의 고유특성이기 때문에 분리하고자하는 물질의 증발 특성을 명확하게 이해할 필요가 있다. 또한 전해회수 생성물에 포함된 염에는 LiCl, KCl 뿐만 아니라 다양한 종류의 Rare Earth(RE) chloride가 포함되어 있다. 따라서 이러한 다양한 염들의 증발거동이 음극처리공정에서 매우 중요한 역할을 한다. 하지만 아직까지 RE chloride들의 증발거동에 대한 연구는 매우 미미한 상황이다.

이에 본 연구에서는 전해회수 음극처리공정에서 함유되어있는 다양한 종류의 염들의 증발거동을 분석하였다. 전해회수공정에 사용되는 LiCl, KCl 뿐만 아니라 전기화학반응을 통하여 염 속에 생성되는 RE Clrolide($PrCl_3$, $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$)의 증발거동을 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

물질의 증발거동을 분석하기 위하여 Fig. 1과 같은 고온 TGA 분석장치를 제작하였다. 다양한 종류의 염(LiCl, KCl, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$) 약 15 g을 Al_2O_3 도가니에 장입하였다. 이때, 각각의 염들은 99.99wt% 이상의 순도를 가지는 시약을 사용하였다. 시료가 장입된 도가니를 고온 TGA 분석장치 Load-cell에 연결된 도가니 거치대에 장입 후, 반응기 내부를 진공배기 하였다. 내부 분위기는 Rotary Pump를 이용하여 10^{-1} Torr 이하로 감압하였다. Programmable Furnace를 이용하여 약 1100°C까지 5°C/min의 승온속도로 반응기 내부를 가열하였다. 승온 중 Load-cell에 측정된 장입 물질의 무게변화를 측정하였다.

2.2 시험결과

전해회수공정에 포함된 염들의 증발거동을 살펴보기 위하여, 전해회수염에 다량 포함된 LiCl, KCl, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$ 등을 선정하여 증발시험을 수행하였다.

Fig. 2는 각각 염들의 증발시험 시, 반응기 내부 온도에 따른 무게변화를 도시한 결과이다. LiCl의 경우 약 650°C의 온도에서 무게감소가 시작되어, 약 700°C의 온도에서부터 급격하게 무게가 감소되었다. LiCl의 무게는 온도가 증가함에 따라 계속 줄어들어 약 800°C의 온도에서 모든 염화물이 증발하였다. 다른 염화물의 증발곡선은 LiCl의 증발곡선과 크게 다르지 않은 형상을 나타내었다. 하지만 KCl은 LiCl보다 다소 높은 온도인 700°C 근방에서 온도감소가 시작되었고, 약 760°C의 온도 이상에서 급격한 무게감소가 관찰되었다.

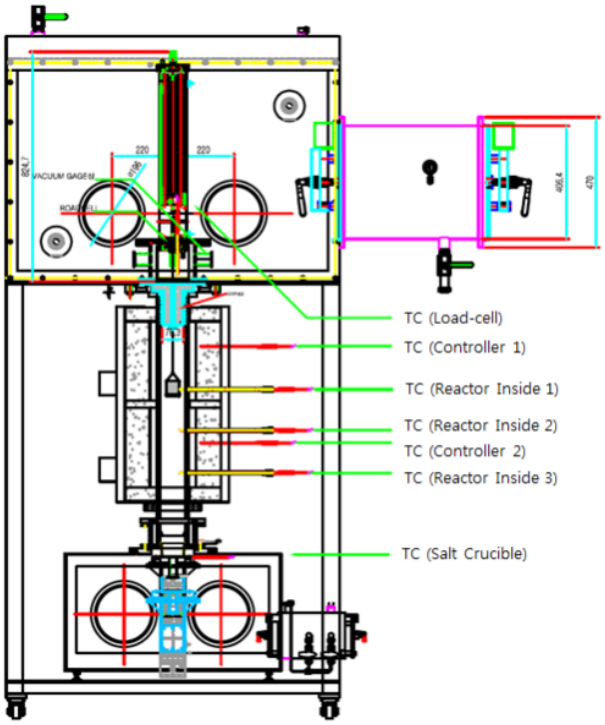


Fig. 1. Schematic of Thermal Gravity Analysis(TGA) Apparatus.

RE chloride들은 LiCl, KCl에 비해 매우 높은 증발온도를 나타내었다. $PrCl_3$는 약 830°C 이상의 온도에서 무게감소가 시작되며, 860°C 이상의 온도에서 급격한 무게감소를 보여주었다. $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$는 비슷한 증발거동을 나타내었다. 즉, 850°C 이상의 높은 온도에서 무게감소가 시작되었고, 890°C 이상의 매우 높은 온도에서 급격한 무게감소를 나타내었다.

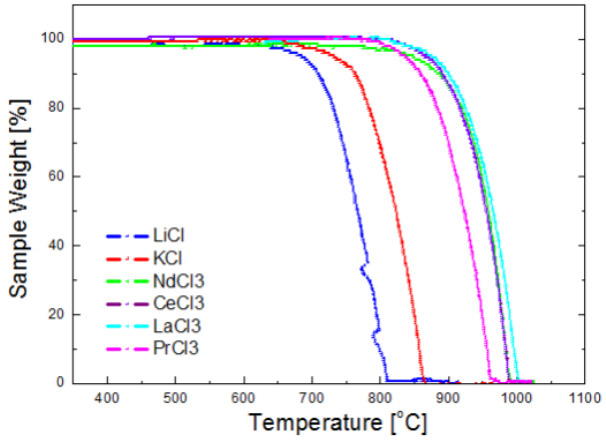


Fig. 2. TG Profile as a function of temperature for various chlorides.

3. 결론

TGA 분석장치를 이용하여 다양한 염(LiCl, KCl, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$)의 증발거동을 살펴보았다. LiCl은 가장 낮은 700°C의 온도에서 급격하게 증발하였고, KCl은 760°C에서 증발하였다. RE chloride들은 LiCl, KCl에 비해 다소 높은 증발온도를 나타내었다. $PrCl_3$는 860°C의 온도에서 효과적으로 증발하는 반면에, $NdCl_3$, $CeCl_3$, $LaCl_3$는 890°C 이상의 고온에서 급격하게 증발하였다. 이러한 결과로부터 음극처리장치에서 염들을 기체상태로 유지하기 위해서는 900°C의 높은 온도로 내부 분위기를 유지해야 함을 확인 할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025699).

5. 참고문헌

[1] S.W. Kwon, K.M. Park, H. Ahn, H. Lee H and J.G. Kim, "Separation of adhered salt from uranium deposits generated in electro-refiner", J. Radioanal. Nucl. Chem., 288 (2011) 789-793.

[2] B. Westphal, J. Price, D. Vaden, R. Benedict, "Engineering-scale distillation of cadmium for actinide recovery", J. Alloy. Comp., JALCOM (2007) 15816.

전해제련 공정에서 불활성 양극의 성능평가

김시형*, 심준보, 김가영, 김택진, 백승우, 이성재, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

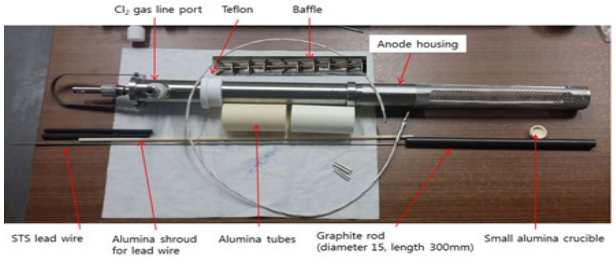
파이로의 전해제련 공정[1]에서 사용되는 불활성 양극에서는 전해반응 중 표면에서 염소기체가 발생하므로, 발생한 염소가 양극 assembly 자체에 미치는 영향을 관찰할 필요가 있다. 불활성 전극은 전도성이 좋으면서 용융염에 녹지 않는 그라파이트와 같은 탄소계열 재료가 주로 사용되고 있는데, 그라파이트는 외부로부터 충격을 받으면 파손되기 쉬우므로 스테인레스 스틸(STS) 하우징 등으로 보호해 주어야 한다. 본 연구에서는 U/RE 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염에서 액체카드뮴음극(LCC)을 이용하여 전착실험을 수행하면서 그라파이트 전극 표면에서 발생한 염소가 양극 assembly의 내구성에 미치는 영향을 관찰하였다.

2. 본론

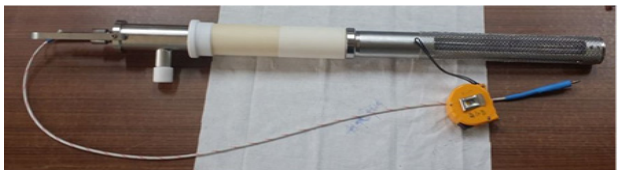
2.1 실험 방법

U와 RE(Nd, Ce, La, Y) 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염에서 그라파이트 전극과 LCC를 이용하여 50 mA/cm^{2}에서 전해실험을 수행하였고, 이를 통해 Fig. 1과 Fig. 2의 양극 assembly의 내구성을 평가하였다. 두 양극 assembly의 주요 차이점은, Fig. 1 양극 assembly에서는 그라파이트 전극 바깥으로 STS housing만 둘러싸고 있는 형태이고, Fig. 2 양극 assembly에서는 직경 1 mm의 구멍이 측면에 다수 뚫려 있는 알루미나 튜브가 그라파이트 전극과 STS housing 사이에 설치되어 있다는 것이다.

반면에 두 양극구조의 공통점은 아래와 같다. 그라파이트 표면에서 발생한 염소가 STS housing을 통해서 전해조 내로 분산되지 않는다면, 염소는 양극 assembly 상단(Fig에서는 좌측방향)으로 상승하게 되고 상승한 염소는 양극 상단 측면에 뚫려 있는 염소 기체 방출용 port를 통하여 염소정제기로 흘러가도록 되어 있다. 양극 상단으로 염소가 상승하면서 동반 휘발되는 염은 그라파이트 상부에 설치되어 있는 STS baffle에서 포획될 것이다.



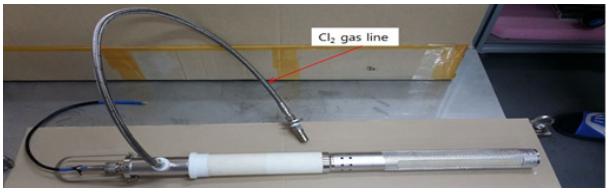
(a) Before assembling



(b) After assembling

Fig. 1. Anode assembly (type 1).

(a) Before assembling



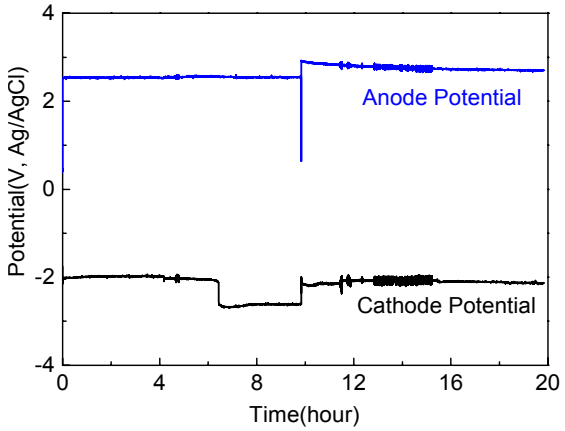
(b) After assembling

Fig. 2. Anode assembly (type 2).

2.2 전해실험 후 양극 assembly 평가

Fig. 3(a)는 Type 1 양극을 이용하고 LCC에 50 mA/cm^2 전류를 2차에 걸쳐 총 20 시간 동안 인가하면서 전착실험을 수행한 결과이다. 1차 전착실험에서 10 시간 전해하는 동안 양극전위는 2.5 V를 안정적으로 유지하였고, 음극전위는 -2 ~ -2.6 V를 나타내었다. 1차 전착 후 양극 assembly 와 LCC 도가니의 상태가 양호함을 육안으로 확인한 후, LCC에 U를 더 전착하기 위하여 양극 assembly와 LCC 도가니를 염 속으로 다시 장입하여 2차 전착실험을 10 시간 동안 수행하였다. 2차 전착에서 양

극전위와 음극전위는 각각 2.7 ~ 2.9 V, -2.1 ~ -2.2 V로서 비교적 안정하게 유지되었다. 20 시간 전착실험 후 Type 1 양극의 상태를 확인한 결과, Fig. 3(b)와 같이 염 레벨 부근에 위치하는 STS 하우징 부분이 심하게 손상되어 있었다. 이는 그라파이트 표면에서 발생한 염소가 STS housing 통하여 전해조 내로 분산되어 STS로 된 housing 등에 영향을 미친 것으로 판단된다.

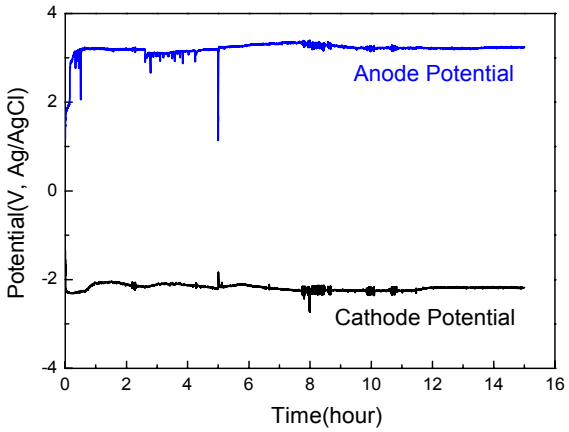


(a) Anode potential and cathode potential

(b) Status of type 1 anode assembly

Fig. 3. Electrodeposition behavior (type 1 anode assembly).

Fig. 4(a)는 Type 2 양극을 이용하고 LCC에 50 mA/cm^2 전류를 2차에 걸쳐 총 15 시간 동안 인가하면서 전착실험을 수행한 결과이다. 1차 전착실험에서 5 시간 전해하는 동안 양극전위는 3.2V, 음극전위는 -2.2 ~ -2.3V를 나타내었다. 1차 전착 후 양극 assembly 와 LCC 도가니의 상태가 양호함을 확인한 후, LCC에 U를 더 전착하기 위하여 양극 assembly와 LCC 도가니를 염 속으로 다시 장입하여 2차 전착실험을 10 시간 동안 수행하였다. 2차 전착에서 양극전위와 음극전위는 1차 전착 때와 유사한 값을 보여 주었다. 2차 전착 후 Type 2 양극의 상태를 확인한 결과, Fig. 4(b)와 같이 STS housing 등에 아무런 손상이 발견되지 않았다. 이것은 그라파이트 표면에서 발생한 염소가 알루미나 튜브 바깥으로 분산되지 않았기 때문으로 생각된다.



(a) Anode potential and cathode potential

(b) Status of type 2 anode assembly

Fig. 4. Electrodeposition behavior (type 2 anode assembly).

3. 결론

U/RE 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염에서 액체카드뮴음극(LCC)을 이용하여 전착실험을 수행하여 그라파이트 전극 표면에서 발생한 염소가 양극 assembly의 내구성에 미치는 영향을 관찰하였다. 그라파이트 전극이 염 표면에 노출되어 있으면 염소는 전해조 내부로 비산되어 양극의 STS housing에 손상이 발생하지만, 그라파이트를 측면에 구멍이 많이 뚫린 알루미나 shroud로 감싸 줄 경우 염소기체가 알루미나 shroud 바깥으로 비산되지 않도록 함으로서 양극 assembly의 내구성이 향상됨을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] D. Vaden, S.X.Li, B.R. Westphal, K.B. Davies, T.A. Johnson and D.M. Pace, "Engineering Scale Liquid Cadmium Cathode Experiments," Journal of Nuclear Technology, 162, 124-128 (2008).

전해제련 시스템에서 STS 교반기에 의한 통전영향 평가

김시형*, 김가영, 장준혁, 권상운, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로의 전해제련 공정[1]에서 사용되는 전해조, LCC assembly frame, 그리고 전극 장입구멍이 뚫려있는 전해조 덮개 등 대부분의 장치 구성품이 모두 스테인레스 스틸(STS)로 만들어지므로, 염 속에 장입된 전극 사이에서만 전류가 흘러야 하는 제련시스템을 고려해 볼 때 전극 간 이외의 영역에서는 절연성이 잘 유지되어야 한다. 본 연구에서는 STS로 된 염 교반기를 이용하여 전해제련 시스템에서 통전이 발생했을 때 전위와 전류 등이 변하는 현상을 관찰하였다.

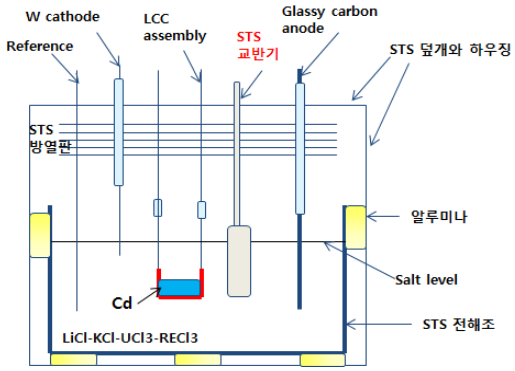
2. 본론

2.1 실험 방법

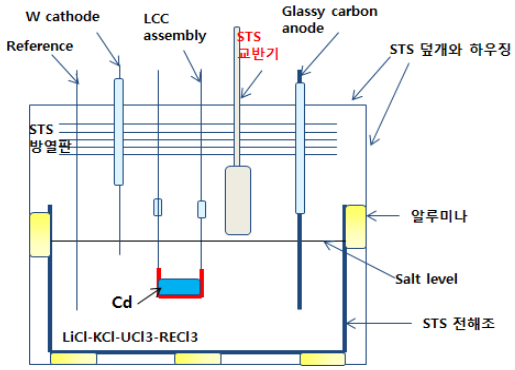
Fig. 1은 전해제련 공정에서 악티늄족 원소를 회수할 때 사용되는 대표적인 전극구성 형태이다. 전해조 덮개, 전해조, 전해조 하우징, 방열판 등은 STS로 만들어지고, 음극으로 사용되는 카드뮴 장입장치인 LCC assembly도 STS로 만들어진다. 이번 실험에서는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 LCC assembly 가이드 중간부분에 알루미나 절연체를 삽입하여 LCC assembly가 염에 장입되어도 전극 덮개와 염 사이에 절연이 유지되게 하였고, 또한, 카드뮴을 담는 도가니도 알루미나로 만들었다.

양극으로는 glassy carbon을 사용하는데 전해조 덮개와 방열판 등의 STS 구조물과 통전되지 않도록 구조물과 접촉되는 부분에는 파이렉스 관으로 절연을 해 주었다. 그 외, 기준전극(reference)과 고체음극(W cathode)도 STS 재질과 닿는 부분은 파이렉스 또는 알루미나로 절연을 시켜 주었다. 본 실험을 위해 사용된 염은 U와 RE(Nd, Ce, La, Y) 성분이 포함된 LiCl-KCl 용융염이며, 용융염 교반을 위해 STS 재질로 된 교반기를 사용하였고, STS 교반기는 별도로 절연시키지 않았다.

Fig. 1(a)는 양극, 기준전극, LCC assembly, STS 교반기를 모두 염 속에 장입한 것으로서, 교반기를 단순히 염 속에 장입만 한 경우와 교반하기 위해 교반기와 회전모터를 상호 연결한 2 가지 경우가 다 함축된 Fig인데, 두 경우의 차이를 Fig. 1(a)에서 구분하지는 않았다. Fig. 1(b)에서는 STS 교반기만 염 위로 들어 올린 상태이다.



(a) STS stirrer dipped into the salt



(b) STS stirrer floated above the salt level

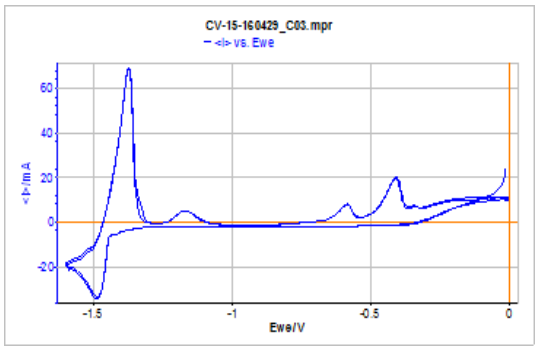
Fig. 1. System configuration of electrolytic vessel.

2.2 시스템의 통전 영향

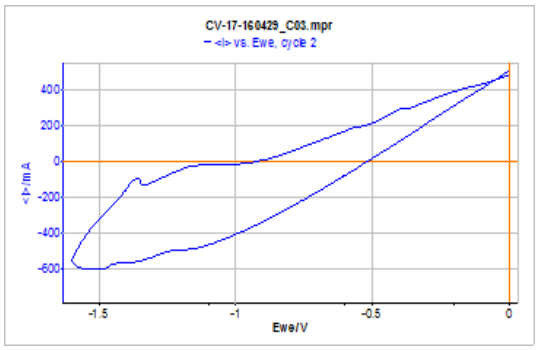
Fig. 2(a)는 Fig. 1(a)에서와 같이 전극류와 LCC assembly를 모두 염에 장입하고, STS 교반기도 염 속에 장입한 상태로 CV를 측정한 것이다. Fig에서 보는 바와 같이 STS 교반기가 염 속에 장입되어도 전형적인 CV 결과가 얻어졌으며 이 때의 최대 환원전류는 -60 mA 이었다. Fig. 2(b)는 STS 교반기의 상부 부분과 회전 모터를 고무 벨트로 서로 연결한 상태의 CV로서, 이 때 STS 교반기는 벨트에 연결될 때 약간 경사진 상태로 염에 장입되는 형태가 된다. Fig. 2(a)와는 다르게 CV 형상도 달

라지고 과전류가 흘러서 환원전류가 -600 mA까지 약 10배 증가함을 알 수 있다. STS 교반기가 경사진 채로 전해조로 장입되면서 주변의 STS 구조물과 접촉되어 통전이 된 것으로 판단된다.

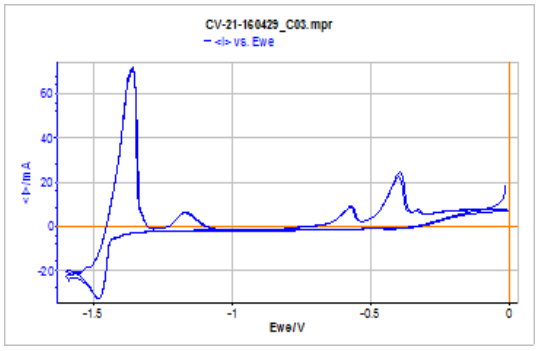
Fig. 1(b)와 같이 STS 교반기를 염 위로 들어 올린상태에서는 CV가 다시 정상적 형태로 되었고, 교반기가 들어 올려진 상태에서는 교반기를 회전모터부와 연결하여도 CV 형상이 변하지 않았다.



(a) STS stirrer dipped into the salt



(b) STS stirrer dipped into the salt and then linked to the motor of the stirrer



(c) STS stirrer floated above the salt level

Fig. 2. CV shapes depending on the position of the STS stirrer.

Table 1은 STS 교반기를 염에 장입한 후 회전모터에 연결한 경우(Table에서 통전으로 표시)와 교반기를 염 위로 들어 올린 상태(Table에서 절연으로 표시)에서 30-100 mA/cm^{2}로 전류를 인가하면서 LCC의 전위변화를 측정한 것이다. Table에서 보는 바와 같이 STS 교반기에 의해 통전이 발생하면 전위가 0.5 V-1.3 V 차이가 생김을 알 수 있다.

Table 1. Potential difference depending on current density and the position of the STS stirrer

	통전 (V)	절연 (V)
30 mA/cm^2	-1.4	-1.94
50 mA/cm^2	-1.63	-2.3
70 mA/cm^2	-1.67	-2.7
100 mA/cm^2	-2.0	-3.3

STS 교반기를 회전모터에 연결하여 염을 교반하면서 LCC에 30-100 mA/cm^2 전류를 인가하여 U 전착을 수행하였다. LCC가 음극이기 때문에 LCC에만 U가 전착되고 STS 교반기에는 물질이 전착되지 않아야 하지만, Fig. 3의 좌측 사진에서 보는 바와 STS 교반기 표면에 물질이 묻어 있었고, 이를 샘플링하여 XRD로 분석한 결과 LiCl, KCl과 UO_2로 판명되었다. STS 교반기에 묻은 물질은 원래 U 금속이었을 것인데, XRD 시료준비 중에 산소와 반응하여 UO_2로 된 것으로 사료된다.

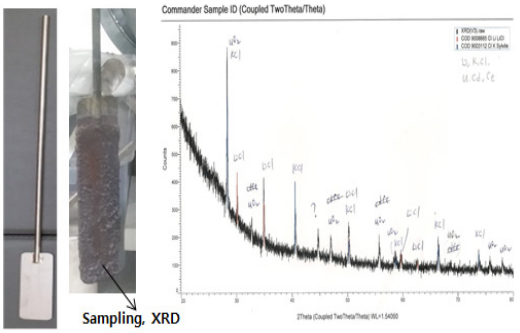


Fig. 3. Deposits adhered to the surface of the STS stirrer.

3. 결론

전해제련 시스템에서 염 교반기와 같은 STS 재질로 된 구성품이 시스템에 통전현상을 일으킬 경우, 전극에 과전류가 흐르거나 STS 교반기에 전착현상이 발생함을 관찰하였다.

4. 참고문헌

[1] K. Uozumi, M. Iizuka, T. Kato, T. Inoue, O. Shirai. T. Iwai and Y. Arai, "Electrochemical behaviors of U and Pu at simultaneous recoveries into LCC," Journal of Nuclear Materials, 325, 34-43 (2004).

방사성 Cs^+을 담지한 유리 고화체의 전자빔 조사에 의한 영향

서민석[1*], 허종[1], 박환서[2], 최정훈[2]
[1]포항공과대학교, 경상북도 포항시 남구 청암로 77
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ms0seo@postech.ac.kr

1. 서론

파이로 프로세싱(pyroprocessing)은 경수로 원자력 발전소의 사용후 핵연료로부터 플루토늄을 추출하지 않고 방사성 폐기물을 분리해낼 수 있는 재활용 공정이다[1]. 이 공정 중 배기가스 처리에서 비산재 필터를 이용하여 분열생성물이자 준휘발성 핵종인 Cs^+을 포집한다. 이러한 방사성 Cs^+ 폐필터의 부피감용과 화학적, 열적 안정성을 위해서 유리 고화체에 담지하여 처분한다. 방사성 Cs^+중에서 주된 방사선은 반감기가 30년이고 베타붕괴를 일으키는 ^{137}Cs에서 방출된 베타선(~0.5MeV 전자)이며 처분기간동안 유리 고화체에 물리적, 구조적 영향을 준다. 본 연구에서는 Cs^+이 담지된 유리 고화체를 제조하고 고에너지 전자빔을 조사하여 그 특성 변화와 구조 변화를 규명하였다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 유리샘플 제조

방사성 Cs^+ 폐필터 조성(wt.%)인 $60SiO_2$ - $25Al_2O_3$ - $15Cs_2O$가 중량의 2/3을 차지하며 나머지는 용융점을 낮추기 위한 유리 원료인 B_2O_3, CaO, Na_2O로 구성된다. 최종적인 유리 조성(wt.%)은 $40SiO_2$-$16.67Al_2O_3$-$10Cs_2O$-$10B_2O_3$-7.5CaO-15.83Na_2O이다. 방사성 Cs^+을 비방사성 Cs_2CO_3로 대체하여 실험하였고 약 20 g의 혼합된 원료 분말을 알루미나 도가니에 넣고 1200℃에서 45 분 용융한다. 그 후 용융 유리를 급랭시켜 500℃에서 2 시간 어닐링하였다.

2.1.2 전자빔 조사

전자빔의 균일한 피폭을 위해 샘플의 두께를 0.45 mm로 만들었다. 한국원자력연구원의 2 MeV급 선형전자가속기를 이용하여 상온에서 1.4 MeV, 1.8 mA의 전자빔을 조사시간을 달리하여 유리 샘플에 조사하였다. 이로부터 조사된 샘플의 흡수선량은 1.5×10^7Gy, 1.5×10^8Gy이다.

2.1.3 기본 특성

밀도는 Archimedes 방법으로 3번 측정 후 평균 내어 결과를 얻었다. 유리전이온도(T_g)는 분말 샘플을 DTA를 통하여 분석하였다. 비커스경도를 측정하기 위해 경도 테스터기를 사용하였고 10번 측정 후 평균 내어 결과를 얻었다.

2.1.4 자기공명분석

전자빔 조사 전후 샘플에 대해서 X-밴드(v=9.113 GHz) EPR 분광 분석이 수행되었다. EPR 분석 시에 유리 내 상자기 결함은 고유한 g값을 가지고 식(1)의 관계식을 따르며 공명 흡수가 일어난다. 관찰된 EPR 결과는 EasySpin 5.0.22를 통하여 피팅 후 분석되었다.

$$h\nu = m_s g \mu_B B_0 \qquad (1)$$

전자빔 조사 전후 유리의 구조변화를 관찰하기 위해 MAS NMR 장비가 사용되었다. ^{29}Si Larmor 주파수는 119.182 MHz이며 tetramethylsilan(TMS)을 지표물질로 사용되었다. ^{11}B MAS NMR의 경우, Larmor 주파수는 194.499 MHz이며 $BF_3O(CH_2CH_3)_2$를 사용하였다. ^{27}Al MAS NMR의 분석조건은 Larmor 주파수가 156.320 MHz이며 $AlCl_3$(aq)가 지표물질로 쓰였다.

2.2 실험결과 및 고찰

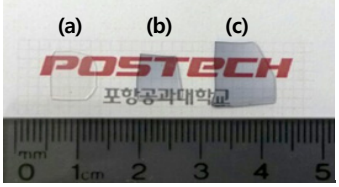


Fig. 1. Photographs of (a) pristine, (b) 1.5×10^7Gy, (c) 1.5×10^8Gy glasses.

Fig. 1 (a)는 전자빔이 조사되지 않은 제조된 유리로써 무색투명하다. 전자빔 조사 후에는 (b)와 (c)에서처럼 남색을 띄고 흡수선량이 증가할수록 색이 짙어졌다. 제조된 유리 샘플과 전자빔이 조사된 유리 샘플의 밀도, Tg, 비커스 경도의 변화를 흡수선량에 따른 측정 결과를 Table 1에 제시하였다. 흡수선량이 증가함에 따라 밀도는 약 1.6% 증가하는 경향을 보였고 이는 곧 부피가 감소했음을 의미하기도 한다. Tg와 비커스 경도는 소폭 변동하지만 그 크기는 무시할만한 수준으로 평가되었다.

Table 1. Measured values of density, Tg and vickers hardness for pristine, irradiated samples

흡수선량(Gy)	밀도(g/cm^3)	Tg(℃)	비커스 경도(GPa)
0Gy	2.646	518	6.33
1.5×10^{7}Gy	2.687	512	6.30
1.5×10^{8}Gy	2.690	516	6.27

Fig. 2는 EPR 결과를 보여주며, 전자빔을 받지 않은 유리 샘플에서는 어떤 홀전자 결함도 관찰되지 않았다. 그러나 전자빔이 조사되고 그 흡수선량이 증가할수록 325 mT(g∽2) 영역에서 공명 흡수가 일어났으며 세기가 증가했다. 본 연구의 EPR 그래프로부터 전자빔에 피폭된 알루미노 붕규산 유리에서 관찰되어지는 E'[2], NBOHC(Non-bridging oxygen hole center), BOHC(Boron oxygen hole center)가 존재함을 알 수 있었다.

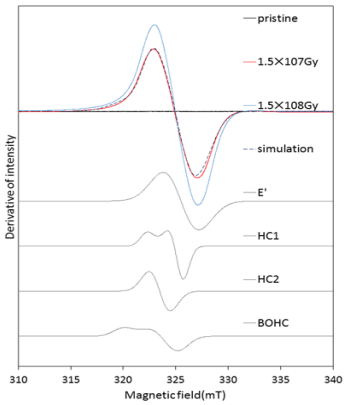


Fig. 2. EPR spectra.

Fig. 3는 전자빔 조사전후에 따른 샘플의 (a) ^{11}B, (b) ^{29}Si (c)^{27}Al MAS NMR 그래프를 보여준다. Si는 유리의 망목구조를 이루는 정도에 따라 Q_2, Q_3, Q_4가 분석되었다. 예를 들어, Q_3는 Si의 총 4개 사면체 결합에서 3개가 망목구조를 이루는 것이다. Al의 경우 ~60 ppm 영역에서 사면체 구조임을 나타낸다. 전체 유리 망목의 약 85mol%를 차지하는 SiO_2와 Al_2O_3는 전자빔이 조사되어도 그 구조가 유지되었다. 반면, B의 경우, 13 ppm 영역은 BO_3 구조를 나타내고 0 ppm 영역은 BO_4 구조를 나타내는데 1.5×10^{8}Gy까지 흡수선량이 증가하면 일부 BO_3가 BO_4로 구조가 변하였다. 이는 BO_3가 BO_4에 비해 두배나 많이 존재한 상태에서 전자빔이 조사됨에 따라 배위수가 증가하는 반응이 선호되는 것으로 판단되었다.

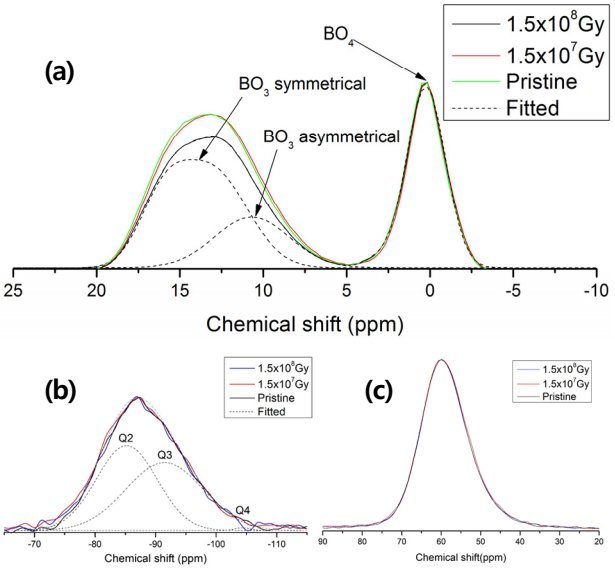


Fig. 3. (a)^{11}B, (b)^{29}Si, (c)^{27}Al MAS NMR spectra.

3. 결론

파이로프로세싱에서 발생한 방사성 Cs^+을 담지하기위한 알루미노 붕규산 유리 고화체가 개발되었다. 처분 시 방사성 Cs^+에 의한 유리 고화체에 대한 전자빔 영향을 평가하기 위해 고에너지 전자빔이 조사되었다. 전자빔 조사로부터 기본 특성인 밀도, 유리전이온도, 비커스 경도는 크게 변하지 않았다. EPR로부터 전자빔 조사로 생성된 상자기 결함을 탐지하였고 MAS NMR로부터 인한 유리의 구조 변화가 관찰되었다.

4. 참고문헌

[1] Lee, Hansoo, et al. "Current status of pyroprocessing development at KAERI." Science and Technology of Nuclear Installations 2013 (2013).

[2] Griscom, David L. "Electron spin resonance in glasses." Journal of Non-Crystalline Solids 40.1 (1980): 211-272.

희토류 산화물 폐기물 담지용 붕산유리 개발 및 붕산유리 내 희토류 첨가 시 구조 및 침출특성 분석

김미애, 허종*
포항공과대학교, 경상북도 포항시 남구 청암로 77
*kmapl@postech.ac.kr

1. 서론

파이로 공정은 원자로 발전 후 사용후 핵연료를 재활용하여 핵연료의 활용성을 크게 증대 시킬 수 있는 공정이다[1]. 파이로 공정 중 전해 제련/정련 공정에서 산화물 형태의 희토류 폐기물이 분리되며 이것을 처분하기 위한 담지체 개발이 필요하다. 세라믹[2], 유리[3], 결정화유리[4] 등이 개발되었으나 희토류 담지량이 적거나 프로세싱측면에서 어려움 단점을 가지고 있었다. 본 연구에서는 50wt% 이상의 희토류 담지가 가능하면서도 1300도/30분 용융이 가능한 붕산유리를 개발하고 그 특성을 평가하였다. 또한 붕산유리에서 희토류 첨가 여부에 따른 유리 구조 및 침출 특성의 변화를 규명하고 분석하였다.

2. 본론

2.1 희토류 담지 붕산 유리 제조

유리 조성은 Table 1과 같고, 희토류 함유량을 0에서 30mol%까지 조절하였다. 조성에 맞게 혼합한 파우더를 1300도/30분 용융하여 퀜칭하여 유리를 제조하였다. Fig. 1은 제조한 유리 사진이며 희토류 담지량은 22mol%(56wt%)이상이다.

Table 1. Compositions of fabricated borate glasses

	Mol %			
CaO	25.0	22.5	20.0	17.5
Al_2O_3	18.8	16.9	15.0	13.1
B_2O_3	56.2	50.6	45.0	39.4
Nd_2O_3	0	10	20	30
Total	100	100	100	100

0% 10% 20% 30%

Fig. 1. Picture of fabricated glasses.

2.2 희토류 첨가 시 밀도 변화 및 구조 변화

희토류의 밀도가 다른 원소에 비해서 큰 편이기 때문에, 유리에 희토류를 첨가하게 되면 일반적으로 밀도가 증가하게 된다. 하지만 실제로 희토류원소를 첨가 시 점차 밀도가 감소하는 결과를 나타내었다(Table 2). 이를 해석하기 위해 희토류 첨가 시 유리의 구조 변화를 고려하였다. Fig. 2은 붕산유리에 희토류를 첨가할 때 가능한 2가지 붕산구조의 변화를 나타낸 Fig이다. 위 Fig는 3CN 구조가 4CN으로 변화된 것, 아래 Fig는 NBO (non-bridging oxygen)을 형성한 것이다. 아래 Fig와 같이, 희토류 첨가 시 NBO가 형성되면, molar volume이 커져서 밀도가 감소될 수 있다.

Table 2. Density of fabricated borate glasses [g/cm^3]

0%	2.753
10%	2.315
20%	2.124
30%	2.036

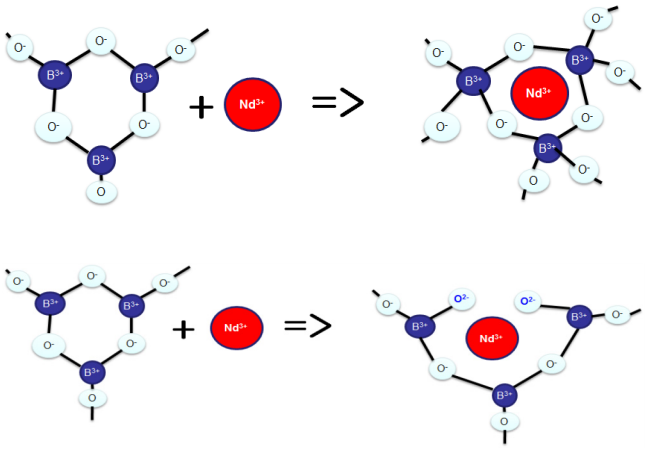


Fig. 2. glass structural changes due to Nd addition; (upper) charge compensation and (lower) NBO formation.

2.3 저온용융로 적용성

저온용융로(Cold Crucible Induction melter)란 유도 가열방식으로 유리를 용융하는 로이므로 전극의 부식을 고려할 필요가 없어 수명이 길고 고온공정이 가능하다는 장점이 있다. 한국에서는 울진에

건설 완료 후 운영허가를 받아 시운전중에 있다. 저온용융로에 용융이 가능한 유리의 스펙은 전기전도도가 0.1-1 S/cm, 점도가 10-100 poise이어야 한다. Fig. 3은 20%의 희토류를 함량한 붕산유리 시편의 전기전도를 측정한 것이다. 본 연구진이 제조한 붕산 유리는 1300도 부근에서 위 조건을 만족한다.

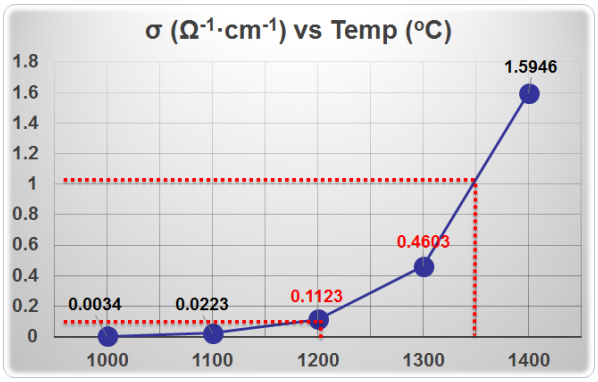


Fig. 3. electrical conductivity vs temperature of 20% Nd_2O_3-containing borate glass.

2.4 붕산유리의 침출 특성 분석

침출특성 분석을 위하여 파우더 시편을 이용하는 PCT(product consistency test) 및 벌크시편을 이용하는 MCC1(material characteristic center type 1) 분석을 수행하였다. Table 3은 7 일 간 PCT 실험 후 솔루션에 침출된 원소의 농도를 나타낸 결과이다. 0-20%의 희토류를 함유한 유리시편 전체에서, 모든 원소(Ca, B, Al, Nd)의 침출량은 미국 기준치인 2g/m^2이내 였으며, 특히 희토류의 침출량은 ICP-AES의 검출한계인 0.1 ppm이하였다. Table 4는 20 일간 MCC1 실험을 수행한 후의 결과이다. 희토류에 대해서는 마찬가지로 ICP-AES의 검출한계값 이하를 나타내었다. 두 실험 모두 희토류를 첨가했을 때, 유리망목형성제인 B을 비롯한 원소의 침출량이 1/10-1/100 수준으로 줄어들었다. 이는 붕산유리에서 희토류의 첨가로 인하여 유리의 화학적 내구성이 향상됨을 지지한다. 희토류 첨가 시 조밀도가 감소하였음에도 불구하고 침출 내구성이 향상된 이유로써, 본 연구진은 침출 시 유리/용액 계면에서 형성되는 침출층(Alteration layer)에 Nd가 분포하여 다른 원소의 침출을 막기 때문이라고 제안한다.

Table 3. Normalized elemental releases [g/m^2] of borate glasses obtained from PCT test

r [g/m^2]	Ca	B	Al	Nd
0%	0.469	0.677	0.002	-
10%	0.473	0.406	0.016	Lod (< $5.00 \cdot 10^{-5}$)
20%	0.073	0.067	0.009	Lod (< $3.62 \cdot 10^{-5}$)

Table 4. Normalized elemental releases [g/m^2] of borate glasses obtained from MCC1 test

r [g/m^2]	Ca	B	Al	Nd
0%	20.25	25.91	1.57	-
20%	0.83	0.19	0.16	Lod

3. 결론

본 연구에서는 파이로공정에서 발생하는 산화물 형태의 희토류 폐기물을 처분하고자 붕산유리를 제조하였다. 1300도/30분의 공정조건에서 50wt% 이상의 담지율을 나타내었으며, 침출특성 또한 미국 기준을 만족하였다. 저온용융로에 적용하기에도 적합한 전기전도도 조건을 나타내었다. 희토류를 첨가여부에 따라서 밀도는 감소하는 경향, 침출내구성은 향상되는 경향을 보였다. 역설적인 이 거동의 원인을 희토류 첨가 시 NBO 형성 등으로 인해 유리 구조적 조밀도는 낮아지지만, 침출 과정에서 침출층 표면에 희토류가 분포하기 때문인 것으로 제안하였다.

4. 참고문헌

[1] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J. M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, and E.H. Kim, "Pyroprocessing Technology Development at KAERI" Nucl. Eng. Tech, 43(4) 317-328, (2011).

[2] B.G. Ahn, H.S. Park, I.T. Kim, Y.J. Choand, and H.S. Lee, "Immobilization of Lanthanide Oxides Waste from Pyrochemical Process", Energy Procedia, 7, 589-533, (2011).

[3] J.H. Choi, I.H. Cho, H.C. Eun, H.S. Park, Y.Z. Cho, K.R. Lee, and J.K. Kim, "Fabrication and physical properties of lanthanide oxide glass wasteform for the immobilization of lanthanide oxide wastes generated from pyrochemical process", J. Radioanal Nucl Chem. 299, 1731-1738 (2014).

[4] M. Kim and J. Heo, "Calcium-borosilicate glass-ceramics wasteforms to immobilize rare-earth oxide wastes from pyro-processing" J. Nucl. Mat., 467, 224-228 (2015).

파이로 공정 손실 핵물질 회수에 의한 처분비 감소효과

김성기, 김철민*, 서중석, 김광락, Ruxing Gao, 장홍, 고원일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*usekim00@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 화학공정에서는 원재료의 약 10% 이내의 손실률이 발생되며, 파이로 공정에서도 외국 문헌에 따르면 약 5-20%의 핵물질 손실이 발생하는 것으로 보고되고 있다 [1]. 즉, 전해제련을 제외한 전처리, 전해환원, 전해정련, 그리고 잔류악티늄족 회수공정에서 우라늄 약 12.7%와 TRU 약 4.3%의 손실률이 발생된다. 따라서 총 약 17%의 손실률이 계산된다.

파이로 공정에서 손실되는 핵물질을 처분하는 것보다 추가 공정을 통하여 회수하면 심지층 처분비가 크게 줄어 경제적으로 유리하다. 왜냐하면 회수된 핵물질을 고속로 핵연료의 원재료로 재활용할 수 있기 때문이다. 따라서 본 논문에서는 파이로 공정에서 추가공정을 도입하여 회수할 수 있는 핵물질 양을 문헌자료를 근거로 먼저 평가한 후에 이 양을 재활용 했을 경우, 감소되는 처분비용을 계산하였다.

2. 본론

2.1 파이로 공정의 손실률

파이로 공정은 Fig. 1과 같이 물리적 손실, 전해 및 화학적 손실 등의 시스템 손실이 발생한다 [2]. 파이로 처리단계에서의 시스템 손실에 대한 실험적 결과가 없기 때문에 정확한 기술적 판단이 어렵지만, 물리적 손실에 의한 시스템 손실은 매우 클 것으로 예상 된다 [3]. 따라서 손실된 핵물질을 회수하지 않으면, 파이로 공정의 기술적 목표인 99.9% 회수의 달성이 매우 어려울 것으로 판단된다.

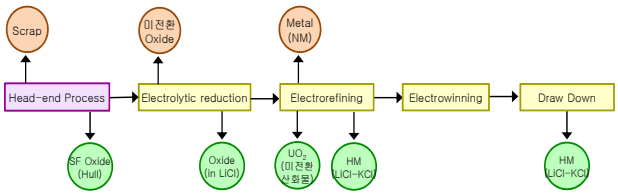


Fig. 1. System loss of pyroprocess.

2.2 U, TRU 금속의 회수율

U, TRU 금속의 회수율은 파이로 일련의 처리공정에서 물리적 손실, 전해 혹은 화학적 손실 등의 시스템 손실을 통해 평가하였다. Table 1은 파이로 전체 공정단계에서 발생한 시스템 손실을 보여 주며, 우라늄(U) 시스템 손실은 도입량 대비 약 5.72-19.7%가 손실되는 것으로 평가되었다. 또한 TRU는 2.12-7.92%로 매우 높게 평가되었다. Table 1은 이러한 손실률에서 최빈값을 나타낸 것이다 [3].

Table 1. System Losses during Pyroprocess of PWR SF

Process Step & System Losses (1 campaign of 30THM/yr plant)		System Losses (kg)	
		U	TRU
Head-end		19.385	0.184
Electrolytic Reduction		17.475	0.1300
Electrorefining	Anode→Molten Salt	17.400	0.260
	NM Waste	34.800	0.129
	Unreduced Oxide	58.00	
	PuCl3		0.022
Draw Down		0.0072	0.0174
Total	Losses (kg)	147.067	0.742
	(%)	12.66	4.29

Table 2는 파이로 여러 공정단계에서 발생되는 U, TRU 손실물을 회수하기 위한 추가공정을 도입하였을 경우, 발생되는 손실률을 평가한 것이다. 파이로 공정에서 시스템 손실은 대부분 물리적 손실이며, 여과방법에 의해 회수가 가능하다. 특히 물리적 손실물은 95% 이상 회수가 가능할 것으로 판단된다. 다만 전해정련공정 NM 폐기물의 잔류핵물질은 $CdCl_2$를 이용하여 염화물로 전환하고, 전해제련단계에서 회수하는 방안을 강구해야 한다. 우라늄은 도입량 대비 약 0.56-1.18%, TRU는 0.32-0.62%의 시스템 손실이 발생하는 것으로 평가되었다. Table 2는 이러한 손실률에서 최빈값을 보여주고 있다 [3].

Table 2. System Losses during Pyroprocess of PWR SF(Introduced Recovery Process)

Process Step & System Losses (1 campaign of 30THM/yr plant)		System Losses (kg)		Recovery Process
		U	TRU	
Head-end		3.094	0.004	by Voloxidizer
Electrolytic Reduction		0.874	0.006	by Filteration
Electrore fining	Anode→Molten Salt	1.740	0.030	by Filteration
	NM Waste	1.740	0.007	by $CdCl_2$
	Unreduced Oxide	2.900		by Filteration
	PuCl3		0.022	-
Draw Down		0.0072	0.0174	-
Total	Losses (kg)	10.355	0.086	
	(%)	0.89	0.50	

2.3 처분비용 감소 효과

파이로 공정에서 회수된 핵물질은 고속로 핵연료로 재활용할 수 있다. 만약 파이로 추가공정을 통하여 회수하지 않으면 이러한 핵물질은 직접처분해야 한다. 따라서 추가공정에 따른 경제적 효과는 처분비용의 감소라고 주장할 수 있다. 그러므로 파이로 시설의 수명기간을 60 년으로 가정하면 회수된 양만큼의 처분비용 감소를 식 (1)과 같이 표현할 수 있다.

$$CR = \sum_{t=1}^{60} (Q_t \times UC_{Disposal}) \qquad (1)$$

where CR= cost-reduction(unit: $), Q_t= quantity of recovery at year t(unit: kg), $UC_{Disposal}$= unit cost of disposal($/kgHM)

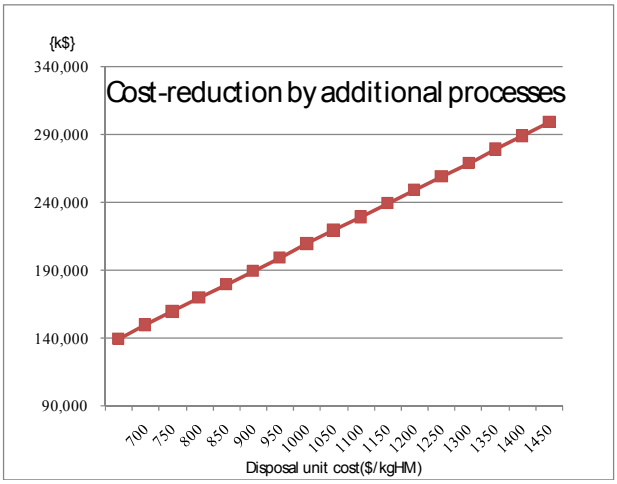


Fig. 2. Cost-reduction due to the recovery process.

10톤 규모의 파이로 공정장치 1개 라인을 50 kgHM 처리용량의 단일셀 5개로 구성된다고 가정하면 1회의 배치 운전에서 250 kgHM을 처리할 수 있다. 즉, 하나의 캠페인 운전시 5회 배치 운전한다고 가정하면 1.25tHM을 처리할 수 있다. 그런데 30톤 처리용량의 파이로 시설에서 PWR 핵연료의 1 캠페인에 대한 핵종재고량은 U 3,510 kg/campaign과 TRU 51.9 kg/campaign이다. 또한 1년에 8 캠페인을 운전할 경우, 추가공정에 의한 손실된 우라늄과 TRU의 회수량은 각각 3,305 kg/yr과 15.7 kg/yr이다. 그러므로 손실된 핵물질의 회수에 대한 경제적 효과를 파악하기 위하여 식 (1)을 이용하여 처분단가에 따른 처분비용 감소효과를 계산한 결과, Fig. 2와 같이 계산되었다.

3. 결론

일본의 문헌자료에 따르면 파이로 공정에서 발생되는 핵물질 손실률은 U과 TRU에서 각각 12.66%와 4.29%로 나타났다. 그러나 추가공정을 도입하면 U과 TRU의 손실율을 각각 0.89%와 0.5%로 감소시킬 수 있는 것으로 분석되었다. 따라서 추가공정에 따른 회수된 핵물질을 고속로에 재활용할 경우에 대한 처분비용 감소효과를 계산한 결과, 무시할 수 없는 비용감소 효과가 있는 것으로 나타났다. 즉, 파이로 공정 중에 발생하는 손실된 핵물질은 추가공정을 통하여 회수하는 것이 경제적인 측면에서 바람직한 것으로 분석되었다. 향후 파이로 추가공정에 따른 자본투자비를 계산하여 손익분기점을 계산하는 것이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 第4回 FaCT評価委員会, “今後の再処理技術開発の基本的考え方”. 日本原子力研究開発機構, 發表資料, 平成23年.

[2] 第3回 FaCT評価委員会, “金属燃料サイクルの研究開発 進捗状況”, 日本原子力研究 開発機構 發表資料, 平成22年.

[3] 日本 原子力研究 開発機構, “고속증식로사이클의 실용화전략조사연구 Phase II 기술검토서-연료사이클시스템”, JAEA-Research 2006-043, 2006.

아르곤 셀 내 설비 유지보수용 캥거루백 제작을 위한 개념적 고찰

강희석*, 노선호, 장영국, 이원경, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hskang1@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료의 평화적 재활용을 위한 파이로프로세싱 기술 실현을 목적으로 파이로프로세싱의 모든 공정을 공학 규모의 일관공정으로 모의할 수 있는 시험시설인 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)를 운영하고 있다. PRIDE 시설에서 수행하는 시험공정은 시험 특성상 불활성 분위기를 유지하여야 하며, 이 조건에 부합시키기 위해 밀폐된 셀 안에 고순도의 아르곤 가스를 채워서 사용한다. 셀 내부에선 오염물질의 확산을 방지하기 위하여 항상 일정한 부압을 유지하여야 한다. 셀 내부의 설비 유지관리 또는 공정장치에 대한 물리적 취급 필요시 아르곤 가스 분위기의 셀 내부에 작업자가 직접 접근하는 것은 불가능하므로 이제까진 원격취급 기술을 도입하여 처리해오고 있다. 현재까지의 원격취급 기술은 노후 시설 해체, 사용 후 연료 및 방사성폐기물 관리, 원전 노심 유지보수 등 원자력 분야에 이용되는 기술로 인정받고 있는 게 사실이며, PRIDE 시설의 아르곤 셀 내 여러 형태의 작업도 역시 MSM(Master-Slave Manipulator) 또는 BDSM(Bridge transported Dual arm Servo Manipulator) 등의 원격조작기에 의존하고 있다. 하지만 이들 원격 조작기들은 거리 및 접근각도, 그리고 정밀한 조작성의 제한이 단점으로 존재한다. 본 연구에서는 이들 원격취급기술의 제한을 극복하기 위하여 Fig. 1에 보인 바와 같이 아르곤 분위기의 셀 내부에 작업자가 직접 접근할 수 있는 캥거루백의 제작을 구상하였다. 이의 제작 및 작업환경에서 중요하게 고려되어야 할 몇 가지 항목을 도출하고 관련 자료를 조사하여 정리하였다.

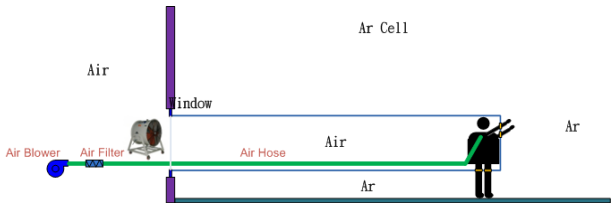


Fig. 1. Basic concept of the kangaroo bag.

2. 본론

2.1 캥거루백 제작 시 고려사항

다음의 재료들에 대한 재질 및 사용기구 사양이 결정되어야 한다. 캥거루백 본체, 작업 부츠, 작업용 장갑, 작업자의 호흡 및 김서림 방지를 위한 에어 블로어, 에어 블로어 후단에 설치될 에어 필터, 에어 호스 등이다. 캥거루백에 접합될 여러 부품들의 접합방식도 결정되어져야 한다. 캥거루백 설치 시 발생되는 접합 부위는 다음의 것들이 우선적으로 고려된다. 아르곤셀 윈도우-캥거루백, 캥거루백-부츠, 캥거루백-작업용 장갑 등이다.

2.1.1 캥거루백 재질

캥거루백의 재질 요건으로서는 비닐처럼 완전히 접힌 상태에서 완전히 펼친 상태로 취급하기에 용이한 특성을 지녀야 한다. 또한 작업자의 시야 확보를 위한 빛의 투과성이 좋아야 하고, 아르곤 분위기에서 작업자가 공기를 호흡할 수 있는 최소한의 구역이므로 열악한 상황에서도 잘 찢어지지 않아서 작업자가 아르곤 분위기에 절대로 노출되지 않도록 해야 한다. 작업환경에는 여러 가지 실험장비 및 각종 부품, 공구 등이 산재해 있으므로 작업환경 내 날카로운 돌출부분에 접촉되어 손상될 위험이 매우 크다. 따라서 캥거루백의 물리적 강도는 상당히 중요한 요소로 고려되어야 한다. 단층 필름(mono layer film)의 강도를 강화시키기 위해 여러겹(multi layer film)으로 겹쳐 제조하는 방법을 흔히 사용하는데 Fig. 2에 다중으로 제조된 다중 필름과 단층 필름의 인장강도 비교시험 결과를 인용하였다.

Fig. 2. Compared to the tensile strength of the mono layer and reinforced film.

Fig에서 보이는 결과는 제조방법에 따라 인장강도가 6배 이상으로 강화되는 효과를 보이고 있다. 따라서 캥거루백 제작 시 인장강도를 포함한 물리적 강도가 강한 재질의 구입이 가능함을 확인하였다. 다중필름의 제조 방법은 강도 증가라는 면에서 장점으로 작용되지만 빛의 투과성이 감소된다는 단점으로 작용될 수도 있다. 따라서 이의 단점을 보완한 직조방법이 요구된다. Fig. 3에 인용된 결과에선 상용화된 특정 제품의 다중필름 제조방법에서도 빛의 투과성이 그리 감소되지 않음을 보이고 있어 캥거루백 제작 시 재료 선정의 선택폭을 넓게 하고 있다.

Fig. 3. Compared to the light transmission rate of the mono layer and reinforced film.

2.1.2 작업용 장갑 및 부츠의 접합

Fig. 1의 개념도에서 보인 바와 같이 캥거루백 본체에 작업용 장갑 및 부츠를 접합해야 한다. 공기와 아르곤 분위기의 경계선상에 놓여져 있는 부위이므로 작업자의 안전을 위해서 접합 부위의 밀봉이 매우 중요하다. Fig. 4에 작업용 장갑 및 부츠의 여러 접합 방법 중 한 예를 나타내었다. Fig에서 보이는 바와 같이 견고한 관통을 캥거루백 본체에 고정한 상태에서 작업용 장갑과 부츠를 관통에 추가로 끼우고 그로밋으로 고정시키는 방법도 이미 여러 산업분야에서 사용되고 있는 유용한 접합 방법으로 고려되었다.

Fig. 4. Connection of the glove and the boot into the main body.

2.2 캥거루백 작업환경

최초 작업자가 아르곤셀 외부에서 내부로 진입 시 방법 또는 절차를 고려해야 한다. 프라이드 시설의 아르곤셀 윈도우 크기는 가로 109 x 세로 88 ㎝이며, 바닥에서 윈도우 하단까지 높이는 115 ㎝이다. 따라서 이 조건을 고려하여 최초 캥거루백이 아르곤셀 외부에 놓여져 있는 상태에서 셀 내부로 진입하는 과정이 정밀하게 설계되어야 한다. 또한 작업자가 캥거루백을 이용하여 셀 내부에서 작업 진행 시 작업자의 호흡, 작업자의 시야 확보를 위한 작업자 안면부의 김서림 방지 대책, 캥거루백의 shape이 유지되는 방법, 캥거루백/아르곤셀 압력유지 방법 등이 모색되어야 할 것이다. 그리고 마지막으로 작업자가 캥거루백을 이용하여 셀 내부에서 작업을 완료한 후 셀 밖으로 철수하는 과정에서 철수 방법과 더불어 캥거루백의 안전한 회수 방법도 함께 고민되어져야 한다.

2.2.1 기타 고려 사항

위에서 열거한 고려 사항 외에도 아르곤셀 윈도우-캥거루백 간의 접합 방법이나 작업자의 안전을 도모하기 위한 공기 공급 시스템, 캥거루백의 터널 형태 유지를 위한 블로어 팬 등 여러 부품들에 대한 면밀한 고려가 포함되어져야 하지만 향후의 추가적인 검토와 실험에서 체계적으로 다루려 한다.

3. 결론

본 연구에서는 아르곤 분위기에서 운영되는 아르곤 셀 내부에서 원격조작기 단점을 극복할 수 있는 캥거루백의 제작을 고려하여 중요한 몇 가지 항목을 우선적으로 도출하고 관련자료를 정리하여 추진방향을 개괄적으로 제시하였다. 향후에는 상용의 몇 가지 재료들을 사용하여 모의 제작된 캥거루백을 가상 운영환경에서 작업자의 안전을 고려한 여러 관점에서 충분히 시험함으로서 캥거루백의 제작 및 활용 가능성 확인, 그리고 개선사항 도출 등을 목적으로 수행할 예정이다. 향후 불활성가스 분위기에 사람이 직접 접근하여 셀 내 설비의 유지보수 작업에 유용하게 활용될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 홍동희, 유길성, 정원명, 이은표, 조일제, 권기찬, 이원경, 구정회,"아르곤셀 설계방안", 한국방사성폐기물학회 2008년도 추계학술대회, 316-317, 2008.

[2] 유승남, 김성현, "파이로 공정장치의 원격 취급성에 관한 실험적 연구", 한국정밀공학회지, 제29권 5호, 524-530, 2012.

PRIDE Ar Cell 기밀 성능 시험

장영국*, 노선호, 강희석, 이원경, 송대용, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jangyk@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에는 파이로 기술개발을 위한 공학 규 포 파 이 로 일 관 공 정 시 험 시 설 (P R I D E : PyRoprocessing Integrated inactive DEmonstration facility) 이 있다. PRIDE는 감손우라늄을 또는 사용후핵연료 대용물질(surrogate)을 사용하여 공학규모 파이로일관공정 시험을 할 수 있는 시설이다.

PRIDE는 아르곤 셀에서 수행하는 전해환원, 전해정련, 전해제련 공정 등은 공정의 특성으로 인하여 일정불순물농도 이하의 불활성(아르곤)분위기가 유지되어야 하며 이 조건에 부합시키기 위해 밀폐된 셀 안에 고순도의 아르곤가스를 채워서 아르곤 셀의 불순물 농도산소와 수분 각 50 ppm이하로 유지되도록 관리하고 있다.

본 논문에서는 PRIDE시설의 2014년 구축 후 정상가동한지 2년이 지난 시점에서 처음으로 실시한 아르곤 셀의 기밀성능 시험에 대한 내용을 기술한다.

2. 본론

2.1 Ar cell 기밀 성능 시험 시 고려사항

현재 한국원자력연구원내 PRIDE에서는 국내 최대의 규모(L40*W4.8*H6.4)의 불활성(Ar)분위기 셀을 운영 중이다. 운영 중인 셀에 대해 완벽한 항온항습의 조건 등 모든 조건을 일정하게 만들고 실험을 하면 더욱 정확한 실험이 될 수 있으나 현실적으로 완벽한 조건을 유지할 수 없다. 이번 아르곤 셀의 기밀성능 시험에서는 아르곤 셀에 일정한 압력을 유지하는 조건으로 산소·수분의 계측기를 통해 오염도의 변화를 측정해 기밀성능을 실험 한다. 이번 논문의 결과 또한 정확한 값이 아닌 근사치의 값으로 현재 운영 중인 아르곤 셀의 기밀성능을 알아보고 향후 아르곤 셀의 운영에 참고 자료의 생산에 의의가 있다.

2.2 Ar cell 기밀 성능 시험 내용

2.2.1 아르곤 셀 기밀성능 시험 방법

1) Fig. 1에 보이는 Ar cell의 내부와 외부를 연결하는 모든 연결 부분의 닫힘 상태를 확인함.(아르곤(Return, 공급라인, 물질이동통로 (LTL, STL, Gravity tube), feed-through) 단, 셀 내 산소 및 수분의 변화를 측정 할 수 있는 계측기 2대를 가동한다.

2) Vent fan을 이용해 Ar cell의 압력을 부압 조건으로 조성함.(-40 mmAq)

3) 부압조건으로 일주일간 아르곤 셀 내의 산소·수분 농도의 변화추이를 관찰 및 기록한다.

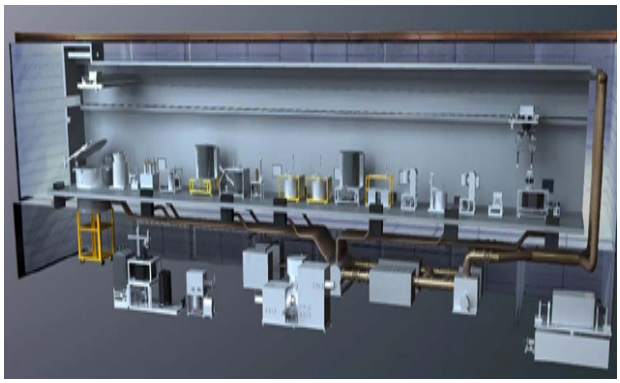
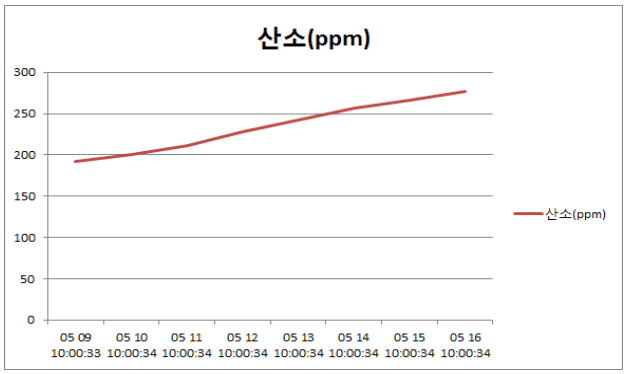


Fig. 1. Schematic diagram of Ar cell.

2.2.2 아르곤 셀의 오염도 변화

아르곤 셀의 압력을 부압을 유지한 상태에서 시험 전후에 측정한 산소, 수분 값의 변화는 Fig. 2의 그래프에서 보이듯이 산소 : 85 ppm (192→277), 수분 : 1 ppm(17→18) 의 변화가 있음을 확인할 수 있었다.



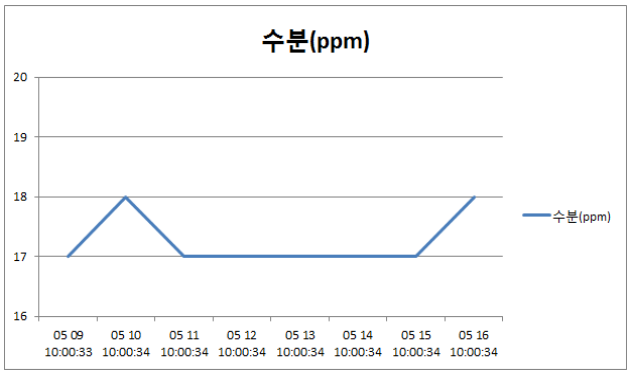


Fig. 2. Changed curve diagram of Oxygen and moisture.

3. 결론

3.1 아르곤 셀의 설계기준

$$0.02\ \text{V\%/day} = 0.02 \times 0.01 \times 1200\ m^3 = 0.24\ m^3/\text{day} \quad (1)$$

3.2 기밀 성능 시험 결과 계산 (Leakage rate)

PRIDE시설의 Ar cell 기밀 성능 시험 결과 시험기간 내 산소계측기를 통한 산소오염도의 증가수치는 총 85 ppm이 상승한 것을 확인했으며, 수분의 오염도 변화는 미미함을 확인했다. (산소오염도의 경우 1일(24시간) 기준 약 12 ppm이 상승)

The Leak Volume 방정식 $C_1 V_1 = C_2 V_2$ 이용해 Ar cell leakage rate를 계산하면,

$$C_1 = 200{,}000\,ppm \quad , C_2 = 12\,ppm \quad (2)$$
$$V_1 = leakage\ volume,\ V_2 = Ar\ Cell\ Volume (1200\,m^3)$$

$$200{,}000\,ppm \times V_1 = 12\,ppm \times 1200\,m^3 \quad (3)$$
$$V_1 = 0.072\,m^3/day$$

3.3 결과

한국원자력연구원내에서 현재 운영 중인 아르곤 셀의 기밀성능시험을 해본 결과 설계기준치 대비 30% 정도의 우수한 기밀 성능으로 운영되고 있음을 확인했다. 물론 완벽한 조건의 기밀성능 시험은 아니지만 주기적인 아르곤 셀의 기밀성능 시험을 실시해 아르곤 셀에 대한 일정농도 이하의 불순물 농도분위기를 유지할 수 있는 예측가능성을 발견했으며 아울러 Argon cell에서 실험을 수행하는 전해환원, 전해정련, 전해제련 공정의 실험에 원하는 양질의 기본 환경을 제공해 줄 수 있는 자료로 유용하게 활용될 것이다.

4. 참고문헌

[1] GUIDELINE FOR GLOVEBOXES THIRD EDITION AGS-G001, February 2007, AMERICAN GLOVEBOX SOCIETY STANDARD DEVELOPMENT COMMITTEE pp.75-78.

ACPF 핫셀 개조 및 원격시스템 성능시험

이종광*, 박병석, 유승남, 김성현, 정윤목, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*leejk@kaeri.re.kr

1. 서론

소규모 (1 kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물을 고온 용융염상에서 전기화학적 방법을 통해 금속 형태의 원료로 전환하는 전해환원공정을 실증하기 위해, 공기분위기 ACPF 핫셀을 개조하는 작업이 수행되었다[1]. 개선 핵심은 공기셀 내부에 불활성분위기의 소형 아르곤 셀을 설치하는 것이었으며, 이를 위해 아르곤 공급시스템, 정제시스템, 냉각시스템 및 이의 제어시스템을 개발하였다. 또한 크레인, 트랜스퍼락, 라이트 등의 셀 장치를 원격운전이 용이하면서 유지보수가 가능하도록 개발하였고, 작업성 향상을 위해 원격조작기의 교체 등 전반적인 핫셀 개보수작업을 수행하였다. 본 논문에서는 ACPF 핫셀 개조 및 원격시스템에 대한 성능시험 현황을 정리하였다.

2. ACPF 핫셀 개조 및 원격시스템 성능시험

2.1 아르곤셀 구축 및 공기셀 개선

ACPF는 실험실 규모 파이로 기술을 실증하기 위해 2005년도 구축된 공기분위기 핫셀 시설로, 슬라이딩 도어 및 게이트 크레인으로 분리되는 공정셀과 유지보수셀로 구성된다. 현재까지 모의핵연료와 감손우라늄을 사용한 몇 차례의 배치 운전을 수행하였다. 비록 650℃의 고온 용융염에서 운전되는 공정장치에는 아르곤 퍼징 시스템을 갖추고 있었지만, 이들이 공기셀에 설치되어 있었기 때문에 산소와 수분에 의한 심각한 부식이 문제가 되었다.

2012년에 공정 효율을 높이고 부식을 방지하기 위해 공기셀 내부에 아르곤셀을 신축하여 복합셀로 개조하는 작업이 시작되었다. 이동 설치가 불가능한 차폐 리어 도어 옆에 내부 크기가 1.7 x 2 x 2.7 m인 아르곤셀을 구축하였다. 아르곤셀 전면에는 납 차폐창 하나가 설치되어 있고, 창 좌우에 설치된 원격조작기는 작업성과 유지보수성 향상을 위해 분리형으로 교체하였다.

Fig. 1은 개조된 공기셀과 신축된 아르곤 셀 내부 모습을 나타낸다. 기존 건축물을 활용하여 기밀의 셀을 구성하는 것이었기 때문에 최대한 오차를 줄이기 위해 설계단계에서 레이저 측정에 기반한 역설계 기법을 적용하였다. 또한 3D 가상 목업을 구축하고 이곳에 개조 장치와 개발 장치를 임포트하여 장치 배치 및 설계 검증 작업을 수행하였다. 동시에 실규모 검증목업을 구축하여 아르곤 셀 계통, 공정장치, 원격장치 등의 성능과 원격작업성을 핫셀 설치 이전에 충분히 검증하였다.

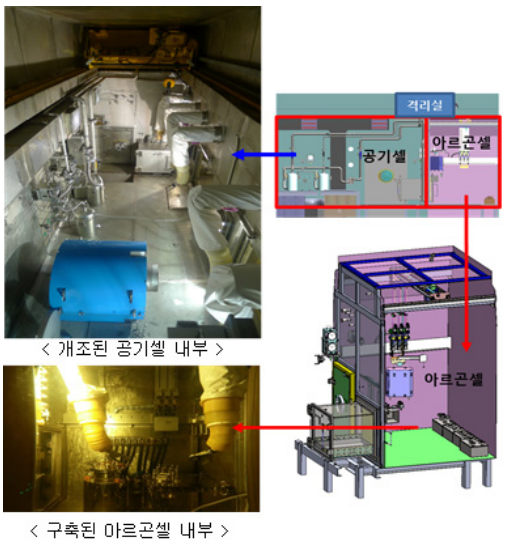


Fig. 1. The renovated ACPF hot cell. The argon cell was constructed inside the atmospheric hot cell.

2.2 원격시스템 개발 및 성능 개선

개조된 핫셀에 적합한 시스템의 수요가 발생되어, 아르곤 셀 원격운전 크레인, 아르곤 셀과 공기셀 간 양방향 입출력을 위한 트랜스퍼락, 원격 취급이 가능한 비상 도어 등의 셀 장치를 새롭게 개발하였다. 또한 셀 라이트, 내방사선 카메라, 온도센서 등의 원격 유지보수성을 개선하였으며, 원격조작기의 작업성과 인셀 크레인의 성능을 개선하였다.

아르곤 셀 내부에서 공정 운전과 유지보수 모듈의 취급을 위한 크레인이 필수적이었지만, 협소한 설치공간과 유지보수 수단의 부재라는 심각한 제약조건하에서 운용 가능한 상업용 크레인은 존재하지 않았다. 이에 따라 Fig. 2와 같이 크레인 시스템의 기구부와 구동부를 분리하고 동력전달 샤프트를 통해 원거리에서 연결하는 새로운 메커니즘을 고안하여 크레인 개발에 적용하였다. 아르곤 셀 전면 운전구역

에는 작업성 향상을 위해 터치 팬던트와 카메라 모니터를 설치하여 작업창과 함께 카메라 영상 정보도 같이 활용할 수 있도록 하였다.

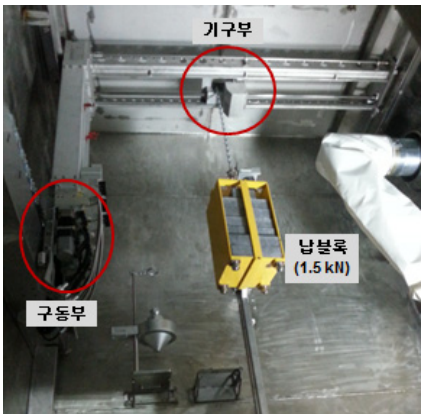


Fig. 2. Crane system installed in the argon cell of the ACPF.

2.3 원격운전 및 유지보수성 평가

핫셀 시설, 계통 및 장치들에 대한 원격취급성 평가시험을 수행하였다. 아르곤 셀의 경우 원격운전 크레인의 구동부와 센서부 모듈, 온도센서, 셀라이트의 전구 모듈과 커넥터, 슬레이브 조작기 및 그리퍼와 죠, 내방사선 카메라 등에 대해 고장을 가정하여 원격으로 교체하는 시험을 성공적으로 수행하였다. 또한 트랜스퍼락 물질이송, 비상도어 활용 반출입, 크레인 원격운전, 카메라 및 차폐창 닦기 등의 작업을 원격으로 수행하고 관련절차들을 정리하여 향후 운영시 지침으로 활용 가능하도록 하였다. 공기셀의 경우 슬레이브 암, 내방사선 카메라, 각종 필터류, 셀 라이트, 커넥터 등 유틸리티, 온도센서, 물질이송장치, 빠디락 도어 등에 대한 원격운전과 유지보수 성능 시험을 수행하였다.

이러한 원격운전 및 유지보수성 평가시험을 통해 다양한 성능 개선 요건들이 도출되었고, 성능을 개선하고 이를 실증하는 과정에서 귀중한 원격 운전 및 유지보수 경험을 확보하였다. 원격작업의 성공률을 높이기 위한 주요 고려사항은 다음과 같다.

- 정렬 표식 적절성
- 가이드 구조의 적절성
- 취급 장치를 고려한 모듈 설계
- 원격조작기의 바람직한 힘 전달 방향
- 전체 작업을 고려한 바람직한 MSM 초기 자세
- 카메라 활용을 통한 작업성 향상

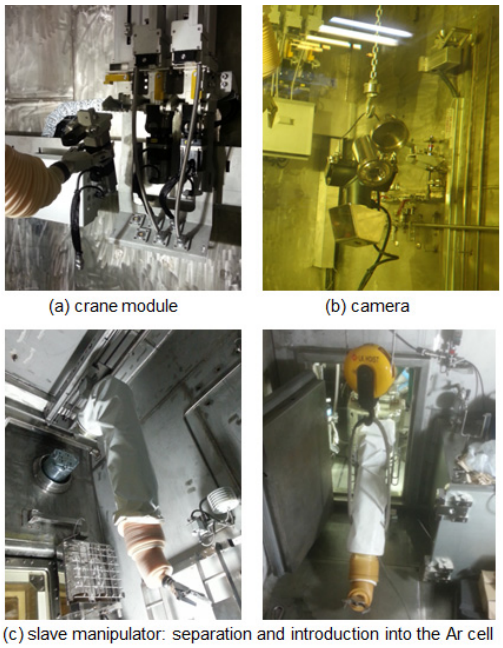


Fig. 3. Remote maintenance tests for cell equipment.

3. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료를 이용한 실험실 규모 전해환원공정 실증에 적합하도록 핫셀을 개조하고 다양한 핫셀 장치들에 대한 성능시험을 수행한 내용을 다루었다. 현재 아르곤 셀은 공정장치, 셀 장치 및 유틸리티 전반에 대한 원격운전 및 유지보수 성능시험을 마치고 상시 가동 상태로 진입하였고, 염용융 및 전해환원 기초 시험들이 진행되고 있다. 금년도에는 핫셀 개조와 관련된 원격운전 및 유지보수 절차를 확립하여 사용후핵연료를 이용한 전해환원공정 운전을 위한 제반 준비를 완료할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로부터 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] S.N. Yu, J.K. Lee, B.S. Park, I.J. Cho, and K. Kim, “Hot Cell Renovation in the Spent Fuel Conditioning Process Facility at the Korea Atomic Energy Research Institute”, Nuclear Engineering and Technology, 44, 776-790 (2015).

ACPF 아르곤 셀에서 원격취급 및 유지보수

김성현*, 정윤목, 박병석, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 기존에 건설되었던 핫셀 시설인 사용후핵연료 차세대관리종합공정 실증시설(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility, ACPF)에서 파이로공정의 전해환원공정을 실증하기로 하고, 기 시설을 공정실험을 위한 환경 조성을 위해 핫셀을 개선하고 있다. 기존 셀은 공기 분위기의 핫셀이었으나 일부 핫셀을 아르곤 분위기로 개선하기 위해 아르곤 격실을 설치하였다. 아르곤 분위기의 셀안에는 전해환원공정장치와 원격취급장치들이 설치되어 공정운전 및 유지보수를 수행할 수 있다.

아르곤 분위기 셀에 설치된 공정장치 및 셀장치는 원격으로 공정운전 및 유지보수가 되어야 하며 이를 취급하는 원격 취급 장비는 원격으로 유지보수가 이루어져야 한다. 본 연구에서는 원격 유지보수가 이루어 질 수 있도록 아르곤 격실 안을 개조하고 원격으로 유지보수 작업이 가능한지를 검증하고자 한다.

2. 본론

2.1 ACPF 셀 구성

기존에 건설되었던 ACPF는 공기 분위기의 핫셀이며, 공정셀과 유지보수셀로 구분되었다. Fig. 1과 같이 공정셀 일부를 개선하여 아르곤 분위기에서 공정장치를 운영할 수 있도록 아르곤 격실을 설치하였다. 아르곤 셀은 외부로 누출을 방지하기 위하여 기존에 설치된 원격조작기는 새로운 조작기로 교체되었다. 아르곤 셀에는 2조의 원격조작기, 크레인의 원격취급장치가 설치되었으며, 공정장치의 운전은 원격으로 수행한다. 셀 장치로서는 셀안의 온도를 측정하는 온도센서, 셀 안을 밝히는 조명, 셀 안의 작업을 수행을 볼 수 있는 카메라, 셀간의 물질 이송을 아르곤 셀 물질이송장치 등이 설치된다.

2.2 셀 내의 원격취급장치

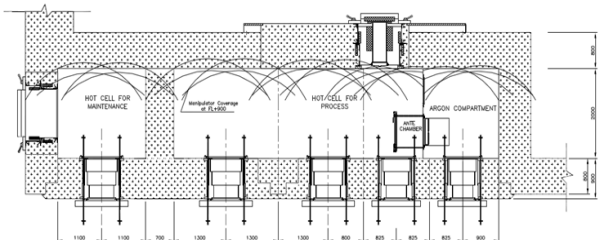
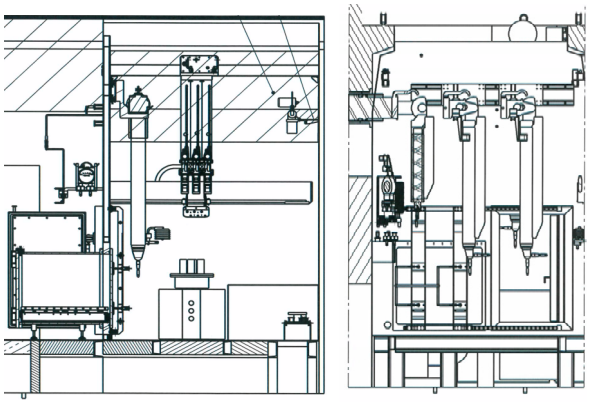


Fig. 1. Drawing of advanced spent fuel conditioning process facility.

원격 취급장치들은 Fig. 2와 같이 격실 안에 설치된다.



(a) Front view (b) Side view

Fig. 2. Remote handling equipments in argon compartment.

2.2.1 기계식 원격조작기

아르곤 격실에 설치되는 기계식 원격조작기는 walischmiller 사의 A110 모델을 사용하였다. 원격조작기는 Fig. 3과 같이 깊이 2 m 후면 벽까지 도달할 수 있는 작업영역을 갖는다. 원격조작기는 슬레이브 암, 스루튜브 및 마스터 암의 3부분으로 구성되며, 셀 안의 아르곤 분위기를 유지하기 위해서 핫셀 벽면에 설치된 스루튜브를 통해 아르곤이 새지 않도록 밀봉되어진다.

아르곤 셀에 설치된 원격조작기는 3부분으로 분리를 할 수 있다. 핫셀을 운영 중에 원격조작기의 고장이 발생되면 해당된 암을 핫셀 벽에서 분리하고 수리를 하여 조립함으로써 유지보수를 수행할 수 있다.

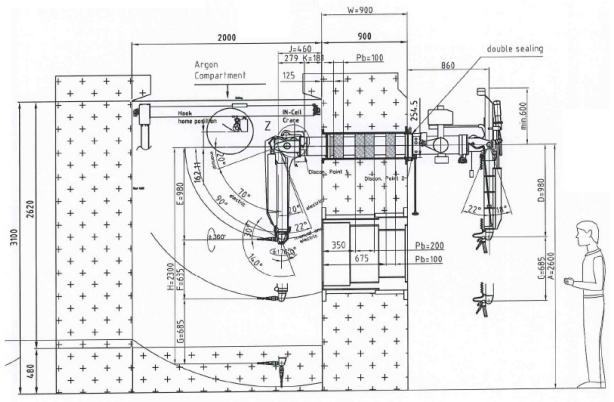


Fig. 3. Master-slave manipulator.

2.2.2 크레인

아르곤 셀에 설치된 크레인은 제한된 공간에 최대한의 운전영역을 확보하기 위해 설계 및 제작되었다. 1800 x 2000 x 2700 mm(LxDxH) 아르곤 격실에서 1470 x 1250 x 2500 mm(횡행 x 주행 x 인양)의 운전영역을 확보하였다. 크레인은 구동모듈과 센서모듈 및 프레임으로 구성된다.

2.3 아르곤 격실내의 원격취급 및 유지보수

아르곤 격실은 한 번 아르곤으로 채워지고, 공정에 사용되는 염이 반입되어 사용된 후에는 셀간 이송도어를 열 수 없다. 격실 내에서 발생될 수 있는 운전 및 유지보수 상황을 점검하여 발생할 수 있는 모든 작업을 가상하여 검증을 하였다.

2.3.1 셀내 장치의 원격취급 및 유지보수

아르곤 격실 내에 설치되는 셀 장치 및 공정장치들은 원격취급을 위해 원격 취급장치를 이용하여 운전 및 유지보수를 수행한다. 셀 안에 설치되는 환원장치는 크레인 및 원격조작기를 사용하여 운전 및 유지보수를 수행한다. 셀 내에 설치되는 셀장치들은 원격으로 취급 및 유지보수를 수행할 수 있도록 설계 및 제작된다. 조명, 카메라 및 온도센서들은 원격조작기가 취급하기 쉬운 구조를 갖도록 설계하여 제작되었다. 모든 작업은 가상하여 작업의 수행여부를 확인하였다.

2.3.2 원격조작기의 유지보수

원격조작기는 고장난 부분을 분리하여 수리가 가능하다. 마스터 암은 셀 외부에 설치되어 있어 쉽게 탈부착이 가능하고 유지보수를 수행할 수 있다. 슬레이브 암 유지보수를 위해 아르곤 분위기의 격실에서 공기 분위기로 반출은 아르곤 격실 내에서 사용된 염의 영향으로 셀 내부에 있는 모든 장치에 부식을 가져온다. 따라서, 고장난 슬레이브 암을 수리하여 재사용하는 것이 불가능하다. 본 논문에서는 격실 외부 반출하지 않고 슬레이브 암을 유지보수 될 수 있도록 Fig. 2에서 보는 바와 같이 핫셀 벽면에 거치대에 예비 슬레이브 암을 거치하도록 하였다. 거치대는 3개와 예비 슬레이브 암은 2개가 격실 안에 설치되어 고장시에 대비하여 슬레이브 암을 교체하여 원격조작기를 사용할 수 있도록 하였다. 유지보수 작업은 핫셀 창문 위에서 슬레이브 암의 분리, 체결 및 이송 작업이 이루어지기 때문에 작업자 시야확보를 필요로 한다. 유지보수 작업은 작업자 시야 확보를 위해 카메라를 이용하였다. 카메라가 고장이 발생된 경우를 대비한 거울을 이용한 시야성 확보도 확인하였다. 작업창 좌우 슬레이브 암의 고장에 대한 작업절차를 수립하고 검증을 수행하였다.

2.3.3 크레인의 유지보수

크레인은 프레임, 구동모듈, 센서모듈로 구성된다. 유지보수를 위한 대상물은 구동모듈과 센서모듈이다. 이 모듈들은 원격조작기를 사용하여 유지보수하기 때문에 원격조작기로 취급할 수 있는 무게와 조작할 수 있는 구조로 설계하여 제작되었다. 크레인은 어느 위치에서 고장이 발생되었어도 유지보수가 되어야한다. 따라서 고장 위치에 따라 구동모듈과 센서 모듈을 교체할 수 있는지를 원격조작기의 작업범위를 점검하였다. 이 결과를 이용하여 유지보수 절차 시나리오를 작성하고 유지보수 작업을 수행하였다.

3. 결론

아르곤 격실에 설치된 셀 장치는 원격 취급장치들을 이용하여 운전 및 유지보수성을 검증하였다. 원격 취급장치들은 고장을 가상한 유지보수 절차를 수립하여 시나리오 따른 유지보수를 수행하였다. 아르곤 격실 내에서의 모든 장치의 취급 및 원격 유지보수작업은 성공적으로 목적을 달성하였다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력연구원, “원격시스템 기술개발”, KAERI/RR-3897/2014, 2014.

ACPF 핫셀의 일체형 원격조종기 해체

김기호*, 김성현, 정윤목, 박병석, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*khkim5@kari.re.kr

1. 서론

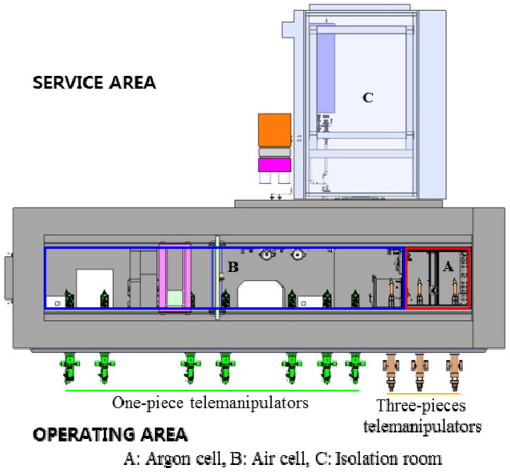
한국원자력연구원의 ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility) 시설은 사용후핵연료를 이용하여 실험실 규모의 파이로프로세싱 전해환원공정 기술을 실험하기 위한 핫셀이다. ACPF 핫셀은 공기셀과 아르곤셀을 포함하는 복합셀로 구성되어 있으며, 전해환원공정 실험은 기밀이 확보된 아르곤셀에서 수행된다. 핫셀 안쪽에서 수행되는 모든 공정 실험 작업은 원격조종기와 크레인 등과 같은 원격취급 수단을 이용하여 원격으로 이루어진다. 현재 ACPF 핫셀의 공기셀에는 일체형(One-piece)과 분리형(Three-pieces) 원격조종기(Telemanipulators)가 혼합설치되어 있으며, 아르곤셀에는 분리형이 설치되어 있다. 공기셀에 설치된 일체형은 원격 작업성과 유지보수 측면에서 분리형으로 교체할 계획이며, 이를 위해서는 기 설치된 일체형 원격조종기의 사전 해체가 필요하다.

본 논문에서는 ACPF 핫셀의 핫셀 벽을 관통하여 셀 안팎에 설치된 일체형 원격조종기의 해체에 대해 기술한다.

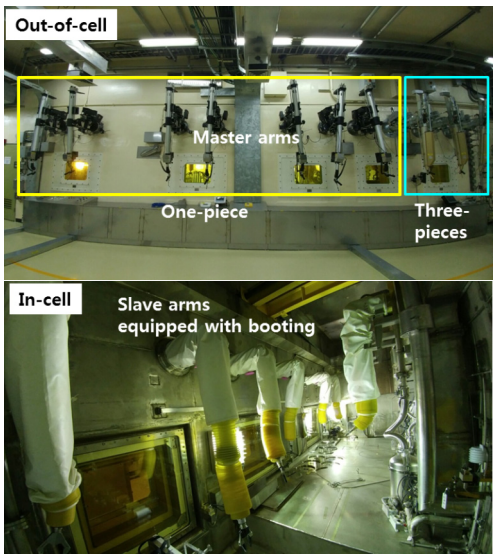
2. ACPF 일체형 원격조종기 해체

2.1 핫셀 원격조종기

현재 ACPF 핫셀(Fig. 1)의 공기셀에는 일체형 7식과 분리형 1식 등 총 8식의 원격조종기가 설치되어 있으며, 아르곤 셀에는 총 2식의 분리형 원격조종기가 설치되어 있다[1]. 일반적으로 원격조종기는 마스터암, 쓰류튜브, 슬레이브암 등 세 개의 모듈로 구성되며, 이들 모듈의 동력전달체계와 조합에 따라 일체형과 분리형으로 구별된다. 일체형 원격조종기는 상기 세 개 모듈이 서로 기계적으로 하나로 연결된 구조로 설치와 해체 시 한 개의 장치로 다루어야 한다. 따라서 슬레이브암의 유지보수가 요구될 때 원격조종기 전체를 셀 바깥으로 인출하여 수리한 후 전체를 재 설치해야 한다. 반면에 분리형은 상기 세 개의 모듈이 서로 독립적으로 분리가 가능하다.(즉, 슬레이브 암 고장시 일체형과 달리 원격조종기 전체를 셀 바깥쪽으로 인출하여 교체하지 않고, 슬레이브 암 자체만 셀 안에서 분리하여 교체할 수 있다) 따라서 ACPF 핫셀에 설치된 일체형 원격조종기를 분리형으로 교체하는 것은 원격조종기의 유지보수성, 취급성을 증대시켜 핫셀 내에서 요구되는 전해환원공정을 포함한 제반 원격작업의 효율성과 생산성을 증대시키고, 작업자의 정신적 육체적 부담을 저감하는 등의 장점이 있다.



a) Layout of the ACPF hot-cell.



b) Telemanipulators installed in the ACPF hot-cell

Fig. 1. ACPF hot-cell.

2.2 일체형 원격조종기 해체

일체형 원격조종기는 마스터암(셀 바깥쪽에 설치

됨), 쓰류튜브(셀 벽을 관통하여 설치됨)와 부팅이 체결된 슬레이브암(셀 안쪽에 설치됨)이 순차적으로 하나로 연결되어 있다. 따라서 일체형 원격조종기(1식 전체무게 약 460 kg)의 해체는 슬레이브암(부팅 제외)과 쓰류튜브를 셀 벽(두께 900 mm)에 대해서 셀 안쪽에서 셀 바깥으로 인출하는 것을 의미하며, 주요 절차는 Fig. 2에 보여진다.

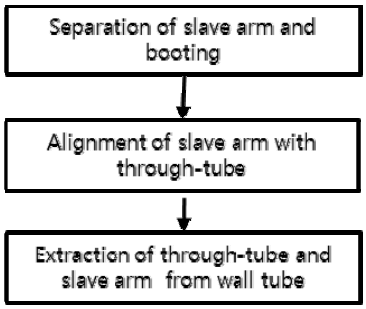


Fig. 2. Procedures for dismantling telemanipulator from the in-cell.

슬레이브암 과 부팅 분리 (Fig. 3의 a)) : 원격조종기를 해체하기 위한 첫 번째 순서로 셀 안쪽에서 툴 교환기(Tool changer)를 이용하여 해체하고자 하는 원격조종기의 슬레이브암(부팅 포함)으로 부터 집게(Tong)를 분리한다. 툴 교환기를 이용하여 집게가 제거된 슬레이브암(부팅 포함)에서 슬레이브암과 부팅을 분리한다.

슬레이브암 정렬 (Fig. 3의 b)) : 부팅으로부터 분리된 슬레이브암을 쓰류튜브(셀 벽에 설치된 월튜브를 관통하여 설치되어 있음)의 셀 안쪽 면에 대해 일렬로 정렬 시킨다.

슬레이브암/쓰류튜브 인출 (Fig. 3의 c)): 셀 바깥쪽에서 마스터암의 플렌지를 조작하여 쓰류튜브와 월튜브 사이의 기밀(2개의 원형 고무 밴드의 팽창을 느슨하게 함)을 해제하고, "ㄱ" 형태로 순차적으로 정렬된 마스터-쓰류튜브-슬레이브암을 셀 바깥쪽에 설치된 특수 장치를 이용하여 인출한다. 셀 안쪽 월튜브 끝단에 부착된 부팅은 셀 바깥쪽에서 부팅 제거기를 월튜브를 관통하여 넣은 다음, 부팅 고정 프레임을 느슨하게 한 후 밀어서 부팅이 셀 안쪽으로 떨어지도록 한다. Fig. 4는 일체형 원격조종기가 모두 해체된 ACPF 핫셀의 내외부를 보여준다.

3. 요약

ACPF 핫셀에 기 설치된 일체형 원격조종기의 해체 작업은 모두 완료 되었으며, 셀 내 부압 유지를 위해 월튜브 전면부는 기밀되었다. 금년 말까지 핫셀 원격조종기를 모두 분리형으로 대체하여 전해환공정 실험의 원격작업에 활용할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김기호, 김성현, "ACPF 개조 핫셀의 원격조종기", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 47-48, 5.27-29, 2015, 인천.

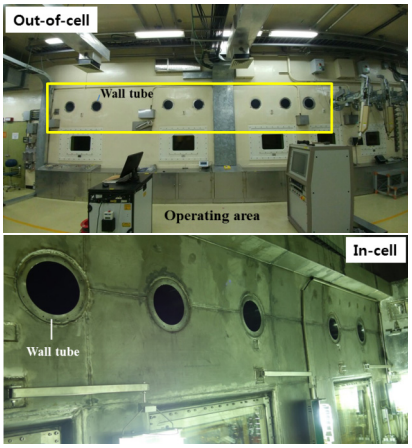


Fig. 4. ACPF hot-cell after dismantling one-piece telemanipulators.

a) separation b) alignment c) extraction

Fig. 3. Procedures for dismantling one-piece telemanipulator.

원격 유지보수를 고려한 ACPF 아르곤 셀 계통 헤파필터 시스템 설계 및 평가

박병석*, 조일제, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility) 아르곤 셀은 기존 공기 셀의 일부를 격리시켜 구축되었다. 아르곤 셀은 아르곤 가스가 순환되는 구조이며, 아르곤 셀의 압력 변동에 따라 아르곤 가스를 보충하기도 하고, 배출하기도 한다. 아르곤 가스 순환 및 배출 시에는 방사성 물질이 배출될 수 있기 때문에 헤파 필터(HEPA Filter)를 거치게 된다. 본 논문은 헤파 필터를 원격으로 용이하게 교체 가능하게 설계한 헤파필터 시스템 및 이의 교체 시험 평가 내용을 기술한다.

2. 본론

2.1 ACPF 아르곤 셀 필터 계통 개요

Fig. 1은 ACPF아르곤 셀 시스템의 개략도를 보여준다. Fig에서 보는 바와 같이 아르곤 셀 좌측에 공기 셀이 있다. 셀 뒤 쪽으로 격리실(Isolation Room)이 있으며, 여기에 정제기(Purifier)가 놓여 있다. 정제기와 아르곤 셀 사이는 순환 배관으로 연결되고, 공기 셀에 헤파 필터가 놓여 있다. 공기 셀과 아르곤 셀 사이의 물질이송 시스템(Material Transfer System, MTS) 진공 시 배출되는 가스는 공기 셀에 놓인 헤파 필터를 거쳐 정제기를 통과한 후 공기 셀로 들어온다. 아르곤 셀과 공기 셀의 차압이 최대 설정압력 보다 높으면 씰팟(Seal Pot)을 통해 아르곤 가스가 공기 셀로 배출된다.

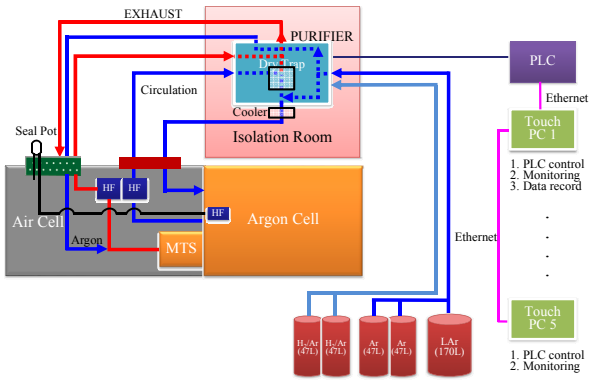


Fig. 1. Layout of Argon Cell System.

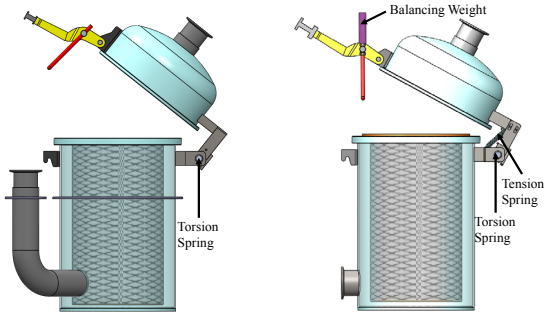
2.2 아르곤 가스 순환 및 물질 이송시스템 HEPA Filter System 설계

아르곤 순환 및 MTS 필터는 한국원자력연구원 조사재 시험시설에 사용하고 있는 중공 원기둥 형태의 필터를 적용하였으며, 필터의 사양은 Table 1과 같다. 필터의 높이는 380 mm, 상부 프레임 외경은 245 mm, 필터부 외경은 216 mm 이며, 0.3 μm의 입자까지 포집 한다.

Table 1. Specification of HEPA Filter

Efficiency	99.97%
Flow rate	300 m^3/h
Pressure drop	25 mmAq (clean)

Fig. 2는 헤파 필터의 교체를 용이하도록 설계한 기밀형 헤파필터 시스템의 3D 모델을 보여준다.



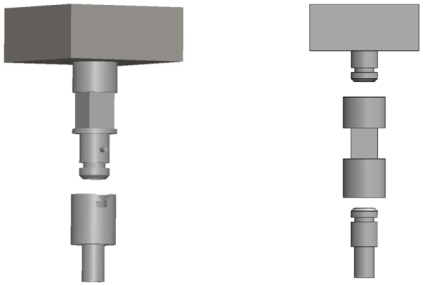
(a) first model (b) second model

Fig. 2. 3D Model of HEPA Filter System.

필터는 케이스 내부에 놓이며, 케이스 뚜껑의 입구 배관에 유연 배관이 연결된다. 뚜껑의 힌지 부분에는 토션 및 인장 스프링을 연결하여 열고 닫을 때 충격이 발생하지 않는 구조로 하였다. 헤파 필터 케이스의 뚜껑을 열고 닫을 때 원격 조작기로 용이하게 작업할 수 있도록 뚜껑과 케이스를 결합시키는 핸들부의 U 자형 고리 상부에 무게 균형추(Balancing Weight)를 매달았다. 케이스와 뚜껑 사이의 기밀은 O-ring 으로 유지하게 하였다.

2.3 Seal Pot HEPA Filter System 설계

Seal pot은 격리실 옆에 설치된다. 씰팟의 입력 배관은 아르곤 셀로 연결되고, 출력 배관은 공기 셀로 연결된다. 아르곤 셀이 공기 셀 압력 보다 높으면(20 mmAq) 씰팟을 통해 아르곤 가스가 공기 셀로 배출된다. 공기 셀로부터 아르곤 셀 측면을 관통하여 돌출된 배관 말단부에 헤파필터 시스템을 설치하여 방사성 물질이 씰팟으로 유입되지 않도록 한다. 필터는 직육면체 형상으로 설계하였으며, 높이는 30 mm, 폭은 각각 70 mm이고, 0.3μm의 입자까지 포집 한다. Fig. 3은 헤파 필터의 교체를 용이하도록 설계한 기밀형 헤파필터 시스템의 3D 모델을 보여준다. 모듈 사이의 기밀은 O-ring으로 유지한다.



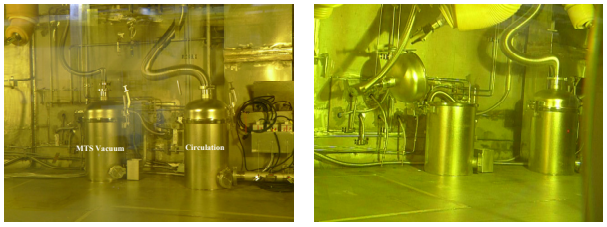
(a) first model (b) second model

Fig. 3. 3D Model of Filter System for Seal Pot.

2.4 HEPA Filter System 유지보수성 평가

아르곤 가스 순환 및 MTS 헤파 필터를 교체하기 위해서는 헤파필터 시스템 뚜껑을 원격 조작기로 열고 헤파 필터를 꺼낸 후 새로운 것을 삽입 하고 뚜껑을 닫는다. 필터 케이스 상부의 뚜껑에 경첩을 갖는 바 형태의 클램프(clamp)가 부착되어 있는데 클램프 끝단을 위로 향하게 조작하면 바에 부착된 자유롭게 회전하는 U 자형 잠금 고리에 의해서 체결되고, 아래로 향하게 조작하면 열린다. 설계한 첫 번째 모델을 제작하여 Fig. 4에서 보는 바와 같이 시험한 결과, 필터 케이스 상부의 뚜껑을 위로 들어 올리는 경우, U 자형 고리가 자중에 의해 항상 수직으로 되기 때문에 또 하나의 조작기가 필요하게 되었다. 또한, 뚜껑을 -90도 이상으로 세우면 뒤로 넘어지는 충격도 발생하였다. 따라서, U 자형 고리 상부에 무게 균형추를 매달아 원격 조작기 1개로 작업이 가능하도록 하였고, 인장 스프링도 추가하여 충격이 발생하지 않도록 하였다.

씰팟의 필터는 2개의 모듈(필터부, 하부 고정부)과 3개의 모듈(필터부, 조작기 취급부, 하부 고정부)로 제작하여 Fig. 5에서 보는 바와 같이 교체 시험을 수행하였다. 2개의 모듈로 구성된 첫 번째 모델은 필터와 조작기 파지부를 일체로 구성하였으며, 가이드 핀과 회전 체결 기능을 갖도록 하였다. 원격 조작기로 교체 시험 결과, 상부 모듈과 하부 모듈을 가이드 핀을 기준으로 정렬시키는데 다소 불편하였다. 3개의 모듈로 구성된 두 번째 모델은 가이드 핀을 제거하였기 때문에 작업이 좀 더 용이하였다. 또한, 3개의 모듈로 구성된 필터 시스템은 조작기 파지부의 재활용이 가능하기 때문에 폐기물량을 줄이는 효과도 발생 하였다.



(a) Close (b) Open

Fig. 4. HEPA Filter System of Cir. & MTS.

(a) Close (b) Open

Fig. 5. HEPA Filter System of Seal Pot.

3. 결론

소규모 전해환원 공정을 수행하기 위해 ACPF 아르곤 셀 시스템을 구축하였다. 아르곤 순환 및 배출시 방사성 물질이 배출되지 않도록 기밀형 헤파필터 시스템을 구축하였으며, 필터 교체시험 및 개선을 통해서 원격 조작의 용이성을 확보하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석 외, “ACPF 아르곤 셀 시스템 구축”, KAERI/TR-6242/2015, 한국원자력연구원, 2015.

파이로 공정 운전 자동화 예비개념 도출을 위한 기초 프레임워크 예시

류동석*, 한종희, 김성현, 정윤목, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sayryu@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 재순환을 위해 핵비확산성을 갖는 파이로 공정에 대한 연구가 한국원자력연구원에서 진행되고 있다. 모의핵연료를 사용하여 공학규모 실험을 수행하는 PRIDE 시설과 실제 사용후핵연료를 사용하여 일부 공정을 검증하는 ACPF 시설을 구축하여 연구를 진행하고 있으며, 실시되는 실험은 작업자가 원격시스템을 사용하여 수동으로 실행하게 된다 [1,2].

현대의 많은 산업시설이 자동화되어 운영되는 것과 달리, 대부분의 방사선 환경 시설은 수동작업으로 운영되고 있다. 추후 파이로공정을 상업화하기 위해서는, 철저한 공정관리와 시설의 안전성을 만족시키기 위하여, 방사선 환경의 공정을 자동화할 수 있는 기술이 필요하다.

파이로 공정은 작업자의 접근이 불가능한 공정셀 내부에서 수행된다. 따라서 작업자는 상기 공정셀에 설치된 기계식/서보식 원격조작기, 크레인, 등의 원격시스템을 사용하여, 공정셀 외부에서 수동으로 운전 및 유지보수를 실시하고 있다.

본 논문에서는 공정셀에서 수동으로 작업하는 파이로 공정을 자동화하기 위한 원칙을 수립하고, 운전 작업을 자동화하기 위한 예비개념을 도출하는 프레임워크와 이를 적용한 작업사례를 소개한다.

2. 본론

2.1 자동화 관점의 기존 파이로 공정 분석

파이로 공정은 전처리, 환원, 정련, 제련 등 다양한 단위공정으로 구성되며, 대부분 작업자 접근이 불가능한 공정셀 내부에서 수행된다. 파이로 공정의 자동화를 논의하기 위해서는, 먼저 자동화 작업의 관점에서 기존의 공정을 분석하고, 자동화에 필요한 공정장치/취급장치/작업도구 등을 재정의하고 단순화/규격화하는 작업이 선행되어야 한다.

기존 파이로 공정 작업을 살펴보면, 각 단위공정으로 유입/유출되는 용기 및 수단이 상이하고 규격화된 취급장치 또는 취급절차가 부재하였다. 단위공정 간 연계 작업에 있어서, 공정용기/작업도구 등을 여러 단위공정들이 서로 공유함으로써, 각 단위공정의 독립성을 저해하였다. 각 단위공정의 내부를 살펴보면, 핵심적인 공정장치에 대해서만 연구가 이루어졌을 뿐, 상기 공정장치 가동 전/후에 필요한 물질의 전처리, 장입방법, 수거절차, 등에 대해서는 선행연구가 미흡하였다. 단위공정 내부적으로 사용되는 공정용기의 종류 및 취급방법이 모두 상이하고, 공정용기의 사용범위가 명확하게 정의되지 못하였으며, 상황 및 필요에 따라 변용되었다. 공정용기의 흐름이나 순환에 대한 고려가 없으므로, 유한개의 공정용기를 사용한 지속적인 조업이 불가능하였다.

2.2 파이로 공정 자동화 원칙 수립

파이로 공정의 운전 자동화 예비개념을 수립함에 있어서 다음과 같은 원칙을 따르도록 하였다.

파이로 공정을 위한 공정셀 내부의 물리적인 구획을 나눔에 있어서, 공정의 목적이나 화학적 특성에 따라 각 단위공정별로 구획하는 것이 아니라, 물리적 이송과 기계적 취급 관점에서 공정을 재분석하고 연계성이 높은 공정장치와 취급장치의 집합을 도출하여 독립적 특성을 갖는 자동화 구역으로 정의한 후, 이를 공정셀 구획의 기본으로 한다.

파이로 공정에서 발생하는 이송작업에 있어서, 물질의 종류/이송량 및 선행/후행 공정과 같은 화학적/논리적으로 분석된 물질흐름과는 별도로, 이송용기의 종류/개수 및 출발/도착 장치와 같은 물리적/기계적으로 분석된 용기흐름을 기본적인 자료로 활용한다. 상기 용기흐름을 분석함에 있어서, 물질흐름의 객체가 되는 논리적 거점공정 중심이 아닌, 용기흐름의 주체가 되는 이송용기/취급수단/거점장치 중심으로 정리한다.

상기 정의된 자동화 구역 간의 용기이송에 있어서, 각 자동화 구역으로 용기를 유입/유출하는 일관된 인터페이스를 정의한다. 즉, 전입/전출되는 물질은 동일 규격용기/취급방법을 사용하고, 각 자동화 구역은 입출을 전담하는 전용장치를 갖춤으로써, 각 자동화 구역은 이송에 있어서 내부적 특성과 무관하게 객체화하도록 한다. 결과적으로, 취급

장치의 용기 이송 관점에서는, 각 자동화 구역에 따른 차이가 없어지게 된다.

각 자동화 구역은 내부적 특성에 따라 공정의 고유한 기능을 수행하는 공정장치 및 이를 보조하기 위한 지원장치가 설치되고, 각 장치에서 사용되는 공정용기와 작업도구를 구비한다.

각 자동화 구역에서 사용되는 공정용기/작업도구는 규격화된 취급부를 갖으며, 규격화된 취급부는 신뢰성과 안전성을 만족하여야 하며, 그 종류를 최소한의 숫자로 제한한다. 또한 그 사용범위를 해당 자동화 구역 내부로 제한하고, 외부 반출 또는 유입을 엄격히 통제하여, 각 자동화 구역의 객체성/독립성을 확보하도록 한다.

각 자동화 구역의 공정장치 또는 지원장치는 사용되는 공정용기가 체결되고 해제되는 위치, 방법, 수단을 특정하고, 해당 장치에 체결된 공정용기의 구동이 필요한 경우, 구동 목적, 움직임, 방법, 종료조건 등을 명시한다.

각 자동화 구역의 지원장치에 있어서, 해당 자동화 구역으로 유입되는 물질의 수급을 전담하고, 자동화 구역 내부에 물질을 공급하는 물질공급장치를 구비한다. 또한, 해당 자동화 구역에서 유출되는 물질을 수거하여 외부에 불출을 전담하는 물질수거장치를 구비한다.

각 자동화 구역 내부에서 사용되는 공정용기의 흐름을 명시하도록 하는데, 각 공정용기의 흐름은 해당 부분공정 내부에서만 순환되도록 제한하고, 유한개의 공정용기로 연속적인 공정이 가능한지 검증되어야 한다.

2.3 운전 자동화 예비개념 기초프레임 워크

상기에서 수립된 자동화 원칙에 따라, 파이로 공정의 운전 작업을 자동화할 수 있는 예비개념을 도출하기 위하여 다음과 같은 작업 절차를 순차적으로 실시하였다.

- 자동화 구역 간 운전 자동화 예비개념 도출
  - 자동화 구역 정의
  - 자동화 구역 간 이송용기 및 취급방법 정의
  - 이송용기 취급 자동화 요건 도출
  - 취급방법 자동화 요건 도출
  - 이송용기 및 취급장치 자동화 상세 요건 도출

- 자동화 구역 별 운전 자동화 예비개념 도출
  - 공정장치 및 지원장치 정의
  - 공정용기/작업도구 및 취급방법 정의
  - 공정용기 흐름 및 취급장치 정의
  - 공정용기/작업도구 취급 자동화 요건 도출
  - 취급방법 자동화 요건 도출
  - 공정장치 및 지원장치 자동화 상세요건 도출
  - 공정용기/작업도구 및 취급장치 자동화 상세요건 도출

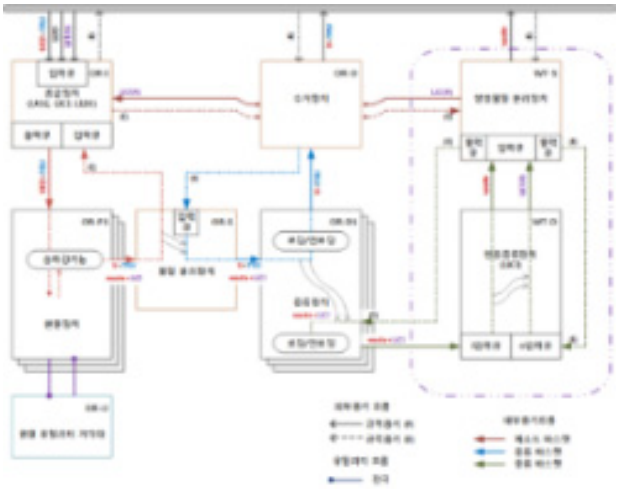


Fig. 1. Example study on preliminary concept for pyroprocessing automation.

2.4 운전 자동화 예비개념 도출 예시작업

상기에서 수립된 자동화 원칙에 따라, 공정셀에서 수행되는 자동화 구역을 3개로 구분하여 정의하고, 이송용기/공정용기의 흐름을 정의하였다. Fig. 1은 운전 자동화 예비개념 도출 예시작업을 도시한 것이다. Fig. 1을 보면 자동화 구역에 포함된 공정장치 및 지원장치의 구성과 공정용기의 흐름이 명시된 것을 알 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는, 파이로 공정 운전 자동화의 예비개념을 수립하기 위한 기초 프레임워크를 제시하고, 하나의 작업 사례를 예시하였다.

4. 참고문헌

[1] 류동석, 김성현, 조일제, 김기호, “OPC 통신을 활용한 PRIDE 원격시스템 시뮬레이션 아키텍쳐” 한국방사성폐기물학회 2015년 춘계학술대회 논문집, pp.53-54, 2015.

[2] 류동석, 김성현, 조일제, 김기호, “PRIDE 가상목업을 위한 원격취급시스템의 유저 인터페이스 개발” 한국방사성폐기물학회 2015년 추계학술대회 논문집, pp.51-52, 2015.

ACPF의 공정장치 원격성 평가를 위한 3D 시뮬레이터

김도연*, 류동석, 한종희, 김성현, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*doyeon1301@kaeri.re.kr

1. 서론

고방사선 환경 하에서 수행되는 파이로 공정은 작업자의 직접 접근이 제한되고, 내부의 모든 장치는 원격으로 조작한다. 핫셀 내부에서 사용되는 공정장치를 개발함에 있어서, 핫셀 작업창을 통한 공정장치 각 취급부의 시야 확보 가능성과 원격장치에 의한 원활한 조작성 여부를 검증하는 원격성 평가를 수행하여야 한다.

공학규모 파이로 공정 실험을 수행하는 PRIDE (PyRoprocess Intergrated inactive DEmonstration facility)시설을 구축함에 있어서도, 원격성 검증 가상목업 및 실증목업을 통해 파이로 공정장치에 대해 설계단계부터 장치의 원격 운전성 및 유지보수성과 셀 내 배치에 대한 평가를 수행하고, 실제 장치 제작 이전에 설계를 수정하여 비용을 절감하였다[1, 2]. 파이로 전해환원 공정 실증시설인 ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Facility) 또한 핫셀 내 공정장치 설치 전 주변 장치와의 간섭을 확인하거나, 원격시스템에 의한 운전 가능성 및 시야 확보 여부를 확인하기 위해 가상목업을 활용할 필요가 있다.

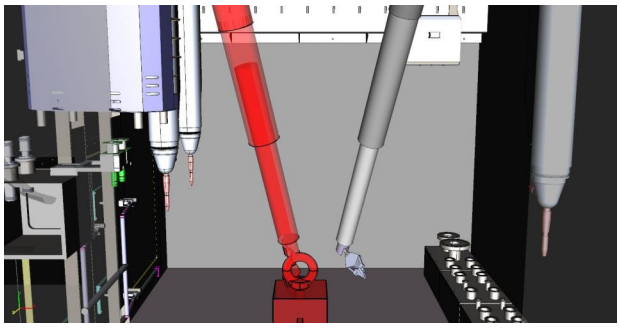
본 연구에서는 ACPF에 대해 지멘스 테크노매틱스를 기반으로 공정장치의 원격성 검증을 위해 3D 시뮬레이터를 구성하고, 가상의 공정장치 배치 방법에 대해 기술한다.

2. 본론

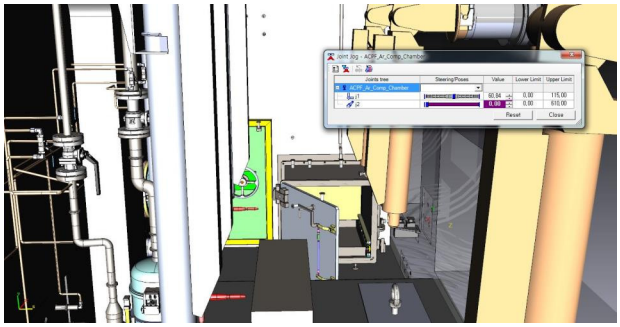
2.1 ACPF 3D 시뮬레이터

ACPF는 공기셀과 공기셀의 일부를 격리시킨 기밀형 아르곤셀이 설치되어 있다. 공기셀에는 총 8식의 6자유도 기계식 원격조작기(MSM)와 셀크레인, 게이트 크레인, 셀 간 이송장치 등이 설치되어 있으며, 아르곤셀에는 2식의 MSM, 1대의 핫셀 크레인, 물질이송장치, 비상도어 등이 설치되어있다.

ACPF 3D 시뮬레이터는 테크노매틱스를 기반으로 구축되었다. 핫셀에 관한 데이터는 3D 레이저 거리 측정기를 통한 실측 데이터를 활용하였고, 셀 장치 및 아르곤셀에 대한 데이터는 3D 설계자료를 활용하였다. Fig. 1은 가상환경 내 구현된 ACPF 장치들과 유저 인터페이스를 도시화 한 것이다. MSM, 크레인은 3D 설계자료를 변환 후 기구학을 입력하여 장치의 움직임을 모사하였고, 카메라 및 전면 작업창 시야를 구현하였다.



(a) Collision detection



(b) definition of kinematics on remote systems

Fig. 1. remote systems in ACPF 3D Simulation.

원격성 평가를 위한 기능으로 PRIDE 가상 목업의 사용자 인터페이스를 변경하여, 입력 장치를 통한 MSM, 크레인, 카메라 움직임을 구현하였다[2]. 공정장치와 주변 장치의 간섭 확인을 위한 Collision detection과 원격성을 위한 MSM, 크레인 후크와의 Collision detection을 설정함으로써 장치 간 충돌여부 판단이 가능하도록 하였다. 또한, 카메라 및 작업창 시점에서의 시각 정보 제공을 통한 시야 확보 여부를 확인하였다. Fig. 2은 구현된 ACPF 3D 시뮬레이터를 도시한 것이다.

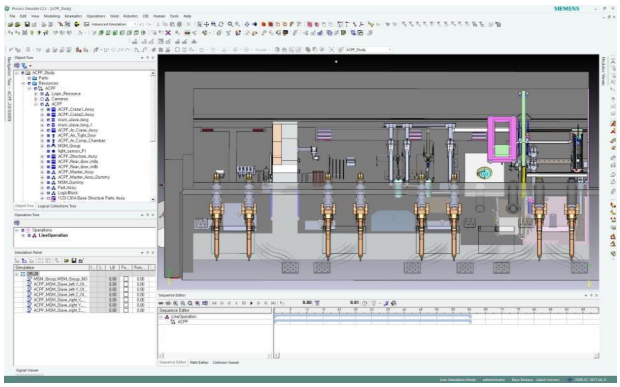
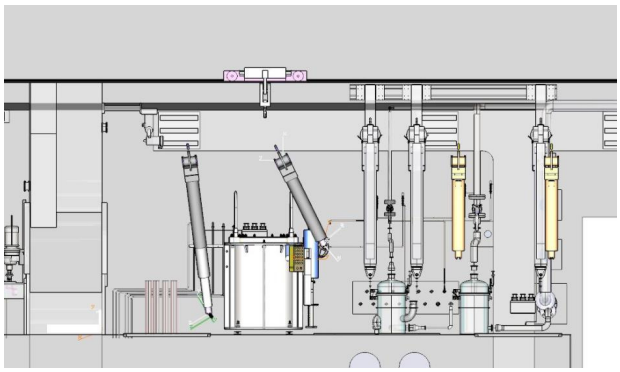


Fig. 2. ACPF 3D simulator based on Siemens Technomatix.

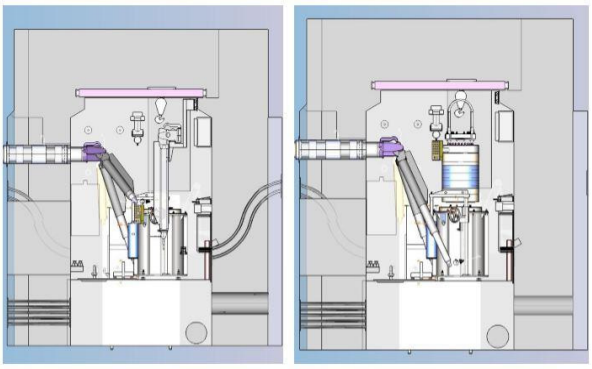
2.2 ACPF 3D 시뮬레이터 응용 및 적용

본 연구에서는 구축된 ACPF 3D 시뮬레이터를 활용하여 가상의 공정장치를 핫셀 내에 배치하는 방법을 제안한다. 핫셀 내 공정장치를 설치할 때, 첫 번째로 고려해야할 부분은 원격성이다. 원격시스템의 작업영역 안에서 주변 장치와 간섭되지 않도록 장치의 위치를 조정하고, MSM 및 크레인 조작을 통한 장치의 작업성을 확인한다.

Fig. 3는 구축한 ACPF 3D 시뮬레이터를 사용하여, 공정장치에 대한 최적의 위치선정 작업을 모사한 것이다. 주변장치와의 간섭을 고려하여 상기 공정장치의 작업성 및 접근성을 반복적으로 확인하며 위치를 최적화하였다. 결과적으로 ACPF 3D 시뮬레이터를 사용하여 공정장치의 배치작업을 성공적으로 시행하였다.



(a) Considering workspace of MSM



b) considering interference with environment

Fig. 3. optimizing location of equipment by using ACPF 3D simulator.

3. 결론

본 연구에서 지멘스의 테크노매틱스를 기반으로 한 ACPF 3D 시뮬레이터를 구현하였다. 에어셀 내부의 MSM 8식, 크레인 1식, 및 아르곤셀 내부의 MSM 1식, 크레인 1식의 작동을 가상적으로 구현하였고, 상기 원격취급장치는 핫셀 벽면 또는 주변 장치와 충돌여부를 감지할 수 있도록 하였다.

개발된 ACPF 3D 시뮬레이터에 가상 공정장치를 배치하고 위치를 변경하면서 원격성 평가를 수행함으로써, 원격취급이 가능한 최적의 위치를 선정하며 다양한 작업성검증을 테스트 할 수 있도록 하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김도연, 류동석, 한종희, 김성현, 김기호, 이종광, “원격성 분석을 위한 PRIDE 3D 시뮬레이터의 작업자 및 카메라 시각묘사” 한국방사성폐기물학회, 2016년 춘계 논문요약집, pp.143-144, 2016.

[2] 류동석, 김성현, 조일제, 김기호, “PRIDE 가상 목업을 위한 원격취급시스템의 유저 인터페이스 개발” 한국방사성폐기물학회, 2015 추계 논문요약집, pp.51-52, 2015.

파이로시설에의 ISA 및 PSA 비교평가

유길성*, 서석준, 전홍래, 이효직, 조우진, 임현숙, 이호희, 정원명, 유승남, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yougil@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 사용후핵연료 재순환을 위해 파이로프로세싱 기술개발을 추진해 오고 있으며, 이를 위해 안전이 확보된 파이로시설의 개발[1]이 필요하다. 이 논문에서는 파이로시설에 대한 미국 NRC의 ISA(Integrated Safety Analysis) 평가방법[2] 및 일반적으로 원자력 발전소에서 적용하고 있는 PSA(Probabilistic Safety Analysis) 평가방법[3]의 적용성을 각각 상호 비교, 분석해 보았다.

2. 본론

2.1 ISA 와 PSA 특성비교[4]

PSA는 시설장치들에 대한 위험도를 평가하여 시설 전반에 대한 정량적 위험도를 보여줄 수 있으며, 또한 시설의 보조기능들에 대한 위험도도 나타낼 수 있다. 이와는 달리 ISA는 시설의 전체적인 정량적 위험도를 보여줄 수는 없다. 또한 ISA는 높은 또는 중간 정도의 결말를 가진 사건들을 분별하고, 이들을 방지 또는 완화하기 위해 필요한 안전대책(IROFS와 행정적 제어)을 개발할 수 있다. ISA를 수행하는데 있어서 IROFS(Items Relied on For Safety)로 지정된 부품이외의 것에 대한 신뢰성은 담보할 수 없다. 그러나 심층방어 SSC들이 비록 안전성 분석을 통해 직접 신뢰성 확인이 어렵긴하지만 ISA 지원문서에서 확인이 가능하다. ISA를 수행할 때 사건의 발생 가능성을 줄이고 결말을 완화할 수 있는 시스템은 확인된 IROFS에 대해서만 그 신뢰성을 가질 수 있다. 그러나 부가적인 안전부품들은 IROFS 목록에 나타나지 않고 발생 가능성 및 결말을 계산할 때 평가되지 않는다. 이와 대조적으로 PSA는 노심손상을 감소시킬 수 있는 어떤 SSC도 신뢰될 수 있어야 한다. 그러나 만약 ISA가 전체적인 안전전략의 한 부분으로 하나의 SSC를 지정한다면, 이것은 IROFS가 되며 이 IROFS에는 모든 규정(예, 품질보증)이 적용된다.

2.2 파이로시설에의 ISA 적용성 분석

미국은 핵주기시설의 안전성을 평가하기 위해 ISA를 사용하도록 10CFR70에서 규정하고 있다. 이와 같이 핵주기시설에서 ISA를 사용하는 주된 이유는 사고가 원자로와는 달리 화학공정에서 발생할 가능성이 높기 때문이다.

현재 NRC에서 검토단계에 있는 사용후핵연료 재처리시설에 대한 위해도 지표는 SECY-11-0163 보고서[5]에서 보고한 다음 Table 1, 2와 같다.

Table 1. Consequence Thresholds

	Workers	Offsite Public	Environment
Very High Consequence Event	RD>>1Sv CD>endanger life	RD>1Sv CD=endanger life	Radioactive release >500,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
High Consequence Event	RD>1Sv CD>endanger life	RD>0.25Sv sol U intake>30mg CD=long-lasting health effects	Radioactive release >50,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
Intermediate Consequence Event	RD>0.25Sv CD=long-lasting health effects	RD>0.05Sv CD=mild transient health effects	Radioactive release >5,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
Low Consequence Event	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Radioactive releases producing lower effects than those referenced above in this column

Table 2. Qualitative Risk Bins

		Likelihood (Events Per Year)			
		Very Highly Unlikely (<1E-6)	Highly Unlikely (<1E-5)	Unlikely (<1E-4)	NOT Unlikely (>1E-4)
Consequence	VHCE	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
	HCE	Acceptable	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
	ICE	Acceptable	Acceptable	Acceptable	Not Acceptable
	LCE	Acceptable	Acceptable	Acceptable	Acceptable

앞서 2.1절의 ISA와 PSA의 비교에서 보았듯이 파이로시설의 경우 주 공정이 전기화학 공정인 관계로 미국과 같이 ISA를 적용할 경우 PSA 적용에 비해 안전성 제고에 여러가지 잇점이 있을 것으로 생각된다. 또한 NRC는 최근 개정된 NUREG-1520-rev.2[6]에서 권고한 3x3 위해도 지표와는 달리 Table 1과 2에서와 같이 4x4 방법으로의 변경을 계획하고 있다[5]. 이는 결말수준(Consequence Level, C)의 경우 일반 핵주기시설보다 한 단계 위의 VHCE(Very-High-Consequence Event)로 C>100 rem을 추가 고려하고 있다. 발생 가능성(Likelihood, L)의 경우 L>1E-4, L<1E-4, L<1E-5, L<1E-6의 4단계를 사용하고 있다.

파이로시설도 고준위 방사성물질인 사용후핵연료를 취급하는 관계로 ISA를 수행할 경우 NRC의 4x4 지표 평가방법의 적용을 고려해 볼 수 있을 것이다.

2.3 파이로시설에의 PSA 적용성 분석

파이로시설에서도 원자력 발전소와 마찬가지로 시설의 전체적인 위험도를 보여주기 위해 여러가지 수준에서 각 SSC들에 대한 세밀한 신뢰도 계산을 사용하는 PSA를 적용할 수 있다. 그러나 서로 유사한 구조의 원자력 발전소와는 달리 파이로시설과 같은 핵주기시설의 경우 시설마다의 설계차이와 각 보유국들의 정보 누출에 대한 보안 및 소유권, 각종 필요 자료(가혹조건에서의 기기 신뢰도 및 성능에 대한 시험자료 데이타베이스)의 부족으로 세밀한 PSA 적용이 어렵다. 각 시스템들이 상호 연관되어 작동되는 원자력 발전소와 달리 파이로시설은 시설전체 화재사고를 제외하고는 사건들의 연관성이 거의 없다. 공정에서 이상이 발생되면 공정이 멈추게되면서 발생되는 이상상태가 대부분 종료하게 된다. 이런 경우 PSA의 적용보다는 ISA의 적용이 더욱 효과적이다. 단, 파이로시설의 경우 중간 및 높은 결말을 갖는 잠재사고 시나리오에 대해서는 높은 수준의 단순화된 PSA 방법의 적용을 통해 안전목표의 허용범위 결정에 도움을 줄 수 있을 것이다.

3. 결론

핵주기시설의 하나인 파이로시설은 발전소와는 달리 화학공정이 포함된 하나의 화공시설이다. 그러나 서로 유사한 구조의 발전소와는 달리 핵주기시설의 경우 시설마다의 고유한 설계 및 각 보유국들의 정보 누출에 대한 보안과 소유권, 각종 필요 자료(가혹조건에서의 기기 신뢰도 및 성능에 대한 시험자료 데이타베이스)의 부족으로 PSA 방법 적용이 어렵다. 파이로시설에서는 ISA 방법의 적용이 PSA 적용에 비해 안전성 확보측면에서 더욱 효과적이며, 보완적으로 높은 결말사고에 대해서는 높은 수준의 단순화된 PSA의 적용은 고려해볼 만하다.

4. 참고문헌

[1] Gil-Sung You, et al., Concept and safety studies of an integrated pyroprocess facility, Nuclear Engineering Design, No. 241, pp. 415～424, 2011.

[2] US NRC, NUREG-1513 (2001).

[3] IAEA, Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities, IAEA-TECDOC-1267 (2002).

[4] US NRC, Transmittal letter for NEI white paper integrated safety analysis: Why it is appropriate for fuel recycling facilities, September 10, 2010.

[5] US NRC, SECY-11-0163 (2011).

[6] US NRC, NUREG-1520-rev.2 (2015).

파이로시설의 ISA 적용성 분석

유길성*, 서석준, 전홍래, 이효직, 조우진, 임현숙, 이호희, 정원명, 유승남, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yougil@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 SFR과 연계하여 사용후핵연료에 대한 건식처리기술로 파이로프로세싱 기술개발을 추진해 오고 있다. 이를 위해서는 사용후핵연료 취급에 따른 위험을 방지할 수 있는, 안전성이 확보된 파이로시설의 개발이 필수적이다[1]. 이 논문에서는 현재 국내 원자력안전법에서는 고려하고 있지 않지만, 미국 NRC에서 일반핵주기시설에 대해 현재 적용 중이며, 사용후핵연료 재처리시설에 대해서도 강화된 방안을 고려중인 ISA(Integrated Safety Analysis)의 파이로시설에의 적용 가능성을 분석해 보았다.

2. 본론

2.1 미국 NRC의 ISA 특성

미국은 핵물질을 처리하는 시설 내 위해도와 그 위해도와의 연관성을 평가하기 위해서 ISA를 이용하도록 10CFR70 연방법에서 규정하고 있으며, ISA에는 사용후핵연료 처리시설에 대한 안전상 중요인자들을 기술하고 있다. ISA를 사용하는 주된 이유는 핵연료주기시설에서 일어나는 사고 또는 방사선 누출의 영향은 원자로 사고와 달리 화학공정에 의하여 발생할 가능성이 더 높기 때문이다. 그러나 최근 NRC 주도로 수행되고 있는 재처리시설의 안전성 평가 보완방안에는 기존 일반 핵주기시설에 적용되고 있는 ISA를 좀 더 강화된 평가방법으로의 변경을 추진하고 있다[2].

다음은 일반 핵주기시설의 인허가시 NRC에 제출하는 ISA 요약보고서의 구성 목록이다.

- ✓ Site description
- ✓ Facility description
- ✓ Criticality monitoring and alarms, Compliance with vaseline design criteria, criticality monitoring, and alarms
- ✓ ISA(Integrated Safety Analysis) method(s) description
- ✓ ISA(Integrated Safety Analysis) team description
- ✓ Quantitative standards for acute chemical exposures
- ✓ Definition of “unlikely”, “highly unlikely”, and “credible”
- ✓ Description of processes analyzed
- ✓ Identification of hazards
- ✓ Description of accident sequences
- ✓ Characterization of high-and intermediate-consequence accident sequences
- ✓ List and description of IROFS
- ✓ Description of IROFS' link to accident sequences to show 10CFR70.61 compliance
- ✓ IROFS management measures
- ✓ List of Sole IROFS

현재 NRC에서 검토단계에 있는 사용후핵연료 재처리시설에 대한 ISA 위해도 지표는 일반 핵주기시설에 대해 요구하는 3x3 메트릭스 지표와는 달리 다음 Table 1, 2와 같이 4x4 메트릭스 지표를 고려하고 있다.

Table 1. Consequence Thresholds

	Workers	Offsite Public	Environment
Very High Consequence Event	RD>>1Sv CD>endanger life	RD>1Sv CD=endanger life	Radioactive release >500,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
High Consequence Event	RD>1Sv CD>endanger life	RD>0.25Sv sol U intake>30mg CD=long-lasting health effects	Radioactive release >50,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
Intermediate Consequence Event	RD>0.25Sv CD=long-lasting health effects	RD>0.05Sv CD=mild transient health effects	Radioactive release >5,000 x Table 2 of 10CFR20, Appendix B
Low Consequence Event	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Radioactive releases producing lower effects than those referenced above in this column

Table 2. Qualitative Risk Bins

		Likelihood (Events Per Year)			
		Very Highly Unlikely (<1E-6)	Highly Unlikely (<1E-5)	Unlikely (<1E-4)	NOT Unlikely (>1E-4)
Consequence	VHCE	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
	HCE	Acceptable	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
	ICE	Acceptable	Acceptable	Acceptable	Not Acceptable
	LCE	Acceptable	Acceptable	Acceptable	Acceptable

2.2 파이로시설에의 ISA 적용성 분석

우리나라의 파이로시설에 대한 인허가 안전성평가는 현재 원자력안전법상 핵연료주기사업 중 사용후핵연료 처리사업의 규제법[3]에 따라 평가하도록 되어있다. 시설에 대한 안전성 평가를 위한 기술기준은 기술능력의 확보와 시설의 위치·구조·설비 및 성능이 [원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙]에서 규정하고 있는 기술기준에 적합하여 방사성물질에 따른 인체·물체와 공공의 재해방지에 지장이 없어야 한다. 위치기준과 품질보증기준에 대해서는 원자력발전소의 기술기준을 준용하고 있다. 환경상의 위해방지 기준은 [방사선 방호 등에 관한 기준]에서 제시된 시설에서 배출되는 액체 및 기체상태의 제한구역 경계에서의 농도 제한치를 각 핵종별로 규정하고 있으며, 방사선량 기준치도 이 고시에서 규정하고 있다. 그리고 세부적인 안전기준은 대부분 원자로에 대한 고시를 준용하고 있다.

앞서 2.1절에서 기술된 미국 NRC의 일반 핵주기시설의 경우 원자력 발전소에 적용하는 규제와는 달리 별도의 ISA 수행[4]을 요구하고, 수행후 ISA 요약보고서의 제출을 의무화하고 있다[5]. 이는 핵주기시설의 경우 일반 원자력발전소와는 달리 화학공정이 포함되어 산업체의 화공시설에서 다루는 안전성분석기법 적용이 추가적으로 필요하기 때문이다. NRC는 최근 개정된 일반 핵주기시설에 대해 NUREG-1520-rev.2[5]을 통해 3x3 위해도 지표의 사용을 권고하고 있으며, 핵연료 재처리시설의 경우 앞서 Table 1, 2에서 보는 것 처럼 좀 더 안전성이 강화된 4x4 방법으로의 변경을 계획하고 있다[2]. 즉, 결말수준(Consequence Level, C)의 경우 일반 핵주기시설보다 한 단계 위의 VHCE(Very-High-Consequence Event)로 C>100 rem을 추가 고려하고 있으며, 발생 가능성(Likelihood, L)의 경우 L>1E-4, L<1E-4, L<1E-5, L<1E-6의 4단계를 고려하고 있다는 의미이다.

파이로시설과 같은 화학공정을 사용하는 사용후핵연료처리시설의 경우 일반 안전성 분야는 기존과 같이 원자력 발전소의 규제방법을 적용하고, 공정안전성에 대해서는 미국 NRC가 계획하고 있는 핵연료 재처리시설에 대한 강화된 ISA(4x4 메트릭스) 평가방법을 사용한다면, 파이로시설의 안전성 확보에 현 국내 원자력안전법체제 보다 더욱 안전성에 대한 신뢰성을 제고할 수 있을 것으로 분석된다.

3. 결론

한국원자력연구원은 SFR과 연계하여 사용후핵연료에 대한 파이로프로세싱 기술개발을 추진해 오고 있으며, 이를 위해서는 안전성이 확보된 파이로시설의 개발이 필수적이다. 파이로시설의 안전성 확보를 위해 기존 원자력안전법 체계로부터 미국 NRC의 강화된 ISA 방법(4x4 메트릭스 평가방법)을 적용하므로써 화학공정이 적용된 사용후핵연료 처리시설의 특성에 맞는 안전성 확보가 더 용이할 것으로 생각 된다.

4. 참고문헌

[1] Gil-Sung You, et al., Concept and safety studies of an integrated pyroprocess facility, Nuclear Engineering Design, No. 241, pp. 415～424, 2011.

[2] US NRC, SECY-11-0163 (2011).

[3] 원자력안전법, 시행령, 시행규칙, 안전위원회 고시 등 (2015).

[4] US NRC, NUREG-1513 (2001).

[5] US NRC, NUREG-1520-rev.2 (2015).

ACPF 핫셀 크레인의 운영 건전성 향상을 위한 시스템 개선안 고찰

유승남*, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*snyu@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료의 효율적 관리와 연구를 위하여 사용후핵연료 관리공정 실증 시설(ACPF, Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)을 아르곤셀 기반으로 개량하여 운영하고 있다[1]. 특히, 핫셀 내부에는 공정장치 및 공정물질 등을 취급하기 위한 천장형 인셀 크레인(In-cell crane)이 설치되어 있다. 해당 크레인 시스템의 경우, 현장 설치 이번에 산업안전관리공단을 통해 동작 성능 및 구조적 변형 여부 등에 대한 검사를 받았으며, 현장 설치 후에는 각종 기능 및 정격하중에 대한 부하시험을 검사원 입회하에 수행한 바 있다. 하지만 시스템 운영 및 반복적인 부하 시험을 수행하는 과정에서, 초기 설계 시에는 파악하지 못한 개선 요구 사항들이 도출되었다. 이와 관련하여 본 논문에서는 ACPF 크레인 시스템의 장기적 운영 건전성 향상의 관점에서 크레인의 구동부 및 제어부에 대해 최근 수행하고 있는 몇 가지 주요한 분석내용들을 제시하고자 한다.

2. ACPF 인셀 크레인 제어부 분석

2.1 ACPF 인셀 크레인 기본 사양 및 특징

ACPF 인셀 크레인의 최대 인양용량은 1톤, Span은 1,800 mm, 거더(Girder)의 최대 폭은 910 mm, 최대 인양높이는 3.4 m이다(핫셀 내 작업대의 높이 900 mm를 감안하면 실제 유효 인양높이는 2.5 m임). 또한, 향후 유지보수를 위하여 크레인 제어부를 핫셀 내 크레인 모터 부근에 설치하지 않고, 운전구역 내 별도로 마련된 캐비닛에 설치하였다. 즉 제어부와 크레인 모터가 원거리로 이격되어 설치 및 운영되고 있는 것이다. 하지만, 반복적인 부하시험의 과정에서 500 kg을 상회하는 고중량물의 하중을 취급하는 경우에 크레인의 Slip 현상이 불규칙적으로 발견되었고, 이는 인버터와 크레인 모터시스템의 이격으로 인한 제어신호 손실이 원인인 것으로 파악되고 있다.

2.2 ACPF 크레인 제어 시스템의 사양분석

ACPF 크레인 제어 시스템에는 벡터 인버터가 사용되고 있다. 벡터 인버터란 모터를 구동할 때 자속 성분과 토크 성분을 속도센서를 사용하여 제어하는 방식을 취한다. 이러한 인버터는 높은 응답성을 가지면서도 정확한 위치 추정성과 고신뢰성을 동시에 요구하는 Servo급 시스템에 일반적으로 적용된다. 초기 ACPF 설계 시에, 단순한 중량물 취급 이외에도 핫셀 내 공정장치에 대한 원격취급을 위해 인셀 크레인의 사양을 위와 같이 선정하였을 것으로 판단된다. Table 1은 ACPF 크레인 모터부의 사양 및 주요 시험결과를 나타내고 있다.

Table 1. ACPF Motor Spec. and Field Test Results

Motor Specifications	
Output	0.25 Kw
Poles	12 P
Phase	3φ
Frequency	60 Hz
Speed	520 RPM
Voltage / Current	440 V / 1.5 A
Full Load Test	
Output	0.25 Kw
Current	1.48 A
Efficiency	50.9%
Slip	13.8%
Temperature Rise Test	
Load	1.49 A
Stator / Frame	57℃ / 52℃

모터의 일반적인 극수(Pole)는 12P, 8P, 6P, 4P, 2P이며 모터을 구동하기 위한 통상 주파수는 50 Hz 또는 60 Hz 이다. 모터의 회전수를 계산하기 위해서는 극수와 주파수간의 상관관계에 대한 정보가 필요하며, 이는 아래와 같이 정리할 수 있다.

$$RPM = 120 * f / P * (1-S/100) \quad (1)$$

식(1)에서 P는 극수 (12P, 8P, 6P, 4P, 2P), f는 운전 전원 주파수, S는 모터 회전축의 미끄럼율을 각각 의미한다. ACPF 크레인의 경우, 각각 60 Hz, 12극 및 13.8%이므로 위의 식에 대입하면 약

517.2 RPM이 산출되며, 이러한 결과는 Table 1에서 제시한 설계사양인 모터 회전수 520 RPM과 대략적으로 일치함을 확인할 수 있다. 하지만 서론에서 언급한 바와 같이 현장 시험과정에서 고중량물의 취급 시에 간헐적으로 Slip이 발생하는 상황이 발견되었으며, 이와 관련하여 제어시스템에 대해 좀 더 심도 있는 고찰이 필요하게 되었다.

2.3 ACPF 크레인 제어 시스템의 개선을 위한 제언

당초 ACPF 크레인 시스템은 정밀한 핫셀 내 원격 취급을 위하여, 정기적인 관리가 필요한 구동부 감속기의 사용을 최소화하는 동시에, 저속/고속의 가변속도를 구현하고, 특히 저속운전 시에 고정도의 제어성능을 확보할 수 있는 높은 극수의 모터를 선정하여 탑재한 것으로 파악된다. 이와 관련하여 파악된 본 크레인 시스템의 문제점은 다음과 같다. 첫째, 현재 설치된 12P 모터의 적절성이다. 즉, 현시점에서 12P 모터를 원활히 지원하는 산업용 인버터의 수급이 용이하지 않으며, 현재 설치된 인버터의 경우에도 검증된 파라미터 값의 부재로 인하여 12P 모터와의 상성에서 문제점을 노출하고 있다. 둘째, 인버터와 크레인 모터사이의 배선거리이다. 즉, 이들 거리가 긴 경우, 특히 저속운전을 위한 저주파수 출력 시에는 전압강하에 의해 모터의 토크가 저하되는 현상이 발생할 수 있다. 따라서 크레인 전선 설치 시에는 전압강하가 2% 이내가 되도록 두꺼운 전선을 사용하여야 하며, 제어 배선도 쉴드선을 사용하여 가능한 한 30 m 이내로 설치하여야 한다. 현재 ACPF의 대략적인 제어 배선 거리는 30 m 내외로 파악되고 있으며, 이는 위의 권장 거리기준의 상한치에 해당하므로 충분한 여유라 할 수 없다. 이상의 문제점들을 해결하기 위하여 본 논문에서는 인버터 시스템에 대한 기술지침[2]을 바탕으로 주파수 설정단자와 출력단자를 원거리에서 제어할 경우에 적용하는 신호변환기를 중간에 설치하여 제어신호를 DC 4-20 mA 전류신호로 변환하여 사용하는 한편, 현재의 모터 하우징을 그대로 유지하면서 모터의 극수를 8P로 낮추는 방안을 고려하고 있다. 물론 이러한 경우 식(1)에 의해 크레인의 운전속도가 다소 상승하나, 실질적 상승폭이 크지 않으며 더욱이 산업계에서 지원하고 있는 8P 인버터를 사용하므로, 현장 테스트 및 제어 파라미터 튜닝을 통해 안정적인 성능을 확보할 수 있을 것으로 예상된다. 현재 ACPF와 동일한 조건을 가지는 8P 모터 시험 시스템을 구축중이며, 본 시스템의 실험결과는 별도로 제시할 예정이다.

3. ACPF 인셀 크레인 구동부 분석

실제 Hot test 돌입 이후에는 ACPF 크레인 시스템에 대한 직접적인 핫셀 내 유지보수 작업이 곤란하다. 따라서 정기적인 점검 및 보충이 필요한 크레인 동력부의 윤활제 사양에 대해서도 신중한 검토가 필요하다고 할 수 있다. 현재 방사선 환경에서 Grease 와 Oil 의 예상 손상분기점은 약 106 Gy 정도로 알려져 있으며, 내방사선 제품의 경우에는 107 Gy 정도로 파악되고 있다[3]. 따라서 ACPF의 운영환경에서 Grease 와 Oil 의 경우에는 크게 영향을 받지 않을 것으로 판단된다. 다만, 전술한 바와 같이 본격적인 시설 운전 이후에는 크레인 관련 Grease 와 Oil의 누유에 대한 유지보수가 용이하지 않으므로, 가능한 한 장주기의 수명을 가지는 그리스("Super Lube" 제품군)를 선정하여 적용하였다.

4. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 환원공정 실험을 위해 개조된 개량형 ACPF 핫셀 내에서 운영되고 있는 인셀 크레인의 운영 및 반복실험 과정에서 도출된 현안들을 분석하고, 그에 대한 개선안을 제시하였다. 본 논문에서 제시된 개선안들은 현재 구축중인 테스트베드를 통해 타당성을 검증할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] S.N. Yu, J.K. Lee, B.S. Park, I.J. Cho, and K.H. Kim, "Hot cell renovation in the spent fuel conditioning process facility at the Korea Atomic Energy Research Institut", Nuclear Engineering and Technology, 47(6), 776-90 (2015).

[2] 한국에너지공단 정보교류센터 기술자료: http://www.kemco.or.kr/iecenter/net/business_view.asp?clubid=207&boardcode=energy&itemid=5581(최종접속일: 2016년 8월 27일).

[3] 진재현, 박병석, 안성호, 최민규, 홍동희, 윤지섭, "핫셀내 장치의 원격 유지보수를 위한 천정 이동 서보 매니퓰레이터 시스템 개발", 한국원자력학회 2003년 추계학술발표회 논문집 (2003).

파이로공정 처리시설에서의 미완화 사고해석(방사선피폭사고) 방법

조우진, 서석준, 전홍래, 노시완, 임현숙, 유승남, 임재훈, 이호희, 유길성, 정원명, 안다연, 이효직*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyojik@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력안전법에 따르면 국내 핵연료주기사업 인허가는 사업허가 및 지정 절차를 밟도록 규제하고 있다. 하지만 사용후핵연료 처리시설에 대한 명확한 안전심사지침이 별도로 마련돼 있지 않으며 많은 시설과 운영경험이 축적된 상업용 원자로 발전시설과 달리 적용 가능한 법규 및 관련 지침이 아직까지는 미흡한 실정이다. 한국원자력연구원에서는 이미 시설 건설 및 운영 경험이 있는 미국의 규제 및 지침을 참조하여 사용후핵연료 처리시설을 위한 안전성 분석방법[1] 및 개선 현황 자료[2]을 바탕으로 가상 파이로공정 처리시설에 대한 통합안전성 분석을 수행 중에 있다. 본 연구에서는 그 중 미완화 사고해석을 위한 방법과 그 절차, 발생 가능한 사고사례를 통한 미완화 사고 해석결과를 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 통합안전성 분석

본 연구에서 수행 중인 가상 파이로공정 처리시설을 위한 통합안전성 분석방법 및 절차는 다음과 같으며 이는 Fig. 1에서 절차도로 확인할 수 있다. 먼저 위해도 식별에서 분석대상 시설에 존재하는 위험물질과 잠재적인 위해요소를 파악하여 파이로공정 처리시설에서 발생할 수 있는 기준사건을 선정한다. 기준사건에 대해 정성적으로 미완화 평가를 실시하고, 사고유형별로 사건들을 대표할 수 있는 예비 설계기준사고(1)을 선정한다. 예비 설계기준사고(1)에 대하여 정량적으로, 보수적으로 결말과 빈도를 재평가하고, 성능요건을 충족하는지 확인하여 충족하지 못하는 경우 예비 설계기준사고(2)로 선정하고, 해당 사고를 완화 및 방지할 수 있는 안전기능을 식별한다. 식별된 안전기능을 수행할 수 있는 안전관련품목(Items Relied On For Safety, IROFS)을 선정하고, 선정된 IROFS를 기준사건에 적용하여 리스크를 재평가하여 최종 설계기준사고를 도출한다. 최종 설계기준사고에 대한 정량적 결말평가를 수행하고 성능요건을 만족하지 못할 경우 IROFS를 추가로 지정하며 만족할 경우 IROFS 추가 지정 없이 통합안전성 분석 절차가 완료된다.

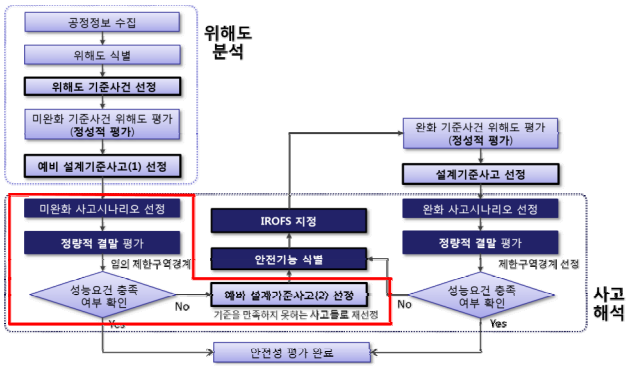


Fig. 1. Process diagram of Integrated Safety Analysis.

2.2 미완화 사고해석

미완화 사고해석은 Fig. 1에서의 붉은색 부분으로 표시된 부분으로써 위해도를 제어할 수 있는 모든 수단을 제외한 상태에서 선정된 예비 설계기준사고(1)을 상대적으로 보수적, 그리고 정량적으로 평가하는 절차로 미완화 사고해석 결과를 통해 이를 방지 및 완화할 수 있는 IROFS를 선정하기 위한 단계이다.

본 연구에서 수행한 미완화 사고해석은 기 도출된 예비 설계기준사고(1)을 대상으로 피폭량 평가를 정량적으로 수행한다. 먼저 이행경로를 파악하여 대중 환경 및 작업자에게 이르는 선원항을 계산하기 위해 5인자 계산법(Five-factor formula)을 이용한다. 계산된 선원항을 통해 대중 환경 및 작업자에 대한 피폭량을 계산한다. 본 연구에서는 화학물질 피폭선량을 제외한 방사선 피폭선량에 대한 결말을 확인하였다.

계산된 피폭량을 바탕으로 결말범주를 재산정하고 빈도범주 역시 재산정하여 결말범주와 빈도범주의 곱을 통해서 위해지수를 도출한다. 이 위해지수가 '6'을 초과하는 사고를 예비 설계기준사고(2)로 지정하며 위해지수를 감소시킬 수 있는 안전기능을 정의하고 IROFS를 지정하게 된다.

2.2.1 선원항 계산(Five-factor formula)

파이로공정 처리시설에서는 예상되는 핵물질 및 화학물질의 방출원이 다양하고 이러한 방출원의 방출이 예상되는 사고 유형이 다양하기 때문에 위험물질의 이행경로를 추정하여 대중 환경 및 작업자에게 영향을 주는 선원항을 평가하기 위해 본 연구에서는 간이평가법이 5인자 공식을 사용하였다. 5인자 공식은 다음과 같다.

선원항 ST = MAR x DR x ARF x RF x LPF (1)

MAR: 사고에 영향을 줄 수 있는 위험물질의 양

DR: 사고의 유형 및 경위에 따라 위험물질이 실제로 영향을 줄 수 있는 비율

ARF, RF: 위험물질이 공기 중으로 확산되는 비율, 폐에 흡입되어 침착이 가능한 크기의 부유성 미립자의 비율

LPF: 외부로 누출되는 비율을 의미하여 미완화 사고해석에서는 최대 방출량을 가정하므로 '1'

2.2.2 방사선 피폭선량 평가방법

방사선 피폭선량 결말계산은 흡입에 의한 내부피폭선량(Committed Effective Dose, CED)과 방사능운에 의한 외부피폭선량(Effective Dose, ED)의 합으로 나타낼 수 있으며 이는 총 유효선량(Total Effective Dose, TED)으로 표한할 수 있다.

TED = CED + ED (2)

CED = ST x DF x BR x DCF-I (3)

ED = ST x DF x DCF-E (4)

ST: 선원항

DF: 대기확산인자

BR: 호흡률

DCF-I, DCF-E: 내부피폭, 외부피폭 선량환산인자

2.3 미완화 사고해석 결과

본 연구에서는 가상의 파이로공정 처리시설을 대상으로 하기 때문에 그 사고역시 가상의 시나리오를 바탕으로 한다. 본 요약문에서는 미완화 사고해석 결과의 예로 "핵연료봉 인출 과정 중 핵연료봉 파손에 따른 방사성 물질 누출사고"를 가정하여 미완화 사고해석 결과를 나타내었다. 본 사고는 파이로공정 처리를 위해 SFA로부터 핵연료를 인출하는 과정에서 연료봉 결함이나 기계적 끼임에도 불구하고 자동으로 정지되지 않고 강제로 인출되어 발생하는 사고이다.

2.3.1 방사선원항

본 사고는 16 x 16배열을 가지는 PLUS7연료를 대상으로 하며, 인출장비가 1열씩 인출하기 때문에 MAR은 핵연료봉 16개로 결정하는 것이 타당하다. 따라서 총 MAR은 1.72×10^4 Ci 이다. 그리고 본 사고에 적용된 ARF x RF는 H, Kr, Xe, I와 같은 가스와 Cs, Ru와 같은 휘발성 물질은 0.3 x 1, 2E-3 x 1, 나머지 입자성 물질에 대한 ARF x RF은 3E-5 x 1[3]을 사용하였다.

2.3.2 방사선 피폭선량 평가

본 사고에서 외부피폭과 내부피폭을 고려한 총 유효선량은 3.52 mSv(대중)로 계산되었다.

2.3.3 위해지수 결정

핵연료봉 인출 과정 중 핵연료봉 파손에 따른 방사성 물질 누출 사고의 발생가능성(빈도) 범주는 Unlikely(3)이며 계산된 3.52 mSv을 통해 대중의 결말범주는 Low consequence(1)이므로 대중의 위해지수는 "Acceptable(3)"이나 작업자는 Very High Consequence(4)이므로 작업자의 위해지수는 "Not Acceptable(12)"이므로 본 사고는 IROFS 지정이 필요한 설계기준사고(2)로 지정한다.

3. 결론

본 연구에서 수행된 미완화 사고해석 결과를 토대로 사고를 방지 및 완화할 수 있는 안전기능을 정의, 이 안전기능을 수행하는 IROFS를 지정하게 된다. 서론에서 언급한바와 같이 IROFS 지정 후 위해도 기준사건을 재평가하여 성능요건이 충족될 때까지 본 과정을 반복하게 되며 성능요건을 충족하면 통합안전성 분석은 종료된다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications, NUREG-1520 (2015).

[2] US NRC, Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulation Reprocessing Facilities, SECY-11-0163 (2011).

[3] Bechtel SAIC Company, Release Fractions for spent nuclear fuel and high=level waste (2007).

미 완화 결말 분석을 통한 파이로시설의 안전성 분석

서석준*, 조우진, 전홍래, 임현숙, 노시완, 유길성, 정원명, 이효직, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjseo@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로시설은 사용후핵연료의 건식처리 공정을 사용하여 사용후핵연료의 재고량을 감축하고, 처분대상 폐기물량을 최소화하여 처분장 활용을 극대화하는 데 도움을 준다. 또한 장반감기 핵종인 TRU원소들을 고속로에서 연료로 사용하여 처분기간을 최소화하고, 민감 핵종들의 전용을 방지하여 핵확산 저항성 측면에서 유리한 사용후핵연료 처리공정이다[1]. 파이로시설의 안전성 분석을 위한 규제지침이 아직 국내외적으로 확립이 되지 않은 상황이므로 관련 유관시설의 안전성 분석 방법을 검토하여 파이로시설에 적절하게 적용하는 것이 필요하다. 이를 위해 미국 원자력규제위원회(NRC)에서 발간한 핵주기시설의 인허가 규제를 위한 지침서인 NUREG-1520을 검토할 필요성이 있다[2]. 파이로시설은 NUREG-1520을 바로 적용할 수 없는 것으로 명시되어 있지만, 보고서의 내용을 참조할 때, 화학공정을 포함한 핵주기시설에서는 통합안전성분석(Integrated Safety Analysis, ISA)을 수행하고 이의 요약본 형태의 분석보고서를 제출하도록 요구하고 있다. 관련 문헌에 기술된 ISA를 이용한 위해성 평가방법은 12가지 방식으로 나뉘어지며, 크게 3가지로 분류할 수 있다[3]. 첫째로, 위해성에 대한 광범위한 확인 및 개괄적인 파악을 위해서는 Safety Review, Checklist Analysis, Relative Ranking, Preliminary Hazard Analysis, 그리고 What-If Analysis를 사용한다. 둘째, 광범위한 위해 요소의 구체적인 분석에는 What-If/Checklist Analysis, Hazard and Operability Analysis(HAZOP), Failure Mode and Effects Analysis(FMEA)가 적합한 것으로 알려져 있다. 마지막으로, 특정 사고들에 대한 심층적인 분석은 Fault Tree Analysis, Event Tree Analysis, Cause-Consequence Analysis, Human Reliability Analysis 등의 방법이 유용하고 정량적인 리스크 분석에 사용될 수 있다. 이와 함께, ANSI/ANS-58.16-2014에서는 미 완화 결말 분석(Unmitigated Consequence Analysis) 석을 비원자로 핵시설에서 수행할 것으로 요구하고 있다[4].

2. 본론

2.1 미 완화 결말 분석

미 완화 결말 분석은 설계기준사고와 관련하여 수행하게 되며, 이 때 모든 종류의 위해 관리수단들(hazard controls)이 사용할 수 없는 상태임을 가정하게 된다. 따라서 해당 설계기준사고의 공정이나 작업의 위해성에 대해 보수적인 결말을 알아보는 것이다. 미 완화 결말의 계산 시에는 위해 물질의 양과 형태, 위치, 분산도 및 작용 가능한 에너지원 등을 고려하여 해당시설의 특성을 잘 반영하여 평가하는 것이 원칙이다. 즉, 모든 종류의 안전 특성들을 제외한 발생가능한 이론적 상한을 현실적인 물리적 특성만을 고려하여 보수적으로 계산하는 것이다.

2.2 미 완화 결말 분석의 특성

미 완화 결말 분석 시에 고려해야 하는 사항은 다음과 같다.

- 모든 동적 안전 요소들을 제외한다. 즉, 공조장치, 정화장치 및 공정 관리수단 등.
- 모든 정적 안전 요소들도 제외한다. 즉, 선원항 내의 leak path의 감소를 가져오는 것들, 건물, 핫셀, 드럼, 또는 글러브박스 등.
- 동적 안전요소들의 가용성에 대해서는 각각의 사건시나리오에서 유지 여부 혹은 사건에 독립적으로 영향을 받지 않는지 등을 가정해야 한다.
- 공조장치와 같은 일부 설비들은 훨씬 많은 방출에 기여할 수 있음을 알아야 한다.

2.3 안전성 분석

해당 문헌은 안전성 분석을 수행함에 있어서 미 완화 결말 분석을 필히 수행하도록 권고하고 있다. 그리하여 위해물질이 내포한 물리적 또는 화학적 특성과 물질을 분산시키는 에너지원들이 고려되도록 한다.

Table 1. Consequence ranges

	일반 대중 Offsite Public	주변 작업자 Collocated Workers	작업자 Workers
Very High Consequence [4]	RD>1 Sv(100 rem) CD=endanger life	RD>>1 Sv(100 rem) CD>endanger life	RD>>1 Sv(100 rem) CD>endanger life
High Consequence [3]	RD>0.25 Sv(25 rem) sol U intake> 30 mg CD=long-lasting health effects	RD>1 Sv(100 rem) CD>endanger life	RD>1 Sv(100 rem) CD>endanger life
Intermediate Consequence [2]	RD>0.05 Sv(5 rem) CD=mild transient health effects	RD>0.25 Sv(25 rem) CD=long-lasting health effects	RD>0.25 Sv(25 rem) CD=long-lasting health effects
Low Consequence [1]	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Accidents of lower radiological and chemical exposures	Accidents of lower radiological and chemical exposures

Table 2. Likelihood ranges

발생가능성 (Likelihood)	범위 (Range)
Not Unlikely [4]	> 10^{-4}/yr
Unlikely [3]	10^{-5}/yr - 10^{-4}/yr
Highly Unlikely [2]	10^{-6}/yr - 10^{-5}/yr
Very Highly Unlikely [1]	< 10^{-6}/yr

또한 미 완화 결말 분석에 사용하는 값들이 물질의 방출, 환경으로의 분산, 그리고 결말에 관련이 되는 경우 보수적인 값을 선택하도록 한다. 그리하여 안전과 관련한 관리수단이 적용되었을 때 실제 적절한 보호를 제공함을 보증하기 위함이다. 이러한 미 완화 결말 분석을 수행함에 있어 정성적인 평가를 선호한다. 작업자의 결말은 사고로부터 즉각적인 거리에 위치함을 가정하고 주변작업자의 경우는 100 미터의 거리에 떨어져 있고, 대중의 경우는 제한구역경계를 기준으로 한다.

2.4 평가

결말(Consequence)은 Table 1과 같이 NRC에서 제시한 SECY-11-0163에 해당하는 범위를 사용하며, 발생가능성(Likelihood) 역시 Table 2과 같은 범위를 사용한다[5]. 각각의 설계기준사고에 대해서 Table에 나와 있는 기준으로 결말과 발생가능성의 범주를 확인하면 각 범주의 값을 곱하여 그 값이 6을 초과할 경우에는 안전관련품목(IROFS, Items Relied On For Safety)을 선정하여 사고를 예방하거나 완화하여 그 결말의 범주를 감소시키도록 되어 있다.

3. 결론

위에 기술이 된 미 완화 결말 분석은 시설이 가진 잠재적인 위해의 수준을 물리적 또는 화학적인 특성을 고려하여 평가하는 데 있다. 이때는 leak path의 감소에 영향을 주는 건물구조와 핫셀을 없는 것으로 간주하여 결말을 계산하는 과정이 포함되어 있다. 비록 실제의 시설의 결말을 보여주기에는 제한적인 요소가 있지만 결말에 대해 보수적인 측면에서 시설의 잠재적인 상한의 위해도를 확인할 수 있는 방법으로서 그 역할을 담당할 것으로 보여진다. 이를 이용한 실제 검토 결과는 향후 발표할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] "파이로 일관공정 시험시설(PRIDE) 개념설계보고서", KAERI/TR-3885/2009.

[2] "Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications", NUREG-1520, U.S. NRC.

[3] "Integrated Safety Analysis Guidance Document", NUREG-1513, U.S. NRC.

[4] "Safety Categorization and Design Criteria for Nonreactor Nuclear Facilities", ANSI/ANS-58.16-2014, ANS.

[5] "Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities", SECY-11-0163, U.S. NRC.

파이로시설의 화학/독성물질 안전성 분석

전홍래, 조우진, 서석준, 임현숙, 이효직, 구정회*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*a10years@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 현재 25기의 원전을 가동하고 있으며, 2029년 까지 약 35기의 원전을 운영할 것으로 전망하고 있다. 원자력발전은 필연적으로 방사성물질을 포함하는 사용후핵연료를 발생한다. 현재의 원전이 계속 운영될 경우 2100년 경에는 약 9만톤의 사용후핵연료가 발생할 것으로 예상된다. 따라서 핵폐기물의 안전한 관리에 대한 중요성이 증가하고 있다. 국토가 협소한 우리나라 환경에서 처분장의 확보는 매우 어렵다. 대안으로 지속적인 원자력에너지를 이용하기 위해서 고속로와 파이로기술에 대한 연구를 하고 있다. 파이로기술은 전기화학적으로 핵물질을 분리하는 방법으로, 핵폐기물의 부피 감용 뿐만 아니라 폐기물 내 주요 자원의 재활용이라는 장점이 있다. 파이로시설은 원전과는 다른 특징들이 있다. 파이로시설에서는 화학적 혹은 전기화학적 분리가 핫셀에서 이루어지고, 위험물질이 다양한 위치에 분산되어 있다. 따라서 화학/독성물질에 대한 안전성 또한 평가되어야 한다.

본 연구에서는 파이로시설의 화학/독성 물질에 대해 안전성 분석을 수행하였다[1,2]. 파이로시설에서 주요 화학적 위해요소는 염소, 카드뮴과 같은 화학/독성물질의 사용이다. 안전성 분석을 통해 화학적 위험도가 높은 사고들을 선정하고 발생가능성 및 결말을 평가하였다. 미완화사고해석을 통해 안전기능과 안전성관련품목(IROFS, Items Relied on for Safety)을 선정하고, 파이로시설의 화학적 안전 특성을 알아보았다.

2. 본론

2.1 화학/독성물질에 대한 위해도 분석

파이로시설이 가지는 고유의 기능과 특성들을 고려한 위해도 기준사건을 정하였다. 선정된 기준사건들을 발생가능성 (likelihood)과 결말 (consequence)을 평가하여, 높은 위험도를 가지는 네 가지 사고를 선정하고, Table 1에 나타내었다.

Table 1. Non-radioactive Hazardous Material Release Accidents at Pyro-faciliity

No	Session
1	장치과열로 인한 전해환원조 내 LiCl 용융염 휘발
2	전해제련 장치의 배관 파단으로 인한 Cl_2 가스 누출
3	전해제련 공정 후 액체 Cd 음극 도가니 전도 및 낙하로 인한 Cd 누출
4	UCl_3제조 장치의 배관파단에 의한 Cl_2 가스 누출

2.2 화학/독성물질의 영향 계산

선정된 네 가지 사고들이 제한구역경계에 위치한 개인에 미치는 영향에 대해 평가하였다. 선원항은 5인자 공식을 통해 계산하였고, 대기확산인자를 고려하여 제한구역경계에서 화학/독성물질의 농도를 계산하였다[3]. 화학물질의 종류에 따라 기준 농도가 달라지기 때문에 각 화학물질에 대한 AEGL, ERPG, PAC 값을 선택적으로 사용하였다.

2.2.1 장치과열로 인한 전해환원조 LiCl 용융염 휘발

전해환원조 내에는 고온의 LiCl 용융염이 다량 존재한다. 순수한 LiCl의 끓는점은 1382 ℃이며, 용융염 내 방사성물질 때문에 실제 끓는점은 더욱 높은 것으로 예상된다. 따라서 공정장치의 과열이 발생하더라도 용융염의 끓는점 이상 온도가 올라가지 않을 것이다. 휘발된 LiCl은 누출되어 고체 미립자인 흄(hume) 형태로 존재하는 것으로 가정하였다.

2.2.2 전해제련장치의 배관 파단으로 인한 염소가스 누출

전해제련 공정 중 양극에서 전해질의 산화로 인해 염소가스가 발생한다. 생성된 염소가스가 배관을 통해 중화장치(scrubber)로 이동하는 중 배관 파단에 의해 누출되는 사고이다.

2.2.3 전해제련 공정 후 액체 Cd 음극 도가니 전도 및 낙하로 인한 Cd 누출

전해제련 공정 후 액체 Cd 음극 도가니 이송 중 낙하로 인한 Cd의 누출 사고이다. 낙하 시에 누출되는 경우와 액체 Cd이 고화되는 과정 중에 발생

하는 증기량을 고려하여 선원항을 계산하였다.

2.2.4 UCl_3제조 장치의 배관파단에 의한 염소가스 누출
UCl_3 제조장치의 염소공급 배관 파단으로 인해 염소가스가 누출되는 사고이다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로시설의 화학/독성 물질에 대한 안전성 분석을 수행하였다. 대표되는 네 가지 사고들에 대해 대중의 개인에 대한 영향을 평가하고, 이를 방지 및 완화할 수 있는 안전성관련품목을 도출하였다. 이를 통해 파이로시설의 화학/독성 물질에 대한 위험도와 안전특성을 알아보았다.

4. 참고문헌

[1] NUREG-1520, Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications.

[2] ANSI/ANS-58.16-2016, Safety Categorization and Design Criteria for Nonreactor Nuclear Facilities.

[3] C.W. Solbrig and C.L. Pope, "Cadmium Release from a Reprocessing Electrorefiner Falling Over", Nuclear Engineering and Desing, 255, 226-239 (2013).

파이로공정 실행 시스템 테스트베드를 활용한 파이로 전해공정 운전 자동화 예비개념 구현

박선영[1], 신문수[1*], 한종희[2], 류동석[2], 이종광[2]
[1]한밭대학교, 대전광역시 유성구 동서대로 125
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shinms@hanbat.ac.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료의 건식처리 기법인 파이로공정을 상용화하기 위해 단계별로 연구개발 및 검증을 하고 있다. 현재 한국원자력연구원의 공학규모 파이로공정 실험시설은 수동으로 실험을 진행하고 있다. 그러나 파이로공정의 상업화가 이루어지는 경우 수동운전은 작업자의 취급오류가 개입될 확률이 높고, 상업적 목적으로 실제 방사성 물질을 다루는 경우 이러한 인적오류는 매우 심각한 문제를 야기할 수 있다. 따라서 파이로공정의 상용화단계에서는 작업자의 취급불확실성 최소화 등의 문제를 극복하기 위해 공정자동화가 필수적이다.

일반적인 산업시설에서는 이미 자동화된 장비가 널리 사용되고 있으며, 이를 위해 제조실행시스템 (MES) 또는 원격운전시스템 (ROS)이 활용되고 있다[1]. 그러나 방사성 물질을 다루는 환경에서 자동화된 장비를 도입한 사례가 많지 않으며, 파이로공정 시설에 자동화 장비를 기반으로 한 MES 구축 사례는 전무한 실정이다.

이에 파이로공정의 자동화를 실현시키기 위해 파이로 공정 실행 시스템 (PES, Pyroprocessing Execution System)의 프레임워크를 제안하고 테스트베드를 개발하였다[2]. 본 논문에서는 파이로 전해공정의 예비개념을 상기 개발된 PES 테스트베드에 적용하는 작업에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 파이로 공정 실행 시스템 테스트베드

파이로 공정 실행 시스템 테스트베드는 산업용 MES와 같이 공정 자동화를 총괄하는 파이로 공정 실행 시스템 (PES)과 이를 검증하기 위하여 공정셀을 가상으로 모사하여 시뮬레이션을 수행하는 가상 공정셀 시뮬레이터 시스템으로 구성된다. 각 시스템은 TCP/IP 통신을 통해 메시지를 교환하는 방식으로 상호작용하며, PES는 전달받은 공정셀의 정보를 관리하고 시시각각 발생하는 정보를 바탕으로 실행명령을 생성한다. 주로 작업물의 이송에 대한 의사결정을 처리하고 이 과정에서 필요한 정보를 체계적으로 관리한다. 시뮬레이터 시스템은 공정셀의 상태변이를 모사하여 PES 시스템으로 전달한다. 이를 통해 PES 시스템의 의사결정에 대해 검증/평가하는 테스트베드 역할을 수행할 수 있다. Fig. 1는 테스트베드를 구조화하여 Fig으로 나타낸 것이다.

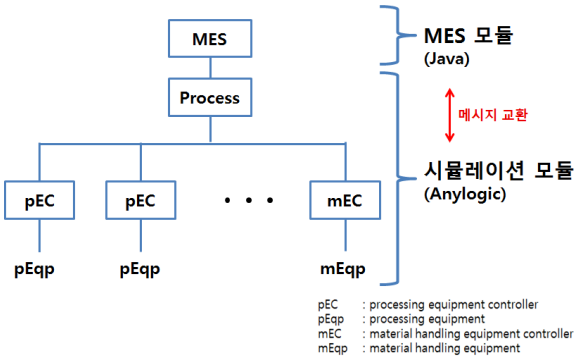


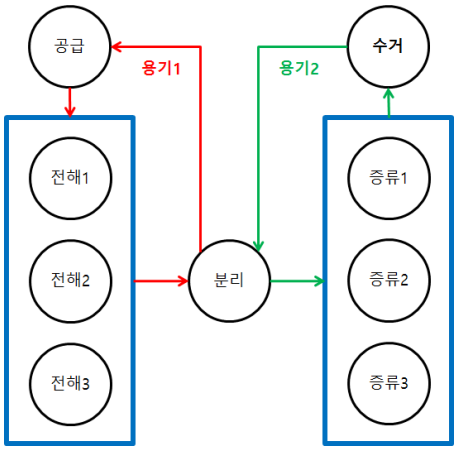
Fig. 1. Test-bed Framework.

Fig. 1에서 pEC/pEqp로 표시된 자동화 장치는 현재 개발된 바 없으므로, 이를 가상으로 검증하기 위하여 일종의 범용 시뮬레이션 도구인 Anylogic[3]을 활용하여 각 설비의 기본적인 기능을 구현하고 실제 공정셀의 형태를 모사하였다. 시뮬레이터 시스템은 에이전트 기반의 시뮬레이션 기법을 활용하여 구현되었고 각 설비는 에이전트로 설계되었다. 그리고 각 에이전트의 상태와 에이전트의 상태전이를 유발하는 이벤트를 정의하여 이를 기반으로 하는 에이전트의 state-chart를 통해 설비의 가동과 유휴를 모사하였다.

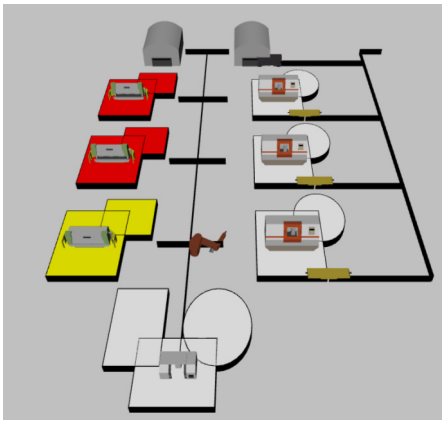
PES는 시뮬레이터 시스템과 독립적으로 동작하고, 작업지시를 해석하고 처리하는 데이터 객체를 포함하며, 의사결정기능과 생산시점관리시스템 (POP, Point of Production) 기능을 탑재한 Java 기반의 stand-alone 시스템으로 구현된다.

2.2 파이로 전해공정 자동화 예비개념 적용

파이로 공정을 구성하는 전해공정의 예비개념을 다음과 같이 가정해 보기로 한다. 해당 전해공정은, 전체 공급량을 소화하기 위하여 동일한 전해공정장치 3대와 전해공정장치를 거친 물질을 처리하는 증류공정장치 3대를 구비하고, 자동화를 위하여 추가적으로 물질공급장치, 물질분리장치, 물질수거장치를 각 1대씩 구비하는 것으로 가정한다. Fig. 2는 파이로 전해공정을 구성하는 자동화 장치 구성 및 이를 구현하는 시뮬레이터를 도시한 것이다. 상기 자동화 예비개념을 구성하는 장치들을 물리적으로 배치함에 있어서 다양한 레이아웃을 고려할 수 있으나, 본 연구에서는 Fig. 2(a)의 논리적 구성을 그대로 사용하여 Fig. 2(b)와 같이 시뮬레이터를 구현하였다.



(a) Conceptual Process Diagram



(b) Anylogic-based Simulator

Fig. 2. Conceptual Diagram and Simulator.

물질공급장치는 전체 공정에서 가공하고자 하는 물질을 공급하고, 공급된 원료물질은 전해공정장치를 거쳐 물질분리장치로 이송된다. 그리고 증류공정장치를 거쳐 최종적으로 생산된 물질은 물질수거장치로 이송된다. 각 물질의 이송은 두 가지 전용 이송용기를 활용한다. 용기 1은 물질공급장치, 전해공정장치, 물질분리장치를 순환하고, 용기 2는 물질분리장치, 증류공정장치, 물질수거장치를 순차적으로 이동한다. 이때 각 전용용기는 통일된 규격으로 파지 가능하여 하나의 자동화 취급장치가 각 전용용기를 모두 이송한다.

각 공정장치로 상기 전용용기 및 자동화 취급장치를 사용하여 물질을 이송하는 방법은 다음과 같다. 각 공정장치의 작업이 완료되면 시뮬레이터 시스템은 PES에 unload request 메시지를 요청한다. PES가 상황을 분석하여 비어있는 공정장치를 탐색하고 대기중인 취급장치에 상기 공정장치로 이송을 명령하는 메세지를 전달한다. 자동화 취급장치가 공정장치의 포트에 용기를 load하면, PES에 작업 완료 메시지가 전달되고, PES는 시뮬레이터 시스템에 해당 공정장치의 공정시작 메시지를 전달한다.

3. 결론

본 연구에서는, PES 테스트베드에서 시뮬레이터 시스템과 PES 시스템 상호간에 주고받는 메시지를 기반으로 물질 이송을 수행함으로써 파이로 전해공정의 운전 자동화 예비개념을 구현하였다. 본 논문에서와 같이 PES 테스트베드는 변경되는 다양한 파이로 공정의 예비개념의 검증에 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] SHI TING, 정연경, 노상도, 조현제, 조용주, 최석우, “c-MES 적용을 위한 시스템 엔지니어링 방법론에 관한 연구”, 대한산업공학회 2012년 춘계공동학술대회 논문집, 346-351, 2012.

[2] 신문수, “원격이송자동화의 MES 알고리듬 구현을 위한 테크노매틱스 프레임워크 개발”, KAERI/CM-2247, (2015).

[3] Anylogic, www.anylogic.com.

공정장치간 상호관계도 기반 전해환원공정 자동화 레이아웃 구성 및 평가

한종희*, 김도연, 류동석, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhan@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정의 실용시설인 KAPF는 연간 약 30 tHM의 처리 용량을 목표로 설계 연구가 진행되고 있으며, 이 처리량을 달성하기 위해 개별 장치들의 용량을 증대시키거나, 복수의 동일한 공정장치를 설치하는 것에 대해 고려되고 있다. 이와 동시에 규모가 커진 복수의 공정장치의 체계적인 운전 및 안정적인 성능을 유지하기 위해 공정 운전의 자동화가 연구되고 있다.

공정 자동화와 연관하여 본 논문에서는 KAPF 핫셀에 설치되는 공정장치의 레이아웃을 구성하고, 구성된 레이아웃에 대해 평가하는 방법에 대해 기술한다. PRIDE 아르곤셀에서는 MSM이나 크레인 같이 수동 방식의 원격시스템이 주 운전 수단으로 사용되므로, 공정장치 배치는 MSM의 작업 영역과 이를 운전하는 운전자의 시야 확보가 가장 우선적으로 고려된다. 그 결과 MSM이 설치된 작업창과 근접하여 평행하게 공정 순서에 따라 일렬로 배치된다. 반면 KAPF 핫셀에서의 공정 운전은 자동화된 원격시스템이 주 운전 수단으로 고려되고 있으며, 동일한 공정장치가 복수로 설치되므로 기존의 배치 방법과는 다른 방식이 적용되어야 한다.

따라서 본 논문에서는 장치 간에 이송되는 물질을 고려한 상호관계도(relationship)를 통해 근접도(closeness value)가 높은 장치들이 인접하도록 배치된 레이아웃 후보군을 도출하고 이들을 평가하는 방법을 전해환원공정에 적용한 결과를 제시한다.

2. 전해환원공정의 상호관계도 분석

2.1 전해환원공정 자동화 예비개념

전해환원공정에서는 사용후핵연료 산화물이 음극바스켓에 담겨 전해환원장치(OR)를 통해 금속전환체로 환원되며, 이는 다시 증류도가니에 담겨 음극처리장치(CP)로 이송되고, 금속전환체에 남아있는 잔류염은 증류를 통해 제거된다.

주요 공정장치 이외에 환원 공정 운전 자동화를 지원하기 위해서는 음극바스켓에 원료를 장입하기 위한 물질 공급장치(SU), 음극바스켓에서 금속전환체를 증류도가니로 옮기기 위한 음극바스켓 분리장치(SP), 최종 공정 생성물 회수장치(CO), 공정에 필요한 유틸리티 거치대(OR/CP-거치) 등이 필요하다.

2.2 전해환원공정의 장치간 상호관계도

자동화 공정에서는 위에 나열한 장치들 간에 공정물질이 특정 용기에 담겨 공정 절차에 따라 이송되므로 장치간의 연관도는 전달되는 물질의 흐름(material flow), 즉 물질의 양과 횟수의 곱으로 장치 간의 연관도를 정의할 수 있다.

한편 전해환원공정은 주요 공정물질로 사용후핵연료 산화물 및 금속전환체, LiCl, Li_2O 등이 사용되며, 음극바스켓과 증류도가니, 증류염 회수용기 등이 주로 사용되는 공정용기이다. 전해환원공정의 장치 i와 j간의 상호관계도(f_{ij})는 다음과 같이 정의한다.

$$f_{ij} = (\text{장치}i\text{의 수}) \times (\text{장치당 용기 수량}) \times (\text{물질무게} + \text{용기무게}) \times (\text{가중치}) \quad (1)$$

위 식에서 가중치는 이송되는 용기 내의 물질에 따라 핵물질 관리대상 물질여부, 공정 기여도, 빈도 등에 의해 결정되는 값으로 Table 1과 같이 정의되었으며, 같은 무게라 하더라도 이송물질이 공정에 중요한 핵물질인 경우, 두 장치는 높은 관계도 값을 갖게 된다.

Table 1. Weight factor of relationship

Factor 1. 핵물질 관리대상여부			Factor 2. 공정 기여도			Factor 3. 빈도		
기준	공정용기	가중치	기준	공정용기	가중치	기준	공정용기	가중치
O	CB, DB, PS, US	10	상	CB, DB, DS, FS, PS, US	10	상	CB, DB, DS, PS	3
X	나머지	1	중	UT	5	중	FS	2
			하	LS, SS, WS	1	하	US, UT, LS, SS, WS	1

3. 전해환원공정의 자동화 레이아웃 구성 및 평가

3.1 블록레이아웃 구성

앞 장에서 정의된 상호관계도와 전해환원공정의 운전 절차를 바탕으로 Table 2와 같이 From-To chart를 작성할 수 있다. Table에서 값이 0인 경우는 두 장치 사이에 물질흐름이 없는 것을 뜻하므로 장치간 연관도가 낮다고 할 수 있다. 반대로 값이

클수록 두 장치가 밀접하게 연관되었다고 할 수 있으므로, 두 장치가 인접되도록 배치하는 것이 공정 운전 측면에서 유리하다고 할 수 있다.

Table 2. From-To chart

	SU	CP1	CP2	CP3	SP	CP1	CP2	CP3	RE	TL	OR-거치	CP-거치	RD	CO	TCR
SU		403200	603.00	8.0400	0	0	0	0	0	100	0	0	0	0	1.81120
OR1	0		0	0	396000	0	0	0	0	0	600	0	0	0	3.9600
OR2	0	0		0	55.154.229	0	0	0	0	0	600	0	0	0	3.5754.33
OR3	0	0	0		55.154.229	0	0	0	0	0	670.82.029	0	0	0	3.5825.13
SP	2.545.58.46	0	0	0		26000	402649.224	50911.655	0	0	0	0	0	0	1.29706.3
CP1	0	0	0	0	0		0	0	33060	0	0	111.80.94	594	0	3.37.63.8
CP2	0	0	0	0	0	0		0	49590	0	0	100	684.11219	0	3.0384.11
CP3	0	0	0	0	0	0	0		66120	0	0	200	1815.3929	0	6.9206.39
RE	0	0	0	0	12.72.792.5	0	0	0		11000	0	0	0	0	1.227.2.79
TL	93120	0	0	0	0	0	0	0	100		0	0	0	20	2324.40
OR-거치	0	600	600	670.82029	0	0	0	0	0	0		0	0	0	1.67.0.82
CP-거치	0	0	0	0	0	111.8034	100	200	0	0	0		0	0	311.8034
RD	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		105.87	1.058.7
CO	0	0	0	0	0	212.132.03	270.41635	360.83269	0	295	0	0	200		1.353.181

Table 2의 From-To chart로부터 상호관계도가 높은 장치들을 인접하게 배치하기 위해 CORELAP (computerized relationship layout planning) 방법을 적용하였다 [1]. 이 방법은 상호관계도 값의 크기에 따라 A, E, I, O, U, X의 6단계로 재분류하고 단계별로 근접도를 부여하여 장치별로 통합근접도(total closeness rating, TCR)를 Table 3과 같이 계산한다. TCR은 특정 장치가 다른 장치들과 얼마나 연관이 높은지를 알려주는 값으로 CORELAP을 활용한 레이아웃의 구성은 TCR이 가장 높은 장치 블록을 중앙에 배치함으로써 시작된다.

Table 3. Total closeness rating

	SU	OR	SP	CP	RE	TL	OR-거치	CP-거치	RD	CO	A	E	I	O	U	TCR
SU		A	U	U	U	O	U	U	U	U	1	0	0	1	7	10010
OR	U		A	U	U	U	I	U	U	U	1	0	1	0	7	10100
SP	I	U		A	U	U	U	U	U	U	1	0	1	0	7	10100
CP	U	U	U		E	U	U	O	I	U	0	1	1	1	6	1110
RE	U	U	O	U		E	U	U	U	U	0	1	0	1	7	1010
TL	E	U	U	U	O		U	U	U	O	0	1	0	2	6	1020
OR-거치	U	I	U	U	U	U		U	U	U	0	0	1	0	8	100
CP-거치	U	U	U	O	U	U	U		U	U	0	0	0	1	8	10
RD	U	U	U	U	U	U	U	U		I	0	0	1	0	8	100
CO	U	U	U	O	U	O	U	U	O		0	0	0	3	6	30

두 번째 장치부터는 정해진 규칙에 따라 순서대로 배치되게 되며 공정 내의 모든 장치가 배치되면 Fig. 1과 같이 블록레이아웃을 구성할 수 있다.

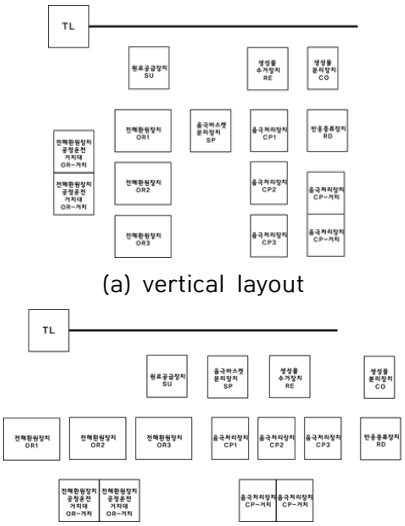
	CP거치			
RD	CP	SP	OR	OR-거치
CO	RE	TL	SU	

Fig. 1. Block layout.

3.2 전해환원공정의 자동화 레이아웃 구성

Fig. 1의 블록레이아웃을 통해서는 장치들의 상대적인 위치만 결정되어 있는 상태이며, 위의 블록레이아웃에 장치의 크기나 수량, 핫셀의 형태나 크기 등의 제약 조건들을 반영하면 장치들의 레이아웃을 구성할 수 있다.

본 논문에서는 장치의 크기 및 수량에 대해서만 우선적으로 고려하였으며, 복수의 장치인 경우 동일한 블록레이아웃에 대해 장치의 배열 형태 등에 따라 Fig. 2와 같이 다른 형태의 레이아웃을 얻을 수 있다.



(a) vertical layout

(b) horizontal layout

Fig. 2. Initial layout.

3.3 전해환원공정의 자동화 레이아웃 평가

공정장치의 레이아웃을 구성하기 위해서는 여러 가지 변수들이 고려될 수 있으므로, 다양한 레이아웃 후보군들이 작성될 수 있다. 이들로부터 가장 효율적인 레이아웃을 선택하기 위해 가중 이송 비용에 기반한 평가 방법을 제안한다. 가중 이송 비용은 상호관계도와 장치간 거리를 곱한 값으로 정의되며, 가장 낮은 비용을 갖는 레이아웃이 최적의 레이아웃이라고 할 수 있다. Fig. 2의 배치에서는 (b)가 더 나은 레이아웃으로 평가되었다.

4. 결론

본 논문에서는 전해환원공정 운전자동화를 위해 장치 간의 상호관계도를 기반으로 레이아웃을 구성하고 평가하는 방법을 제시하였다. 제시된 방법은 전해회수공정 등으로 확장될 수 있으며 실제 레이아웃 구성 및 이송 자동화 시스템 개발을 위한 자료로 활용될 예정이다.

5. 참고문헌

[1] Jose Ventura, Developing an initial layout, Lecture note, MHI.

450kV X-ray 시스템을 이용한 핵연료봉 비파괴시험 및 제원측정

김영준*, 진영관, 김길수, 백상열
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjkim05@kaeri.re.kr

1. 서론

X-ray 시스템을 이용한 비파괴 시험은 핵연료봉 내의 변형이나 결함을 알아보기 위함과 동시에 제원측정도 가능하여 조사후시험 시 많이 활용되고 있다. 한국원자력연구원 조사재시험시설에는 현재 핵연료봉의 거시적 모습을 관찰하기 위한 450kV X-ray 시스템과 미세입자핵연료 관찰을 위한 160kV X-ray 시스템이 구축되어 활용되고 있다. X-ray 시스템을 이용하여 촬영한 핵연료는 3D 분석프로그램(VG Max)을 통해 합성할 수 있으며 이를 통해 다각적인 방향에서 내부형상을 확인 할 수 있다. 또한 이와 같은 프로그램을 활용할 경우 핵연료 제원측정, 부피(volume)분석, 결함(defect)분석 등 다양한 분석을 수행할 수 있으며 비교적 일관되고 정확한 결과를 생산할 수 있다. 현재 하나로에서 조사된 다양한 연구용 핵연료봉에 대한 X-ray 비파괴 시험들이 수행되어지고 있으며 3-D 분석 프로그램을 활용한 다양한 분석과 합리적인 데이터 생산을 위한 노력이 이루어지고 있다.

2. 본론

2.1 450kV X-ray 시스템

현재 조사재시험실에서 운영 중인 450kV X-ray 시스템[1]은 Fig. 1과 같이 핫셀 내부에 설치되어져 있으며 사양은 Table 1과 같다. 450kV X-ray 해상도 측정 결과 0.130 mm까지 구분이 가능한 것으로 확인되어졌다[2].

Table 1. Specification of 450kV X-ray system

X-ray tube	Voltage	20 - 450 kV
	Current	0 - 15 mA
	Focus size	0.4/1.0 mm
LDA	Length	500mm(effective), non-curved
	Pitch	254 ㎛ pitch, 1984 elements in 32 modules
	Scintillator	CdWO4
	Collimator	1 mm, tungsten

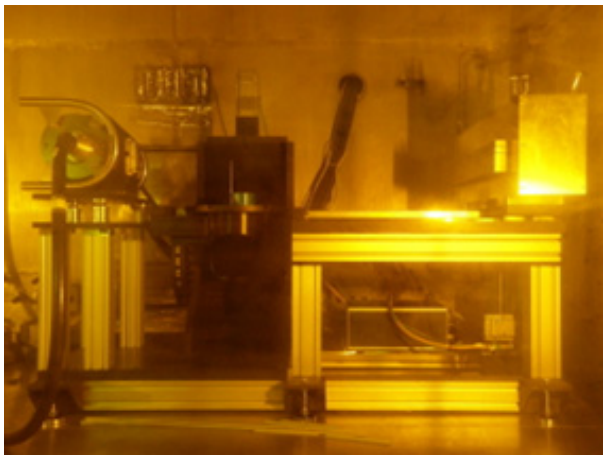


Fig. 1. 450kV X-ray system installed in Hotcell.

2.2 X-ray 비파괴 시험 및 제원측정

Fig. 2는 하나로(HANARO)에서 조사된 연구용 핵연료 중 하나로 핵연료봉을 척(chuck)에 고정 시킨 후 1 mm 간격으로 360도 회전시켜 측정한 결과이다. 결과에서 확인 할 수 있듯이 3-D 분석 프로그램을 통해 다각적인 방향에서 핵연료 내부 형상을 관찰 할 수 있다.

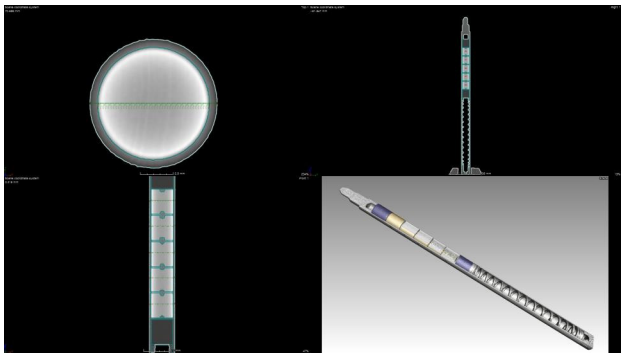


Fig. 2. 3-D Scan image of fuel rod irradiated in HANARO.

X-ray로 촬영한 자료는 해상도 및 측정 조건에 따라 피복관과 핵연료 등의 내부형상의 경계가 불분명할 수 있으며 이로 인해 제원 측정 시 측정자에 따라 편차가 발생 할 수 있다. 이러한 편차 발생을 줄이기 위해 명도의 차이로 경계선을 설정하여 측정하고 하는 형상을 명확히 구분한 후 Fig. 3

과 같이 프로그램에서 지원하는 기능을 이용하여 직경을 측정하였다. 또한 높이 측정 시에는 프로그램에 기록되는 상대적 높이 값의 차를 활용하여 일관된 결과를 생산하고자 하였다.

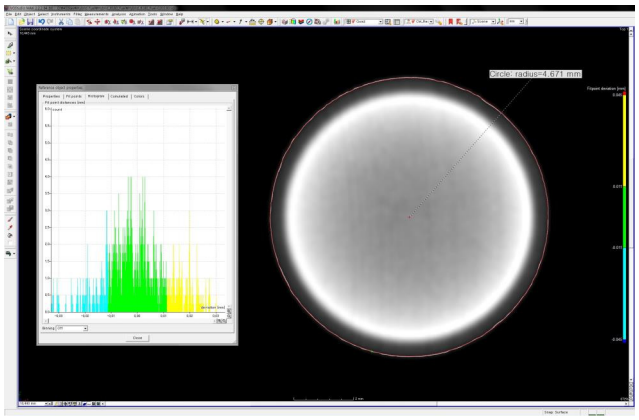


Fig. 3. Diameter measurement of fuel using 3-D software.

X-ray 비파괴 시험의 또다른 유용한 점은 Fig. 4와 같이 핵연료봉 내 각각의 핵연료 위치를 직접적으로 확인 할 수 있다는 것이다. 핵연료 위치 확인을 통하여 파괴 시험 계획을 좀 더 체계적으로 세울 수 있으며 조사된 핵연료 시편의 손실을 줄일 수 있다. 또한 연구용 핵연료의 경우 그 형태가 다양하여 그에 맞는 파괴 시험 계획이 수립되어야 하기 때문에 X-ray 비파괴 시험 결과는 더욱 유용하게 활용된다.

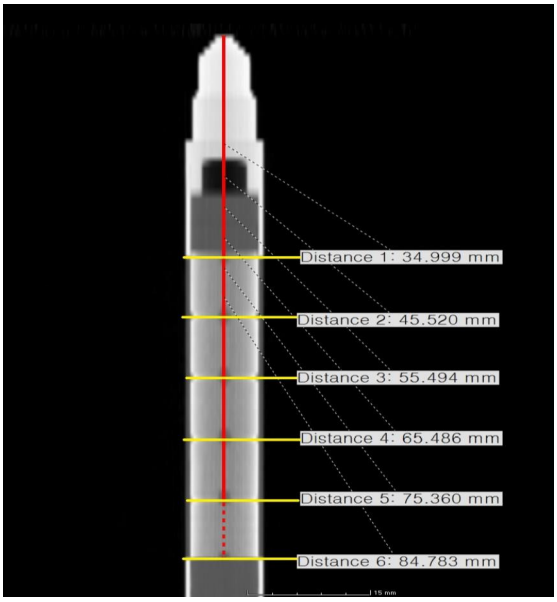


Fig. 4. Measurement result of fuel location.

3. 결론

조사 핵연료봉에 대한 X-ray 비파괴 시험은 그 활용도가 다양한 만큼 조사후 시험에 많이 활용되고 있다. 또한 3-D 분석 프로그램을 이용한 핵연료봉 내부 형상 확인 및 분석은 핵연료 조사 영향을 평가함에 있어 매우 유용하며 합리적이고 일관된 시험 결과를 생산할 수 있다는 큰 장점을 가지고 있다. 더불어 다양한 핵연료 특성에 맞춰 파괴 계획 수립을 할 수 있어 그 활용도가 더욱 크다. 앞으로 연구용 핵연료뿐만 아니라 사용후핵연료에 대한 X-ray 비파괴 시험들이 수행될 예정이며 제원측정 등 다양한 분석 기능을 이용한 조사후시험이 수행 될 것으로 기대되어 진다.

4. 참고문헌

[1] 김희문 외, "조사 핵연료봉의 비파괴 검사을 위한 450kV X-ray 장비 핫셀내 구축", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 139-140, 10.15~17, 2014, 여수.

[2] 김희문 외, "고연소 핵연료용 이미지 프로세싱 X-ray radiography 장비구축", KAERI/RR-3972/2014.

화학적 방법에 의한 조사 TRISO 핵연료 연소도측정

김정석*, 강병만, 박양순, 김영복, 박재일, 하영경
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료의 연소도 측정결과는 핵연료의 연소결과 일어나는 여러 현상, 즉, 입자성장, 팽윤 및 핵분열기체발생 등의 핵연료특성, 원자로출력 및 중성자속분포 등에 관한 중요한 핵공학적 정보를 제공하므로써 핵연료설계 및 노심설계 code의 검증과 개량, 연료봉변수와의 상관관계, safegads, 재처리 및 저장시설의 차폐, 사용후핵연료의 최종처분 등에 필수적인 기초자료로 활용되고 있다.

미래 친환경 에너지로 주목받고 있는 수소를 대량생산할 수 있는 차세대 원자로로서 초고온가스로(very high temperature reactor, VHTR)에 대한 연구가 많이 진행 중에 있다. 초고온가스로는 고온 및 고연소도에 견딜 수 있도록 수백 미크론의 세라믹스 핵연료(kernel)를 열분해 탄소로 피복한 3중 피복 연료입자(tri-isotropic coated fuel, TRISO)를 사용한다. 이러한 고밀도 및 저밀도 열분해탄소층(PyC)과 SiC층을 가진 피복입자핵연료를 조사후 화학분석하기 위해서는 핵연료의 용해가 선행되어야 하나 핵연료의 특수성 때문에 일반적인 산용해 방법으로는 용해가 불가능하다. 용해는 2가지 방법, 즉, 핵연료분쇄 후 무기산을 이용한 침출법과 밀폐된 반응로를 이용하여 고온산화로 완전 용해시키는 방법 등이 연구되어 왔으며, 후자의 경우 핵연료 및 핵분열생성물의 손실, 핫셀내에서의 취급의 어려움 등이 문제점으로 제시되었다[1,2].

화학적 방법에 의한 조사핵연료의 연소도측정은 안정한 핵분열생성물인 ^{148}Nd, $^{145+145}$Nd, ^{139}La 등이 지표원소로 많이 되었으며 동위원소희석 질량분석 및 고성능액체 크로마토그래피 기술 등이 응용되어 왔다. 방사성 핵분열생성물로 ^{137}Cs, ^{144}Ce, ^{106}Ru, ^{95}Zr 등이 지표원소로 되었으며 핵종분석을 위한 감마선분광분석 및 무거운 동위원소 정량을 위한 다른 분석기술이 병합하여 응용되어 왔다[3].

본 연구에서는 하나로에서 조사시킨 TRISO 핵연료를 화학적 방법으로 연소도를 측정해 보았다. 연소도는 공인된 Nd-148 방법에 의한 측정을 목표로 하였으며 분석결과의 신뢰확인을 위하여 Nd-(145+146) 등의 안정동위원소 및 ^{137}Cs, ^{144}Ce, ^{106}Ru 등의 방사성 핵분열생성물을 지표원소로 이용한 연소도 측정결과와 비교해 보았다.

2. 실험 및 결과

2.1 핵연료용해 및 분석시료 준비

하나로에서 조사시킨 TRISO 핵연료 입자를 케스크에 담아 당 연구실 화학핫셀로 이송하였다. 핫셀 내에서 시료분취 및 무게측정 후 폴리에틸렌 용기와 마노(grinding medium)를 이용하여 분쇄하였다. 질산/불산 용액으로 90^{0}C에서 12 시간 1차 용해하고 이어 질산/불산/황산 용액으로 140^{0}C에서 4 시간 동안 2차 용해하였다. 연소도측정과 관련한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다.

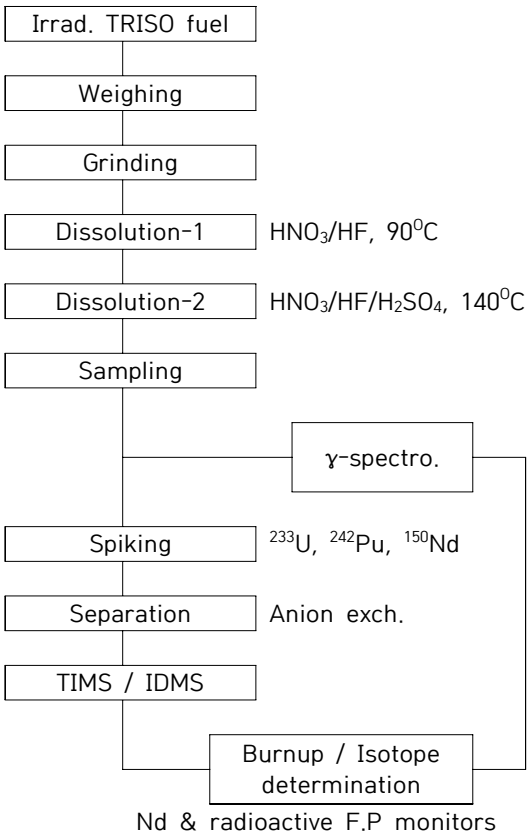


Fig. 1. Analytical processes for burnup determination of irradiated TRISO fuel by chemical methods.

2.2 방사성 핵분열생성물 지표원소 정량

금속핵연료 용해용액 중의 방사성핵종(^{137}Cs, ^{144}Ce, ^{106}Ru 등)을 감마선분광분석으로 측정하고 붕괴기간 보정 및 시료 중의 원자수를 산출하여 정량하고 연소도측정 및 지표원소로서의 이용가능성을 검토하였다.

2.3 U, Pu, Nd 분리 및 동위원소 정량

먼저 핵연료시료의 연소도측정을 위한 U, Pu, Nd 분리를 당 연구실에서 확립한 절차[3]에 준하여 2단계 음이온교환분리, 열이온화 질량분석(TIMS) 및 동위원소희석 질량분석(IDMS)은 수행하였다. 그 결과, U과 Pu는 정상적으로 순수분리및 동위원소측정과 정량이 가능하였다. 반면 핵연료입자의 분쇄에 의하여 생성된 불용성의 열분해탄소 미립자가 음이온교환 크로마토그래피 과정에서 비수용매(nitric acid-methnol)를 이용한 Nd의 순수분리를 간섭하였다. 따라서 종래의 분리과정을 추가 보완하여 Nd을 분리하고 동위원소조성을 측정하였다.

2.4 연소도측정 및 교차분석

Nd 지표원소를 이용한 연소도측정은 ^{148}Nd, ^{145}Nd+^{146}Nd 및 Nd 전 동위원소 합(Nd-total)을 이용하는 세가지 방법으로 측정하였으며 모두 IDMS법으로 정량한 원자수를 이용하였다[3]. Nd 및 방사성 핵분열생성물 지표원소를 이용한 연소도측정 모두 계산에 필요한 시료 중의 U과 Pu 농도는 모두 IDMS법으로 정량한 원자수를 이용하였다. 감마선분광분석으로 측정한 몇가지 방사성 동위원소들의 방사능비를 산출하고 연소도지표원소로서의 이용가능성을 검토하였다.

3. 결론

TRISO 입자핵연료의 연소도측정을 위하여 수행한 전처리과정(분쇄 및 침출)은 매우 효과적이었다. 정확한 연소도측정 방법으로 평가되고 있는 Nd 지표원소법, 약간의 신속성을 가지는 방사성 핵분열생성물 지표원소법 및 방사능측정에 의한 상대적 연소도측정법(^{134}Cs/^{137}Cs 등)을 응용할 경우 효과적인 조사핵연료분석이 이루어질 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] A. J. Fudge et al., "Determination of burnup in the high temperature reactor fuel cycle", IAEA-SM-149/21, Analytical methods in the nuclear fuel cycle, IAEA Vienna, 1972.

[2] K. P. Skolo et al., J. Nucl. Technol., Vol. 420, pp. 342-346, 2012.

[3] J. S. Kim et al., J. Nucl. Sci. & Technol., Vol. 44, No. 7, pp. 1015-1023, 2007.

Table 1. Isotopic compositions of U and Pu sepatated from irradiated TRISO fuel samples

Isotope		Atom %	
		B2	B15
U	U-234	0.033	0.033
	U-235	1.417	1.404
	U-236	0.498	0.499
	U-238	98.052	98.064
Pu	Pu-238	0.142	0.138
	Pu-239	72.115	71.258
	Pu-240	21.144	21.947
	Pu-241	5.254	5.261
	Pu-242	1.345	1.396

Table 2. Determination of U, Pu and their isotopes in irradiated TRISO fuel samples by isotope dilution mass spectrometry

Isotope		Weight (μg)	
		B2	B15
U	U-234	0.377	0.357
	U-235	16.192	15.298
	U-236	5.717	5.461
	U-238	1134.874	1081.969
	Total	1157.160	1103.085
Pu	Pu-238	0.007	0.006
	Pu-239	3.552	3.193
	Pu-240	1.046	0.988
	Pu-241	0.261	0.238
	Pu-242	0.067	0.063
	Total	4.933	4.488

Table 3. Distribution of γ-emitters in irradiated RISO fuel samples

Sample	Activity ratio		
	^{134}Cs/^{137}Cs	^{154}Eu/^{137}Cs	^{144}Ce/^{106}Ru
B2	0.280	0.019	4.013
B15	0.275	0.019	4.005

사용후핵연료 피복관 낙하 충격해석

조상순*, 최우석, 서기석, 양윤영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sscho96@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 유한요소법을 이용하여 사용후핵연료 피복관, 지지 그리드, 캐스크(cask), 충격완충체(impact limiter)를 등가적으로 모델링하고, 낙하 충격해석을 수행하였다. 사용후핵연료 피복관의 유한요소는 보요소(beam element)와 쉘요소(shell element)로 각각 모델링하여 그 결과를 비교하였다. 낙하 충격해석은 ABAQUS를 이용하였으며, 2가지 요소에 대하여 ABAQUS/Explicit과 ABAQUS/Implicit 해석을 각각 수행하여, 사용후핵연료 피복관의 건전성 평가 방법론의 신뢰도와 정확도를 검증하고자 한다.

2. 본론

2.1 연구 배경

고연소도(45-75 Gwd/MTU) 사용후핵연료의 수송 또는 저장시 발생할 수 있는 가상적 충격사고조건(hypothetical impact accident condition)에 대한 피복관(spent fuel cladding)의 건전성 평가는 최근에 점점 중요한 관심사로 떠오르고 있다. 사용후핵연료 피복관은 사고하중의 입력조건, 핵연료 형상 및 재료 물성치에 따라 파손모드가 변하게 된다. 고연소도 사용후핵연료 피복관의 물성치 시험결과에 따르면 연신율은 1-2.5% 알려져 있으며, 하중이나 경계조건에 따라 최대 연신율이 변화한다고 알려져 있다[1]. 따라서 가상적인 충격사고하중에 대한 피복관의 건전성 및 파손모드 평가를 위해서는 피복관, 지지격자(spacer grid), 결합판(tie plate), 물성치 등의 영향을 모두 고려하여야 한다. SNL은 고연소도 단일 사용후핵연료 피복관과 사용후핵연료집합체에 대하여 낙하충격해석을 위한 유한요소 모델링과 해석방법론을 기술하였고, 사용후핵연료 피복관의 건전성 평가방법에 대하여 기술하였다[1]. USNRC와 PNNL은 참고문헌[1]을 기초로 하여 고연소도 단일 사용후핵연료 피복관의 낙하해석을 위하여 쉘요소를 이용한 유한요소모델링 방법과 건전성 평가방법에 대하여 기술하였다[2,3]. 본 과제에서도 참고문헌[1-3]에서 제시한 유한요소모델링 방법과 해석방법을 이용하여 단일 사용후핵연료 피복관, 지지 그리드, 캐스크, 충격완충체를 등가적으로 모델링하였다. 그리고 사용후핵연료 피복관의 유한요소는 보요소와 쉘요소로 각각 모델링하여 그 결과를 비교하였다. 충격해석은 2가지 요소에 대하여 각각 ABAQUS/Explicit과 ABAQUS/Implicit의 2가지 해석방법을 적용하고, 사용후핵연료 피복관의 건전성 평가에 있어서 신뢰도와 정확도가 높은 해석방법론을 찾고자 한다.

2.2 유한요소모델 및 해석조건

2.2.1 유한요소모델

핵연료 피복관은 핵분열 시 발생되는 방사성 물질이 외부로 유출되는 것을 막고, 핵반응이 안정적으로 일어나도록 돕는 역할을 한다. 본 장에서 다루는 피복관의 제원은 외경 $\varnothing_o$=9.7 mm, 내경$\varnothing_i$=8.433 mm, 길이 L=4072 mm 이다. 피복관은 각 지지격자 사이에서 각각 활모양(initial bowed geometry)으로 휘어져 있는 것으로 초기 모델링하였다[1-3]. 본 장에서 다루는 지지격자집합체는 피복관을 따라 총 8개로 구성되며, 각 지지격자는 압축만 작용하는 스프링(compression-only spring)으로 모델링하였다. 각 지지격자를 모사하는 스프링의 한 끝단은 피복관에, 다른 끝단은 바스켓의 한 절점에 고정하였다. 충격완충체는 변형량에 대하여 일정한 하중이 작용하는 비선형스프링요소로 모델링하였다.

2.2.2 해석조건

사용후핵연료 피복관의 낙하충격해석을 위한 경계조건과 초기조건은 다음과 같다.

- 하단고정체 스프링과 충격완충체는 수직방향으로만 움직인다.
- 격벽의 모든 자유도는 고정된다.
- 지지격자 스프링은 격벽과 피복관에 고정된다.
- 피복관, 캐스크 질량의 초기속도는 9 m 낙하에 해당하는 13.41 m/s를 부가한다.

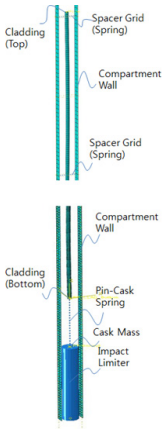


Fig. 1. Equivalent finite element model for spent fuel cladding and storage cask.

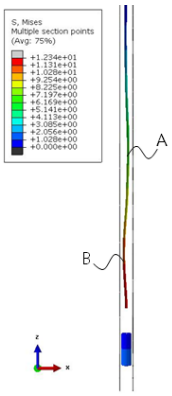


Fig. 2. von-Mises stress distribution along the spent fuel cladding in 9m drop.

3. 결론

사용후핵연료 연료봉의 손상 영향을 평가하기 위한 낙하충격해석 모델링과 해석 방법론을 개발하였다. 연료봉의 유한요소를 보요소와 쉘요소로 나누어 모델링하였고, 각각 ABAQUS/Explicit과 ABAQUS/Implicit의 2가지 해석방법을 적용하여 그 결과를 비교하였다. 연료봉을 쉘요소로 모델링하여 낙하충격해석을 수행하면 가속도와 변형률의 결과에 분산오차와 응력파 분산에 의하여 진동현상이 매우 심하게 발생하였다. 반면, 연료봉에 보요소와 ABAQUS/Explicit을 적용하면 참고문헌과 가장 유사한 결과를 보여 모델링방법론과 해석방법론의 신뢰도와 정확도를 검증하였다. 따라서 핵연료집합체의 피복관은 보요소로 모델링하고, 해석방법은 ABAQUS/Explicit을 적용하여 충격해석을 수행하여야 효율적이고 정확한 결과를 얻을 수 있다는 결론을 얻었다.

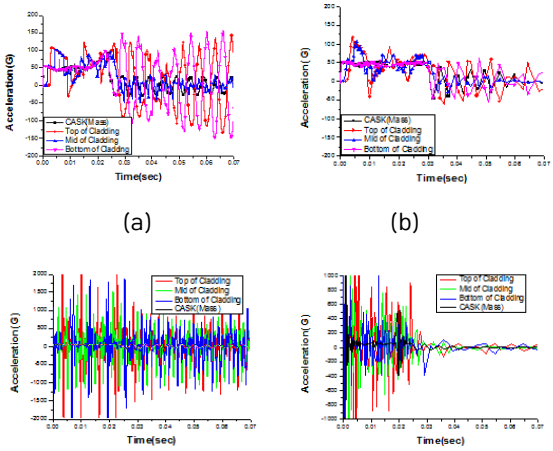


Fig. 3. Comparisons of the acceleration history with respect to the types of time integration and elements: (a) Explicit method, Beam element; (b) Implicit method and beam element; (C) Explicit method and shell element; (d) Implicit method and shell element.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구사업(1503003-0115-SB120)의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] SAND90-2406, TTC-1019, "A Method for Deternining the Spent-Fuel Contribution to Transport Cask containment Requirements", Sandia National Laboratory (1992).

[2] D. T. Tang, J. Guttmann, B. J. Koeppel and H. E. Adkins, "High Burn-up Spent Nuclear Fuel Structural Response when subjected to a Hypothetical Impact Accident" Proceedings of ASME/JSME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2004).

[3] H. E. Adkins, B. J. Koeppel and D. T. Tang, "Spent Nuclear Fuel Structural Response when subjected to an End Impact Accident", Proceedings of ASME/JSME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2004).

사용후핵연료봉 인출 핵심장치 디지털 목업 검증

김영환*, 조용준, 이영순, 이도연, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료를 재활용하는 공정의 선행단계인 전처리 공정 개발되고 있다. 공정 유지보수/운전은 사용후핵연료 특성상 유해성 때문에 작업자가 직접 접근할 수 없으며 이러한 환경에서의 장비 유지 보수 및 교체는 원격으로 수행되어야 하거나 혹은 작업자를 보호하기 위한 추가 설비가 구비되어야 한다. 또한 고장 난 장비부품의 원격 유지보수 및 교체는 수동 혹은 접촉 유지보수에 비해 상당히 많은 시간이 소요된다. 이러한 시간 소비는 원격유지보수가 필요한 장비를 유지보수 계통과의 접속이 최적화 되도록 설계하여야 한다. 이를 위하여 전처리 공정 중 사용후핵연료봉 인출 핵심장치의 유지보수를 쉽게 하고, 원격 제어 효율을 높이기 위한 모듈화와 그에 대한 모듈화 방안을 분석 하고자 한다. 또한 모듈화 설계 및 목업 시스템 구축을 위하여 사용후 핵연료봉 인출핵심장치에 대한 디지털 목업 검증을 수행한다.

2. 본론

2.1 전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상

전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상은 집합체 해체핵심장치, 연료봉 핵심인출장치, 연료봉 절단핵심장치, 경사형 절개장치, 산화장치, 성형장치, 열처리로의 7가지 주요 핵심장치로서 본 연구는 사용후핵연봉 인출핵심장치에 대한 디지털 목업 검증을 수행하였다. Fig. 1을 통해 주요 핵심장치의 흐름을 알 수 있다. 공정과정의 주요 흐름을 보면 먼저 집합체 해체장치로부터 집합체의 상·하단 고정체를 제거한다. 연료봉 인출 핵심장치를 통해 구조체와 지지격자만 남겨놓고 연료봉만 인출한다. 인출 연료봉을 연료봉 절단장치에 삽입해 일정한 간격으로 절단한다. 경사형 절개장치에서는 절단 핵연료봉을 좌우로 절개하여, 연료와 피복관으로 분리 한다. 펠렛과 잔여 펠렛이 묻어 있는 피복관 을 산화장치에서 분말화고 성형장치로 보낸다. 성형장치에서는 열처리로에 들어갈 일정한 크기의 핵연료 펠릿을 성형한다. 성형된 핵연료를 열처리로로 굳혀 다음공정으로 이송한다.

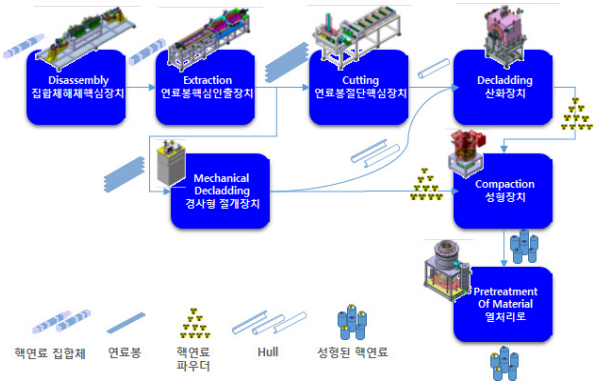


Fig. 1. Flow diagram of main devices.

2.2 사용후핵연료봉 인출 핵심장치 주요모듈

주요모듈은 5개로 구성되어 있으며 각각의 기능은 다음과 같다. 클램핑 모듈은 상·하부 노즐이 제거된 핵연료 집합체가 안착 후 움직이지 않게 고정할 수 있도록 하는 실린더에 의한 고정모듈이다. 인출모듈은 핵연료 집합체의 연료봉을 인출하여 푸셔(pusher)모듈로 이동시켜주는 장치이다. 푸셔모듈은 핵연료집합체에서 인출된 연료봉을 인출 모듈로부터 분리시키는 장치이다. 밀집모듈은 분리된 연료봉을 모아서 밀집 시키는 장치이다. 끝으로 지지모듈은 집합체 인출 핵심장치의 모듈들을 안착할 수 있는 구조대이다. 각각의 모듈의 부착 위치 및 형상은 Fig. 2를 통해 확인 할 수 있다. 또한 핵연료봉 인출핵심장치 주요모듈 탈부착 순서를 확인하였다. LEVEL 2의 클램핑모듈, 인출 모듈, 퓨셔모듈, 밀집모듈은 서로의 간섭 없이 자유로이 탈부착이 가능하였다.

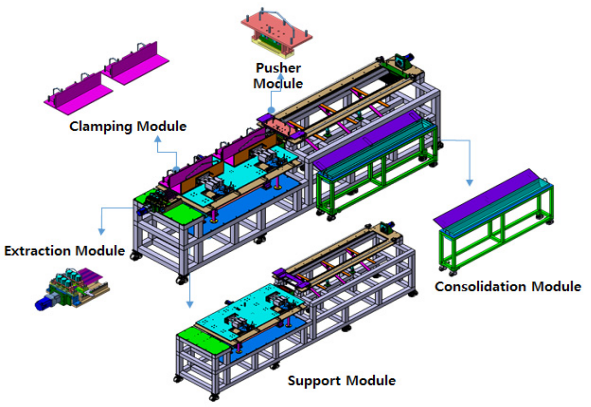


Fig. 2. Main modules of extraction device.

2.3 주요 모듈의 모듈화 방안

쉽게 탈 부착을 위해 클램프 모듈은 라쳇 렌치를 활용한 8개의 볼팅 포인트와 2개의 인양고리를 사용 하였다. 인출 모듈은 라쳇 렌치를 활용한 6개의 볼팅 포인트와 1개의 인양고리를 사용하였다. 또한 Fig. 3과 같이 푸셔 모듈은 라쳇렌치를 활용한 4개의 볼팅 포인트와 2개의 인양고리를 사용하였다.

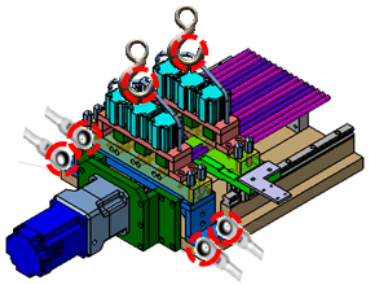


Fig. 3. Maintenance of pusher module.

각각 모듈의 인양고리의 적합성을 판단하기 위해 무게중심(center of gravity)의 분석하였다. 클램프 모듈 부피는 0.011 m^3이고 질량(mass)은 84.044 kg 이다. 인출 모듈 부피는 0.003 m^3이고 질량(mass)은 27.41 kg이다. 또한 연료봉 밀집 모듈 부피는 0.027 m^3이고 질량(mass)은 210.297 m^3 kg이다. 아래 Fig. 4와 같이 인출 모듈의 무게중심 위치를 보여준다.

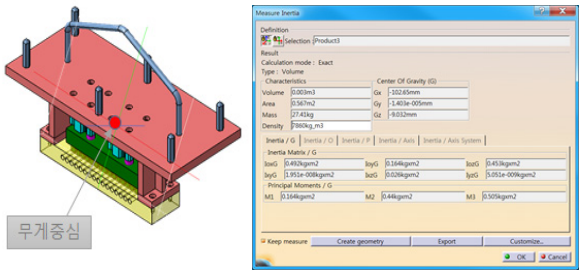
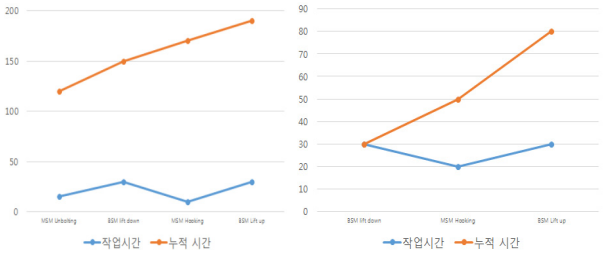


Fig. 4. Center of gravity of extraction module.

2.4 주요 모듈 탈착 시간 검증

각각의 모듈 별 탈착을 위해 4가지의 주요 작업이 수행되어야 하며, 매니퓰레이터 (MSM)을 통한 언볼팅(unbolting) 6곳(point)과 천정이동서보 조작기(BSM)을 통한 인양 고리 2곳에 후크(hook)를 고정하고 탈착하는 과정을 거친다. 부착하는 방법은 역방향으로 수행하면 된다.

아래 Fig. 5를 통해 알 수 있듯이 작업시간은 클램프 모듈이 약 190 초, 푸셔 모듈이 140 초, 인출 모듈이 160 초, 연료봉 밀집 모듈이 80 초 소요될 것 분석되었다.



(a) clamp (b) consolidation

Fig. 5. Assembly and disassembly time of modules.

3. 요약

전처리 공정장치 구축에 앞서 정확한 설계와 검증이 선행되어야 한다. 우선 디지털 목업 기술을 통해 설계검증을 철저히 함으로써 공정의 품질을 높이고 공정하자를 최소화 할 수 있다. 전처리 공정 중 사용후핵연료봉 인출 핵심장치의 유지보수를 쉽게 하고, 원격제어 효율을 높이기 위한 모듈화와 그에 대한 모듈화 방안분석을 수행하였다. 이를 위해해 전처리 디지털 목업 시스템 검증 대상과 사용후핵연료봉 인출 핵심장치 주요모듈을 선정하였으며, 주요 모듈의 모듈화 방안 과 모듈 탈착 시간 검증하였다. 그 결과, 사용후핵연료봉 인출 핵심장치에서는 5개의 주요 모듈로 구성하였으며, 모듈 탈착 시간 검증에서 작업시간은 클램프모듈이 약 190초, 언볼팅, 푸셔 모듈이 140초, 인출 모듈이 160초, 연료봉 밀집 모듈이 80초 소요될 것 분석되었다. 향후 전처리장치별 모듈 분석과 LAYOUT 운영을 포함해서 MSM 시뮬레이터의 디바이스 및 시뮬레이터 시스템 구축을 수행할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] C.T. Kring and S.L. Schrock, "Remote maintenance lessons learned on prototypical reprocessing equipment," Proceedings of 38th Conference on Remote Systems Technology, pp.23-27, 1990.

Capability Development of Determination on Oxygen/uranium Ratio of U Pellet by Gravimetric Analysis at KINAC

Jong-Ho Yoon*, Ji-Yeon Song, and Seung Ho Jeong
Korea Institute of Nuclear Nonproliferation And Control, 1534 Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea
*2bwiths@kinac.re.kr

1. Introduction

Destructive analysis is used to verify that protracted diversion of safeguard nuclear materials has not occurred[1]. According to IAEA report, Thermo gravimetric analysis (TGA, Ignition gravimetry) has been used in analyzing uranium and plutonium compound for element concentration measurements for safeguard purpose[2]. In the case of uranium compound, It is generally accepted that the oxidation of uranium pellet at temperatures below 900℃ was a reaction, as proposed in 2004 by International Standard (ISO-12795.) [3,4].

$$3UO_2 + O_{2\,(g),\,1\,atm} \rightarrow U_3O_8 \qquad (1)$$

The sample is perfectly changed from UO_2 to U_3O_8 under 900℃ and the U_3O_8 formation due to UO_2 oxidation leads to a 36% volume increase[3].

Although KINAC is the only organization for nuclear materials management, but has not been able to verify O/U ratio independently, which is a key factor to estimate the amount of uranium in the nuclear fuel. This year, for the first time, thermo gravimetric analysis was performed in order to check its own analysis capacity in the following manner.

2. Methods

2.1 Samples

The uranium pellet specimens used in this study were provided by Korea Electric Power Corporation-Nuclear Fuel (KEPCO-NF). The pellets whose stoichiometry is close to UO_2.

2.2 Experiment

The oxidation curves using uranium pellet were obtained under isothermal conditions with a thermo-gravimetry SETARAM TGA (SETSYS evolution), in pure oxygen gas(99.999%) flowing at 0.03 L/min and at temperatures ranging from 25 to 900℃. The equipment of TGA and the graph of the temperature condition is shown in Fig. 1 and 2.

Fig. 1. TGA.

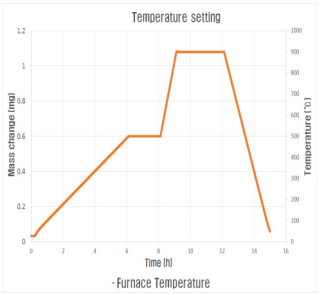


Fig. 2. Temperature condition of experiment.

2.3 Blank test for buoyancy correction

The buoyancy of the pure oxygen gas itself decreases when the gas in the system is heated. Therefore, the sample/crucible appears to gain weight. Table. 1 represents the results of blank test and Fig. 3 shows weight gain curves as a function of time recording with Pt crucible in pure oxygen gas. The average value of variation was 0.050 mg.

Table 1. Blank test results of weight change

Test number	1	2	3	4	5	6	7	Mean
Initial mass - final mass (mg)	0.11	0.073	0.077	0.085	0.069	-0.041	-0.029	0.050

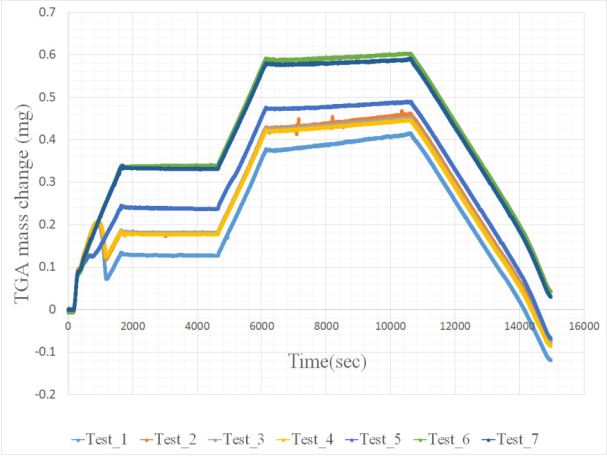


Fig. 3. Blank test results as a function of time.

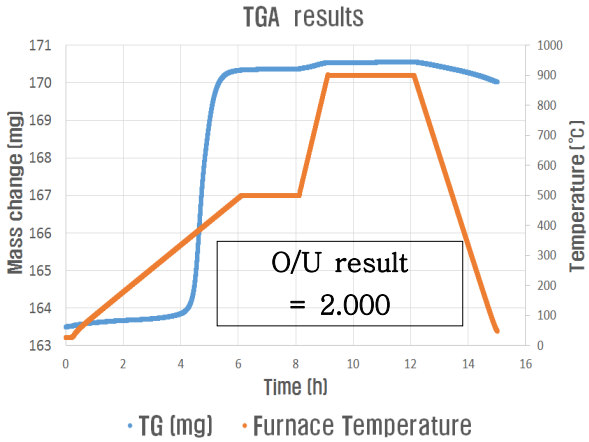


Fig. 4. Weight gain curve of uranium pellet oxidised from 25 to 900℃ in pure oxygen gas flowing at 0.03 L/min..

2.4 Calculation

The formula applied to calculate the U/O ratio using uranium pellet is as follows[4]:

$$W_u = 100 \times F_s \times W_2 - (W_2 \times I) / W_1 (\%) \quad (2)$$

Where:

W_u = weight fraction of uranium, in percent

W_1 = original sample weight, in grams

W_2 = sample weight (in gram, after oxidation) - Buoyancy correction value (0.050)

I = weight fraction of all non-volatile impurities in oxide form in U_3O_8 (0.000076)

F_s = stoichiometric factor for the conversion of grams of U_3O_8 to grams of U.

Base on the eq. (2), the O/U ratio is obtained as

$$(100\% - W_u) \times A_u / W_u \times A_o \quad (3)$$

Where:

A_u = uranium atomic weight(Enrichment : 4.5%) (237.9156)

A_o = oxygen atomic weight (15.9994)

3. Results & Conclusion

Fig. 4 shows the weight gain curve, obtained from thermo gravimetric experiment. The initial weight and final weight was 163.499, 170.025 mg individually. The weight fraction of uranium (in percent) was 88.152% after correcting the buoyancy effect and O/U ratio was 2.000.

KINAC obtained these results in the first experiment and established the ability to accurately verify the uranium contents. To sustain this accurate results for TGA in future, it is necessary to study the effects of various factors(gas velocity effects, thermal effects on the balance mechanism, etc.) on weight changes.

4. REFERENCES

[1] SAFEGUARDS TECHNIQUES AND EQUIPMENT: 2011 EDITION, INTERNATIONAL NUCLEAR VERIFICATION SERIES No. 1 (ReV. 2), IAEA, (2011).

[2] International Target Values 2010 for Measurement Uncertainties in Safeguard Nuclear Materials, Vienna, STR-368, November, IAEA, (2010).

[3] G. Rousseau, L. Desgranges, F. Charlot, N. Millot, J.C. Niepce, M. Pijolat, F. Valdivieso, G. Baldinozzi, J.F Berar, “A detailed study of UO_2 to U_3O_8 oxidation phases and the associated rate-limiting steps”, Journal of Nuclear Materials, 10-20, 355, (2006).

[4] Nuclear fuel technology-Uranium dioxide powder and pellets-Determination of uranium and oxygen/uranium ratio by gravimetric method with impurity correction, INTERNATIONAL STANDARD, ISO-12795, (2004).

점성유동계수 계산을 위한 핵연료집합체 단순화 모델 평가

유승환*, 방경식, 이주찬, 최우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shyu80@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 집합체는 구조가 복잡하기 때문에 집합체가 여러 다발 장입하는 수송/저장용기 해석 시 모델을 단순화하여 해석을 수행한다. 가장 일반적으로 사용되는 단순화 모델은 다공성 모델이며, 이 모델을 적용하기 위해서 사용후핵연료 한 다발을 포함한 바스켓 내부를 상세 모델링하여 다공성 모델 계수(viscous resistance coefficient, permeability)가 필요하다. 사용후핵연료 한 다발 상세 모델링 시, 다수의 격자가 필요하며 이를 해석하기 위해서는 고성능 워크스테이션이 필요하다. 이와 같은 단점을 보완하기 위해 계산 속도를 증가시킬 수 있는 모델화 단순화 기법이 요구된다.

본 연구에서는 핵연료집합체 한 다발을 포함하고 있는 바스켓 내부의 유동을 수치해석을 통하여 계산하였으며, 유동 특성을 분석하였다. 같은 형상이 반복되기 때문에 부분 반복 모델인 5 sections model과 1 section model을 해석하여 단순화 모델의 타당성을 검증한다.

2. 본론

2.1 PLUS-7 사용후핵연료집합체 단순화 모델링

핵연료집합체는 상하단 고정체를 제외하면, 핵연료 집합체에 지지격자가 반복적으로 배치되어 있다. 바스켓 내부에서 유동저항을 평가하면, 내부 유체가 지나갈 수 있는 영역의 크기에 반비례하여 유동저항이 증가할 것이다. 전체 유동저항의 크기를 고려하면 상단 고정체와 하단 고정체는 높이가 집합체와 지지격자에 비해 상대적으로 작기 때문에 전체 유동저항 크기에 영향이 미비하다고 가정하고, 유동저항을 평가할 때에는 상하단 고정체를 고려하지 않았다. Fig. 1과 같이 부분모델이 다섯 번 반복되는 5 sections 모델과, 반복되는 형상 1개만 있는 1 section과 전체 모델을 해석하였다. 같은 조건에서 해석을 수행하고, 점성유동저항계수를 비교하였다. 점성유동저항 계수는 가장 보수적인 값인 압력강하량 계산방법을 적용하였다.

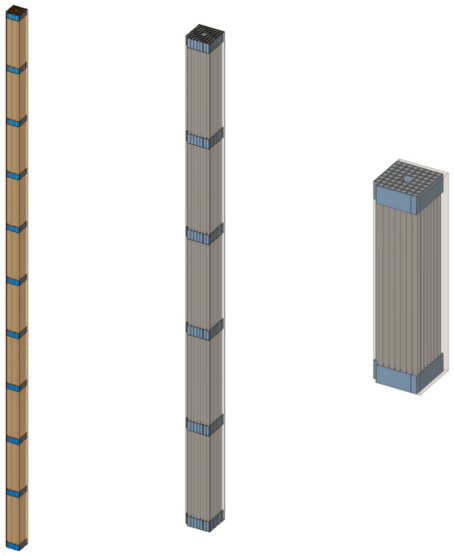


Fig. 1. Isometric view of 10 sections, 5 sections and 1 section model.

2.2 단순화 모델 해석 결과

계산 결과는 Table 1과 같다. 유동 입구(하단 면)으로부터 유동이 발달하면서 발생하는 큰 유동저항이 모델의 길이가 짧아질수록 전체 압력강하량에서 차지하는 비중이 커지게 되고, 점성저항계수가 증가하는 경향을 보인다. 보수적인 점성저항계수값을 집합체 해석에 적용하면, 전체적인 온도가 높게 계산될 것이다. 최근 사용후핵연료의 피복관 건전성을 위한 정확한 온도 분포를 요구하는 실정이며, 또한 수송저장용기의 용량을 늘리기 위해서는 보수성을 가진 유동저항계수는 활용성이 떨어진다. 따라서 보다 정확한 계산을 위해서 단순화 모델의 다른 해석 방법이 요구된다.

Table 1. Comparison of viscous resistance parameter at 10, 5, 1 section model

Method	10 sections	5 sections	1 section
Viscous resistance parameter	5.34×10^{5}	$5.54E\times10^{5}$	$6.92E\times10^{5}$

2.3 주기조건을 고려한 단순화 모델

같은 형상에 반복되기 때문에 단지 형상만 축소하여 계산하면, 점성저항계수는 보수성을 나타낸다. 보수성이 생기는 원인인 입구영역에서의 유동의 발달영향을 최소화할 수 있다면, 보다 정확한 점성저항계수를 계산할 수 있다. 이러한 단점을 보완하기 위해서 집합체의 입구와 출구를 주기 조건을 선택하였다. 주기 조건이라는 것은 출구 영역에서 나온 유동을 다시 입구 영역에서 유속조건으로 활용하여 계속적으로 반복하여 유동을 완전 발달시키는 계산 방법이다. 1 section 모델을 기준으로 계산을 하였고, 반복되는 특징을 고려하여 입출구의 지지격자 높이는 기존 40 mm에서 20 mm로 축소하였다. 기존 10 sections model의 결과와 비교하였고, 결과는 Table 2와 같다. 전단응력으로 계산 한 결과는 약 7% 정도 작게 계산되지만, 압력강하로 계산된 값은 거의 유사하다. 주기조건을 이용한 1 section 모델은 해석 모델의 영역이 1/10으로 감소하기 때문에 해석 시간 거의 상당히 줄어들지만, 그 결과는 10 sections model와 거의 유사하다. 이러한 방법을 적용하면, 다양한 집합체에 대한 점성저항계수를 효율적으로 계산이 가능할 것으로 판단된다. 결과는 다음 Table와 같다.

Table 2. Viscous resistance parameter calculations

Method	Wall shear stress		Pressure drop	
	10 sections	1 section periodic	10 sections	1 section periodic
Viscous resistance parameter	5.17×10^{5}	4.82×10^{5}	5.34×10^{5}	5.29×10^{5}

3. 결론

핵연료집합체 한 다발을 포함하고 있는 바스켓 내부의 유동을 수치해석을 통하여 계산하였으며, 유동 특성을 분석하였다. 입구 영역에서 유동이 발달함에 따라 유동저항이 상대적으로 크게 발생하였지만, 입구 영역의 길이가 집합체의 길이보다 아주 작기 때문에 전체적인 압력강하에 미치는 영향은 미미하게 나타났다.

같은 형상이 반복되기 때문에 부분 반복 모델인 5 sections model과 1 section model을 해석하여 다공성 모델 계수 값을 비교한 결과, 전체 모델의 값 보다 크게 나타났다. 보다 정확한 결과를 얻기 위해 주기조건을 고려하였고, 그 결과 1 section model의 값이 전체 모델의 값과 거의 유사하였다. 결국, 주기조건을 이용하면, 반복되는 형상의 핵연료 집합체의 다공성 모델 계수를 효율적으로 계산이 가능하다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부(MOTIE)가 주관하는 방사성폐기물기술개발 사업의 지원으로 수행됨 (20147102173B).

5. 참고문헌

[1] Ansys, Ansys 15.0 User guide(2015).

[2] E. R. Lindgren and S.G. Durbin, “Laminar hydraulic analysis of a commercial pressurized water reactor fuel assembly”, NUREG /CR-7144(2013).

가압 경수로형 핵연료 봉내압 측정장치의 정밀도 평가

이형권*, 김도식, 서항석, 권형문, 장정남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 봉내압 측정시험에서 생산된 시험자료는 원자로의 핵연료 안전과 사용후핵연료의 저장을 위한 중요한 자료로 활용된다. 핫셀에서 수행되는 여러 가지 조사후시험 중에서 특히 봉내압 시험은 핵연료의 수명과 안전성을 결정하는데 가장 비중이 큰 중요한 시험자료이다. 그러므로 시험에 앞서 장비의 소급성 유지는 물론 시험값이 어느 정도 오차 범위 안에 속하지는 확인하기 위하여 시험장치에 대한 정밀도 평가가 필요하다. 대부분의 사용후핵연료를 시험하는 장치들은 시험정밀도를 평가하는데 많은 제약이 따른다. 시험장비들이 방사선 구역에 설치되어 있기 때문이다. 장비를 교정하기 위하여 외부로 반출이 곤란하다. 그러므로 대부분의 조사후시험장비의 교정은 자체적으로 수행된다. 핵연료 봉내압 측정정치의 계측기 교정은 외부교정을 수행한 계측기와 핫셀 내에 설치되어 있는 계측기와 서로 비교하여 간접교정을 수행하고 있다. 그리고 시험장치의 소급성을 확보하더라도 시험에 대한 신뢰성을 확보하기 위해서는 그 장치의 측정 정밀도가 얼마인가를 확인 또는 검증할 필요성이 있다. 핵연료 봉내압장치 측정장치의 정밀도를 확인하기 위해서는 그 값을 알고 있는 표준봉을 제작하여 시험값과 비교하여 장치의 오차를 확인하고, 시험값에 불확도를 추정하여야 한다.

2. 본론

2.1 시험 방법

시험 대상 핵연료의 봉내압 및 기체량과 유사한 모의표준연료봉을 제작한다. 이번 정밀도시험을 위한 모의표준연료봉의 제작조건은 가압 경수로형 핵연료 연료봉과(PWR 14 x 14 형식) 비슷한 기체량과 압력을 충진하였다[1].

장치의 정밀도 측정을 위한 시험방법은 일반 시험방법과 동일하다. 우선 시험 전에 정확한 천공용기체적을 파악하기 위하여 각 압력별 천공용기 체적을 측정하게 된다. 그 이유는 천공용기체적을 구성하는 부품에 벨로우즈가 포함되어 있어 기체의 압력변화에 따라 천공용기의 체적이 변화하기 때문이다. 천공용기의 체적측정이 완료되면 장치의 내부를 시험조건에 적합한 진공도를 유지시키고 표준봉을 천공하게 된다. 그러면 천공용기에 표준연료봉 내부에 충진되어 있던 기체가 방출되어 천공용기에 인입되며 어느 정도 시간이 지나면 표준용기와 천공용기의 압력이 평형을 이루게 된다. 이때 압력과 온도를 측정한다. 그 다음으로 표준용기의 밸브를 개방하면 표준연료봉과 천공용기 속에 들어있던 기체가 표준용기로 방출되어 다시 압력 평형을 이루게 된다. 여기서 다시 압력과 온도를 측정한다. 그리고 계산식에 의하여 표준연료봉의 내압, 공간체적 및 기체량을 도출한다.

2.2 연료의 봉내압 측정실험

사용후핵연료봉 내압측정장치의 측정정밀도를 평가하기 위하여 가압 경수로형 모의 핵연료표준봉 6개를 시험하였다. 각 연료봉에 충진된 기체의 압력은 약 1,950 kPa 정도이며 공간체적은 29.2-35.4 ㎖ 이다. Table 1은 모의연료봉 내압 및 공간체적측정 시험결과를 나타낸다.

Table 1. Results of puncturing test for dummy rods

No.	Calculated Void volume (㎖)	Measured Void volume (㎖)	Error (%)	Inserted gas pressure (kPa)	Measured gas pressure (kPa)	Error (%)
1	29.2	29.1	-0.3	1,932	1,960	1.4
2	29.6	28.8	-2.7	1,932	1,994	3.2
3	29.6	28.8	-2.7	1,961	2,014	2.7
4	35.7	34.7	-2.8	1,932	1,986	2.8
5	35.3	34.6	-2.0	1,932	1,986	2.8
6	35.4	34.4	-2.8	1,942	1,989	2.4

Table 1의 시험결과에서 나타났듯이 모의연료봉의 내압에 대한 측정오차는 1.4-3.2% 이며, 공간체적의 오차 0.3-2.8%로 나타났다. 공간체적의 크기를 약 5 ㎖ 정도 변화를 주어 기체량을 변화시킨

모의 연료봉에서도 측정오차는 변화 없이 거의 비슷하게 나타났다.

2.3 불확도 추정

2.3.1 불확도 추정요인

본 시험에서 측정 장비에 관련된 불확도 요인은 압력계, 온도계 및 표준용기 등이 있다. 봉내압 측정 실험에 대한 불확도 추정요인으로는 시험장비, 시험환경, 시험자 등을 고려할 수 있다.[2] 온도계와 표준용기는 방사선오염 때문에 최초 교정 이후 재교정이 불가능하다. 그러므로 온도계와 표준용기의 체적의 교정값은 최초 교정값으로 대체하거나 불확도 추정 5% 규칙에 의하여 제외 하였다.

2.3.2 시험값의 불확도 추정

2.3.2.1 반복측정에 대한 불확도

봉내압측정시험은 반복시험을 수행할 수 없는 시험이므로 압력계의 반복 읽음을 반복시험으로 가정하여 불확도를 추정하였으며 표준불확도의 추정값은 0.03 kPa이다.

2.3.2.2 압력계 교정에 대한 표준불확도

압력계의 교정값이 신뢰수준 95%에서 k=2 일 때 확장불확도가 0.6 kPa 이므로 표준불확도는 0.3 kPa로 추정되었다.

2.3.2.3 압력계 분해능에 대한 불확도

압력계의 최소 눈금이 0.1 kPa 이므로 분해능에 대한 불확도는 0.03 kPa이다.

2.3.2.4 표준용기의 체적에 대한 불확도

용기의 체적에 대한 교정값은 신뢰수준 95%에서 k= 2일 때 확장불확도는 0.09 ㎤이므로 표준불확도는 0.045 ㎤로 추정되었다.

2.3.2.5 합성불확도

합성불확도 추정은 반복측정, 분해능 및 교정불확도 등을 합성한다.

$$u_c = \sqrt{(0.03)^2 + (0.3)^2 + (0.03)^2 + (0.045)^2} = 0.306 \text{ kPa} \quad (1)$$

2.3.2.6 유효자유도

포함인자 k 값을 구하기 위하여 합성불확도에 대하여 각각의 불확도 구성요소와 자유도를 결합시켜 유효자유도를 구하였다.

$$\nu_{eff} = \frac{(0.307)^4}{\frac{(0.03)^4}{4} + \frac{(0.3)^4}{200} + \frac{(0.03)^4}{200} + \frac{(0.045)^4}{200}} \fallingdotseq 2{,}717 \quad (2)$$

2.3.2.7 확장불확도

6개의 표준연료봉에 대한 확장불확도는 신뢰 수준 95%에서 k = 2일 때 1,960-2,014 ± 0.6 kPa 범위이다.

3. 결론

가압 경수로형 연료의 봉내압 측정장치의 정밀도를 평가하기 위하여 표준 모의 연료봉을 제작하여 측정오차 확인과 불확도 추정을 수행하였다.

시험결과 봉내압과 연료봉 내부 공간체적의 측정오차는 각각 1.4-3.2% 와 0.3-2.8%로 나타났다. 시험결과 장치의 측정오차는 5% 미만으로 장치의 정밀도가 매우 양호한 것으로 판단된다. 또한 모의연료봉에 대한 불확도 추정값은 신뢰수준 95%에서 k = 2일 때 확장불확도는 1,961-2,014 kPa ± 0.6 kPa 범위로 나타났다. 따라서 장치의 측정정밀도확인과 측정값에 대한 불확도 추정함으로서 시험장비의 건전성과 시험에 대한 신뢰성을 확보할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 이형권 외, "가압경수로 사용후핵연료봉의 핵분열기체포집장치 개발 및 모의핵연료봉을 이용한 시험평가", 한국원자력학회 춘계학술 발표회 논문집, 2001.

[2] "측정결과의 불확도추정 및 표현을 위한지침" KOLAS, 2002. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement.

DRYSIM6 용기의 연료봉 손상 사고 안전성 평가

권형문*, 양용식, 이형권, 장정남, 김도식, 국동학
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*django@kaeri.re.kr

1. 서론

DRYSIM6(DRY storage SIMulation test system with 6 spent fuel rods)는 사용후핵연료봉의 열화가속시험을 위한 종합시험장치[1]로 한국원자력연구원 조사후연료시험시설에 설치하는 것을 계획하고 있다. 또한, 시험연료봉을 차폐하는 비용을 줄이고, 시험장비의 냉각성능 향상, 추가적인 안전방벽 등을 고려하여 15 m 깊이의 수조 내에 DRYSIM6를 운용할 예정이다.

이 논문에서는 용기 내의 모든 연료봉이 손상되었을 경우의 사고상황을 가정하여 방출된 핵분열기체에 대한 안전성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 핵분열기체의 방사능 평가

DRYSIM6는 사용후핵연료봉 6봉을 장전하여 열화가속시험을 수행한다. 6봉의 최대 봉평균연소도는 51.6 GWd/tU이고, 2016년 10월을 기준으로 냉각기간은 15.4 년으로, 핵분열기체 중 유의미한 방사능값을 보여주는 핵종은 Kr-85 뿐이다. Origen-S(SCALE 6.0) 코드[2]를 이용하여 연료봉당 Kr-85의 방사능값을 평가하면 0.34 TBq/rod이다. 다음 Table는 냉각기간 동안의 붕괴를 고려하여 봉당 핵분열기체 핵종 생성량을 보여준다.

Table 1. Generation quantity of fission gas nuclides per one spent fuel rod

Nuclide	핵종량, g/rod	방사능량, TBq/rod
Kr-83	0.10	-
Kr-84	0.31	-
Kr-85	0.02	0.34
Kr-86	0.48	-
Xe-131	1.00	-
Xe-132	3.17	-
Xe-134	4.15	-
Xe-136	6.28	-

2.2 핵분열기체 방출율

열화가속시험 대상연료봉과의 비교를 위해, 유사한 연소도를 갖는 참조연료봉 6봉에 대한 핫셀시험을 수행하였으며, 참조연료봉의 최대 핵분열기체 방출율은 2.5%로 측정되었다. 다음 Table는 참조연료봉 6봉의 핵분열기체 방출율을 보여준다. 방출율 2.5%를 적용하면 6봉의 Kr-85 방출량은 0.05 TBq로 계산된다.

Table 2. Fission gas release rate for the reference rods

봉번호	연소도, GWd/tU	핵분열기체 방출율, %
K23B04	49.792	2.5
K23D10	50.867	1.7
K23B10	48.812	2.3
K23G14	51.203	1.8
K23H15	51.806	2.4
K23B07	49.641	2.5

사용후핵연료 운반용기의 격납 평가방법을 제시하고 있는 NUREG/CR-6487 보고서[3]에서는 핵분열기체 방출율로 30%를 적용하고 있다. 사고를 좀 더 보수적으로 평가하기 위해, 30% 방출율을 적용하여 계산하면 6봉의 Kr-85 방출량은 0.61 TBq이다.

2.3 배출량 평가

DRYSIM6 용기는 조사후연료시험시설 내에 설치할 계획이므로, 용기 내부에서 연료봉 손상이 발생하여 방출한 핵분열기체는 1차적으로는 용기 내부에 채워지게 되고, 용기의 격납기능이 상실하였다고 가정하면, 용기 외부로 누설된 핵분열기체는 조사후연료시험시설의 공조계통을 통해 외부로 배출하게 된다.

조사후연료시험시설의 1주일간의 풍량은 약 9,853,000 m^3으로 Kr-85의 방사능 농도는 6.17×10^4 Bq/m^3이다. 원자력안전위원회 고시[4]에서 제시하고 있는 K-85의 배출관리기준은 1×10^5 Bq/m^3으로, 연료봉 손상과 용기 격납기능 상실 사고에서도 시설

외부로 배출되는 핵분열기체 농도는 배출관리기준을 넘지 않는 것으로 평가되었다.

2.4 시험중 핵분열기체 방출

DRYSIM6는 6개의 연료봉을 이용하여 대략 400℃에서 최대 5년간 연속가열환경을 유지하는 열화가속시험을 수행할 예정이다. 따라서 발전소에서 연소하는 과정에서 방출한 핵분열기체에 더하여 열화가속시험중 방출하는 핵분열기체 또한 고려해야 한다. 1% 방출율을 기준으로 연소도와 온도의 함수로 도출한 Vitanza curve[5]에 따르면, 60 GWd/tU에 이르는 고연소도에서도 1% 방출율에 도달하려면 1,000℃ 이상이 되어야 하므로, DRYSIM6 운전 조건에서의 방출률은 미미할 것으로 생각된다.

3. 결론

사용후핵연료봉의 열화가속시험을 위한 DRYSIM6 시험장치는 모든 연료봉이 손상되는 가상사고 조건에서도 안전성을 확보하고 있는 것으로 평가되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141710201 66A).

5. 참고문헌

[1] 김대호 외, "사용후핵연료 장기 건식저장 건전성평가 종합시험장치(DRYSIM6) 개념설계보고서", KAERI/TR-6014/2015 (2015).

[2] I.C. Gauld et al., ORIGEN-S: Scale System Module Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, Vol II, Section F7, NUREG/CR-0200 (2004).

[3] B.L. Anderson, R.W. Carlson, and L.E. Fischer, "Containment Anaysis for Type B Packages Used to Transport Various Contents", NUREG/CR-6587, NRC (1996).

[4] 방사선방호 등에 관한 기준, 원자력안전위원회 고시 제2014-34호.

[5] C. Vitanza, E. Kolstad, and U. Graniani, "Fission Gas Release from UO_2 Pellet Fuel at High Burnup", Proc. of the American Nuclear Society Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland Oregon (1979).

사용후핵연료 집합체의 지지격자 용접 연결부 조사특성 평가

진영관*, 백승제, 유병옥, 백상열
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ygjin@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 집합체의 골격체를 구성하는 구조부품들 중 지지격자, 안내관, 계측관 등은 부품 간의 용접(TIG, spot) 및 벌지 조인트(bulge joint)에 의하여 조립 및 연결되어 전체 골격체를 구성한다. 따라서 집합체 연결부의 설계 해석 및 수명 말에서의 건전성 평가, 또한 저장을 위한 집합체 이송 시 취급을 위해서는 중성자 조사 전·후의 기계적 시험을 통한 연결부의 조사 특성 자료가 필수적이다. 이를 위해 사용후핵연료 집합체로부터 시험을 위한 지지격자를 얻고 강도평가를 위한 조사시편을 제작하였다. 지지격자 용접 연결부의 기계적 강도시험을 위한 압축시험을 수행하여 핵연료 집합체 지지격자의 용접부의 하중-변위선도 및 각 용접에 대한 조사특성 자료를 얻었다.

2. 본론

2.1 조사 시편 제작

한국원자력연구원 조사후시험시설(PIEF)의 풀에서 발전소로부터 이송된 사용후핵연료 집합체를 수중 골격체 해체장비를 사용하여 Fig. 1과 같이 해체하였다. 저장풀 내에서는 핫셀과 달리 여러 제약조건으로 인하여 실제 핫셀시험에 사용할 시편들을 정밀하게 절단 및 제작할 수 없다.

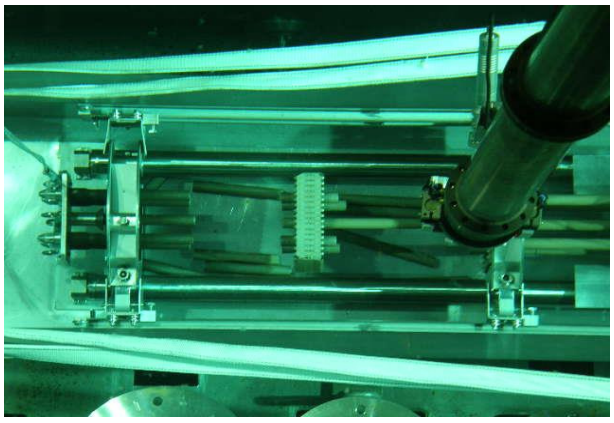
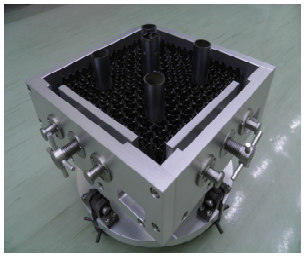
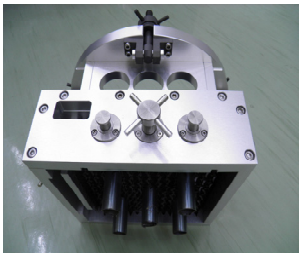


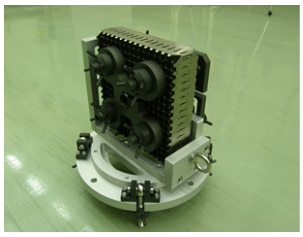
Fig. 1. Cutting guide thimbles and instrumentation tubes in the pool.

(a)





(b)



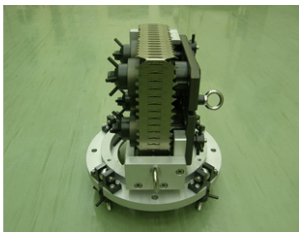


Fig. 2. Jigs for cutting (a) tubes and (b) grids.

따라서 풀 내에서는 해체를 위한 1차 절단작업을 수행하고, 정밀 절단을 위해 지지격자를 조사재시험시설(IMEF) 핫셀 내로 이송/인입하였다. Fig. 2와 같이 M2 핫셀 내 정밀절단장비용 지그를 설계 및 제작하였다. 핫셀 내 장비에 안내관 절단용 지그를 우선 장착하고 Fig. 3와 같이 조사 지지격자 안내관/계측관을 추가 정밀 절단하였다. 원격조종기를 이용하여 지지격자 절단용 지그로 교체 후 Fig. 3와 같이 지지격자의 안내관 4곳을 중심으로 지지격자를 절단하여 Fig. 4의 시편을 제작하였다.

Fig. 3. Preparation of specimens from the grid.

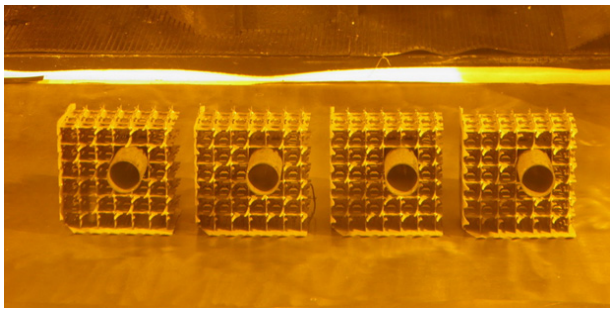


Fig. 4. Irradiated specimens for the hot cell test.

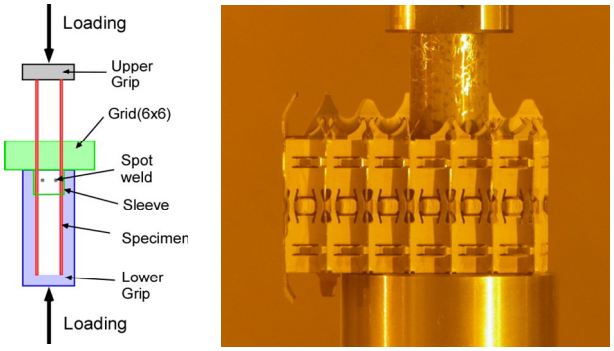


Fig. 5. Schematic diagram and photo of the compression test in the hot cell.

2.2 강도평가시험

4개의 조사 시편에 대해 Fig. 5와 같이 용접부 및 연결부 강도시험용 그립을 사용하여 조사 중간 지지격자 점용접부에 대한 핫셀시험을 수행하였다. 우선 조사 지지격자 안내관을 하부 지그에 삽입하고 안내관 상단을 압축하여 지지격자와 슬리브 spot 용접과 안내관과 슬리브 레이저 용접에 대해 용접강도를 평가하였다. 핫셀 내 만능시험기 INSTRON 8502 시스템을 사용하였으며, 상온·대기 중에서 1 mm/min의 일정 속도로 시험을 실시하였다. 조사 시편을 지그에 안착시키기 위하여 약 0.05 kN의 초기하중 부하 후 시험을 개시하였다.

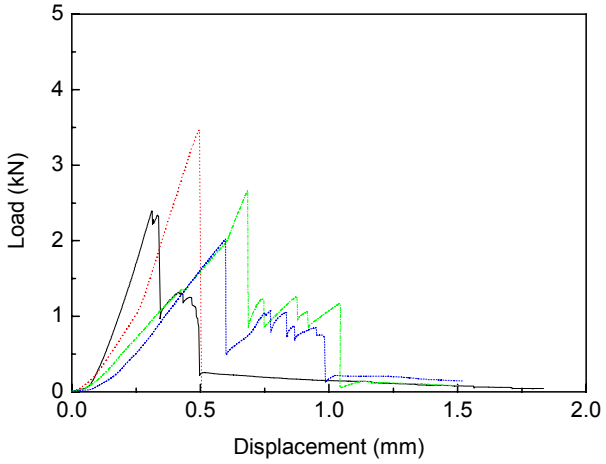


Fig. 6. Load-displacement curves.

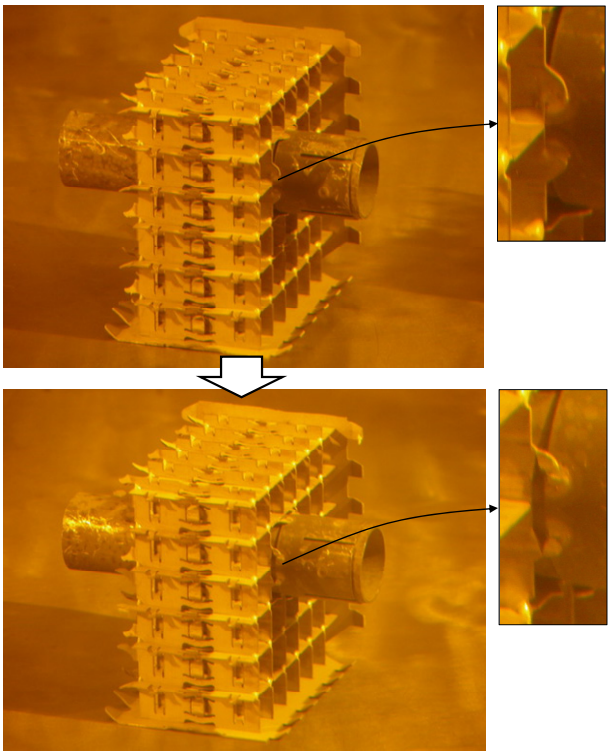


Fig. 7. Deformation behavior of the irradiated grid during the compression test.

Fig. 6와 같이 조사 지지격자 용접부에 대한 하중-변위곡선을 얻었으며, 파단 시 최소 하중이 약 2 kN임을 알 수 있었다. Fig. 7의 시험 전과 후의 시편으로부터 지지격자와 슬리브의 레이저 용접부에서 파단이 시작되며, spot 용접부의 건전성은 유지됨을 알 수 있었다.

3. 결론

사용후핵연료 집합체로부터 조사 지지격자를 얻고 핫셀 내 절단기를 이용하여 용접부 강도평가를 위한 조사시편을 제작하였다. 조사 지지격자 용접 연결부의 압축시험을 수행하여 용접 연결부 파단하중을 얻었고, 이를 통해 사용후핵연료 집합체의 건전성과 취급 하중 평가를 위해서는 지지격자와 슬리브 레이저 용접부에 대한 조사특성 자료가 필요함을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] 진영관, 백승제, 김도식, 김길수, 유병옥, 안상복, 주용선, "핵연료 골격체 연결부 강도 평가를 위한 조사시편 제작 및 인장시험", 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술발표회 논문요약집, 89-90, 10.17~18, 2013, 제주.

미소성분분석기(EPMA) 스펙트럼 분석결과에 관한 연구

주용선*, 김영준, 백승제, 유병옥, 김길수, 진영관, 김희문, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yschoo@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 및 중성자조사 재료들의 조사후시험(PIE)을 수행하는 조사재시험시설(IMEF)[1]에서는 비파괴적인 시험이 가능한 미소성분분석기(EPMA)를 활용하여 시편의 정성적(qualitative) 및 정량적(quanti- tative) 분석을 1998년부터 계속 수행하고 있는데, 해석 프로그램 소프트웨어(JXA-8230)에 의해 출력하는 각각의 변수값을 검증하지 않고 그대로 사용하고 있다.

본 논문에서는 미소성분분석기를 활용한 표준시편 추세선(calibration curve)의 산출 방법, 정성분석 및 정량분석 시 사용하는 스펙트럼(spectrum)의 분석량(최대 피크, 표준 편차 및 검출한계값 등)의 기법을 조사하였다. 또한 프로그램에 의해 출력하는 결과와 관련 수식을 통해 얻은 계산 결과도 분석 및 비교하였다.

2. 본론

2.1 개요

미소성분분석기의 정성분석 및 정량분석 시 이용하는 스펙트럼(spectrum)의 분석기법을 조사하고, 또한 제조사에서 출력하는 결과(치)를 분석 및 비교하기 위해서 다음의 조건으로 실험을 수행하였다.

- 동일한 시험장치 및 시험조건(인가전압 및 전류등)
- 품질보증서를 지닌 표준시편(standard specimen)을 사용

2.2 시험장치

시편으로부터 방출하는 방사선을 차폐하기 위해서 시험기기(모델명: JXA-8230)를 글로브박스에 넣어 Fig. 1과 같이 설치하였고, 기기의 제원 및 특성은 다음과 같다.

- 분석 원소 : B(5) ~ U(92)
- 분광계(spectrometer) 수량 : 4개(WDS)
- 인가 전압(keV) : 0.2 ~ 30.0
- 탐촉자 전류(Ampere : A) : 10E-12 ~10E-5

Fig. 1. The appearance of a EPMA at hot lab. in IMEF.

2.3 표준시편

Jeol 제작사에서 판매하는 순도 99.99%의 크롬(Cr)을 사용하였고, 그 내용은 다음과 같다.

- Parts No. : 600154572
- Desc. : STD SPECIMEN
- Stand. : 99.99% NO. P10
- REF No. : GS1-128

2.4 시험조건

미소성분분석기의 X-선 세기(X-ray intensity)는 인가전압 및 탐촉자의 전류값에 의해 결정되므로 설정치가 매우 중요한데, 운영경험 및 관련 지식을 바탕으로 다음과 같이 결정하였다.

- 인가전압(keV)/인가전류(A) : 20.0/2.00E-08
- 크리스탈_명 : LIFH (CH-3)
- 피크 측정시간(t_{peak}, msec) : 10.0
- 백그라운드(t_{PBL}및 t_{PBH}, msec) : 5/5
- 원소/X-ray : 크롬(Cr)/Ka
- Peak position(mm) : 159.446
- 파장(wave length : λ, nm) : 0.22897

2.5 시험 결과

2.5.1 스펙트럼의 피크와 백그라운드 관계[2]

미소성분분석기기의 시험을 통해 획득하는 Fig. 2의 스펙트럼에서 피크(peak)와 백그라운드(back- ground)의 관계식은 (1)과 같고, 표준편차(standard deviation; S.D.)는 t-분포(student distribution)형태의 식(2), 검출한계값(detection limit value; D.L.)은 식(3)과 같다.

$$I_{net} = I_{peak} - \frac{I_{PBH}\overline{L_{PBL}} + I_{PBL}\overline{L_{PBH}}}{\overline{L_{PBL}} + \overline{L_{PBH}}} \quad (1)$$

$$S.D.(\%) = \frac{100}{I_{net}}\sqrt{\frac{I_{peak}}{t_{peak}} + (\frac{\overline{L_{PBH}}}{L})^2\frac{I_{PBL}}{t_{PBL}} + (\frac{\overline{L_{PBL}}}{L})^2\frac{I_{PBH}}{t_{PBH}}} \quad (2)$$

$$D.L. = \frac{1}{\frac{I_{netSTD}}{mass(\%)_{STD}}}\sqrt{\frac{2\times I_{back}}{t_{back}}} \quad (3)$$

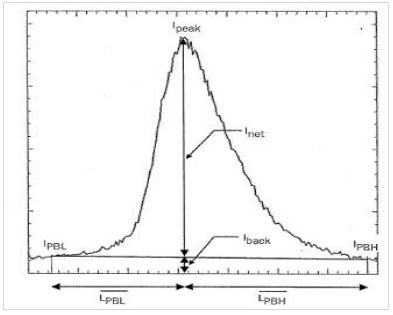


Fig. 2. Relation between peak and background.

2.5.2 표준시편 추세선(calibration curve) 산정

미소성분분석기를 이용하여 해당 원소에 대한 추세선을 산정하기 위해서 일반적으로 1-포인트 교정을 수행한다고 한다. 그런데 Fig. 4에서 보는 바와 같

이 추세선의 회귀식은 일차식인 $f(cps/\mu A) = (A \times wt.\% + B) \times 1000$으로 표현된다. 따라서 변수 A(기울기) 및 B(y-절편)을 구하기 위해서는 최소 2개의 지점값이 존재해야 함을 알 수 있다.

내장된 JEOL-8236A 프로그램에 의해 출력한 시험결과 Table 1 로부터 Fig. 3과 같이 식 (1)을 활용하여 첫 번째 점(100, 1254009.1)을 획득하였고, 두 번째 점을 획득하기 위해 wt.% 값이 0(zero)인 X-ray 세기는 백그라운드의 평균값 $\frac{(Bg_- + Bg_+)}{2}$(cps) 이라는 가정 하에 계산하여 두 번째 점(0, 2968)을 획득한 후 A=12.5113, B=2.9680의 값을 산출하였으며, 프로그램에 의해 출력한 Fig. 4의 A와 B의 값과 동일함을 알 수 있었다.

Table 1. test results of standard specimen for getting a calibration curve(인가전류값: 1.998E-08 A)

Element	cryst.	CH	L (mm)	Net (cps)	Bg-	Bg+	S.D. (%)	D.L. (ppm)
Cr	LIFH	3	159.446	24997.6	62.0	56.6	0.2	138

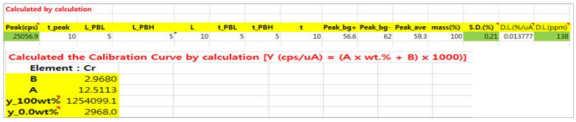


Fig. 3. The calculated results(peak, S.D.(%), D.L.(ppm) of a calibration curve.

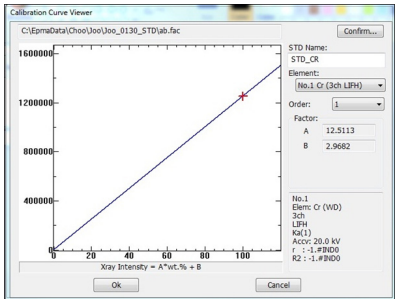


Fig. 4. The result of a calibration curve for standard specimen 99.99wt.% Cr.

2.5.3 표준시편 정량분석

표준시편(standard specimen ; STD) 추세선 산정 시 활용했던 시험조건 하에 99.99wt.%인 크롬 표준시편을 미지시편(unknown specimen ; Unk)으로 임의의 5개 지점을 선택하여 정량분석을 수행하여 Table 2 및 Table 3의 결과를 얻었으며, K(%) 및 K-raw(%)의 의미, 그리고 식(4)을 이용한 계산값을 Table 3과 상호 비교하여 결과값이 동일함을 확인하였다.

$$\frac{X-ray\ Intensity_{Unk}}{X-ray\ Intensity_{STD}} \propto \frac{wt.\%_{Unk}}{wt.\%_{STD}}$$

$$wt.\%_{unk} = ZAF \times \frac{X-ray\ Intensity_{Unk}}{X-ray\ Intensity_{STD}} \times wt.\%_{STD} = K(\%) \times wt.\%_{STD}$$

$$, where\ K(\%) = ZAF \times K-raw(\%), K-raw(\%) = \frac{X-ray\ Intensity_{Unk}}{X-ray\ Intensity_{STD}} \quad (4)[3]$$

Table 2. Quantitative test results for standard specimen 99.99wt.% Cr

position	Element	Current (A)	Net (cps)	Bg-	Bg+	S.D. (%)	D.L. (ppm)	K-raw (%)
1	Cr	2.01E-08	25219.7	65.4	56.4	0.09	63	101.603
2	Cr	2.02E-08	25284.2	59.0	51.4	0.09	60	101.711
3	Cr	2.02E-08	25292.9	57.0	56.4	0.09	60	101.595
4	Cr	2.02E-08	25406.7	57.2	57.6	0.09	61	101.850
5	Cr	2.03E-08	25325.3	63.4	57.4	0.09	62	101.423

Table 3. Summary of 5-point quantitative test results for standard specimen 99.99wt.% Cr

position	Element	Mass (%)	Atom (%)	K (%)	K-raw (%)	ZAF	Z	A	F
1	Cr	101.603	100.0	1.603	101.603	1	1	1	1
2	Cr	101.711	100.0	1.711	101.711	1	1	1	1
3	Cr	101.595	100.0	1.595	101.595	1	1	1	1
4	Cr	101.850	100.0	1.850	101.850	1	1	1	1
5	Cr	101.423	100.0	1.423	101.423	1	1	1	1

Unknown			STD(Standard)			
net(cps)	Curr.(A) : cps)/Curr.		net(cps)	Curr.(A) : cps)/Curr.		K-raw(%)
25219.7	2.01E-08	1.25E+12	2.48E+04	2.01E-08	1.23E+12	101.603%

Fig. 5. The calculated results(K-raw(%)) of a calibration curve for standard specimen 99.99wt.% Cr.

3. 결론

미소성분분석기를 활용한 스펙트럼 분석기법에서 다음의 항목들을 확인하였고, 이를 통해 스펙트럼의 보다 과학적인 자체 해석을 할 수 있는 능력을 배양하였다.

- 시험결과 중 최대피크($peak_{\max}$) 값은 식 (1)에 의해 계산함을 확인하였다.
- 시험결과 중 표준편차(S.D.(%))는 식 (2)에 의해 계산함을 확인하였다. 또한 표본집단의 분포를 t-분포로 간주하고, $S_{\bar{X}} = \frac{\sigma(\text{모집단의 표준편차})}{\sqrt{n(\text{시험횟수})}}$과 같이 계산함을 확인할 수 있었다.
- 시험결과 중 검출한계값(D.L.(ppm))은 식 (3)에 의해 계산함을 확인하였다.
- 표준시편 추세선(calibration curve)의 산출 방법에서 1-포인트가 아닌 2-포인트를 활용하여 작성함을 알 수 있었고, 특히 2-포인트 활용 시 wt.%가 "0(zero)"인 지점에서 백그라운드 최고 및 최저 측정치의 평균값을 사용한다는 사실을 확인할 수 있었다.
- 미지시편의 정량분석 결과에서 K(%) 및 K-raw(%)의 값은 식 (4)와 같이 계산함을 확인하였다.
- JEOL JXA-8230 소프트웨어에 의해 출력하는 각각의 변수값을 국내에서 처음으로 검증해 보였다.

4. 참고문헌

[1] 주용선, 김길수, 백승제, 유병옥, 김도식, 김기하, 안상복, 류우석, "핫셀용 충격시험기 시편이송장치 및 온도조절장치 개선 후 정확도 및 불확도 시험", 한국방사성폐기물학회 2011 춘계학술발표회 학술논문요약집, 9(1), 203-204, 5.12~13, 2011, 문경.

[2] JEOL, EPMA APPLICATION SOFTWARE, 4-104-105, INSTRUCTIONS JEOL, (2012).

[3] 이기욱, "전자탐침마이크로분석기(EPMA)", 42, 충북대학교 산학협력선도대학육성사업단, (2016).

판형 핵연료 조사후 시험편 제작을 위한 블랭킹 장치 개발

허기수*, 유병옥, 백승제, 진영관
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*heokisoo@kaeri.re.kr

1. 서론

판형 핵연료(U-7Mo/Al-5Si)는 동위원소 생산용 수출형 연구로인 기장 연구용 원자로(KJRR)에 적용될 목적으로 개발되고 있다. 판형 핵연료의 기장 원자로 적용은 RERTR(Reduced Enrichment for Research and Test Reactor)의 가장 유력한 후보로써 그 성능이 검증되면 우리나라 핵연료 제조 기술의 큰 성과가 될 수 있다. 이러한 핵연료의 성능 검증 과정으로 조사후 시험을 수행한다. 그 중 EPMA(Electrone Probe Microscope Analysis)를 활용한 성분분석, OM(Optical Microscope)을 활용한 조직시험, 화학분석을 실시한다. 시편 제작 시, 시험원의 피폭을 최소화하기 위하여 시험이 가능한 최소한의 크기로 시편을 제작하여야 하며 원하는 위치에서 시편 채취가 가능하도록 판형 핵연료의 절단 작업이 필수적으로 진행되어야 한다.

본문에서는, 기존의 미세 절단기를 활용하는 절단 공정을 개선하기 위해 블랭킹 장치를 개발하여 조사후 시험편을 효율적으로 제작하는 과정에 대해 기술하였다.

2. 본론

2.1 장치 개요

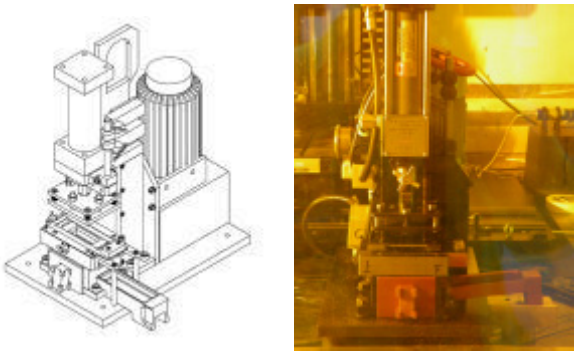


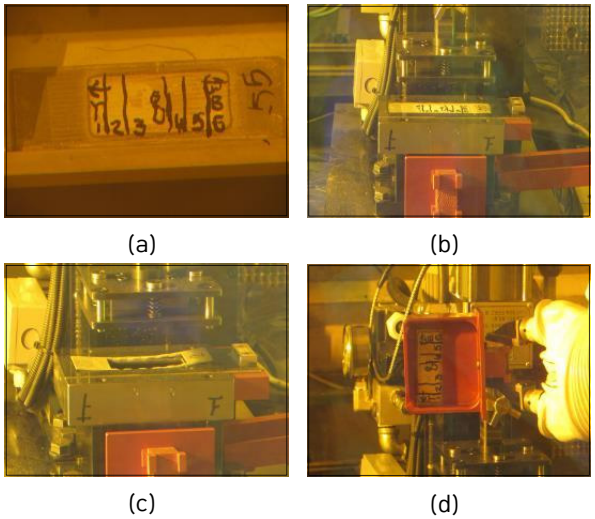
Fig. 1. Drawing and picture of blanking machine.

판형 핵연료 블랭킹 장치는 Fig. 1과 같으며 크게 구동부, 블랭킹부, 블랭킹 다이스부로 나뉜다. 구동부는 엑츄에이터와 전동기로 구성되어 있으며 전동기에 의해 동력을 전달받아 엑츄에이터에 의해 상하운동을 하게 된다. 블랭킹부는 판형 핵연료를 가압하는 역할을 하며 블랭킹 다이스부에는 판형 핵연료 장착부 및 핵연료 수거부를 포함하고 있다. 장치는 방사선을 차폐할 수 있는 공간인 핫셀(Hotcell) 내부에 설치되며 구동 전 준비사항은 원격조종기를 이용해 수행하였다.

2.2 장치 활용

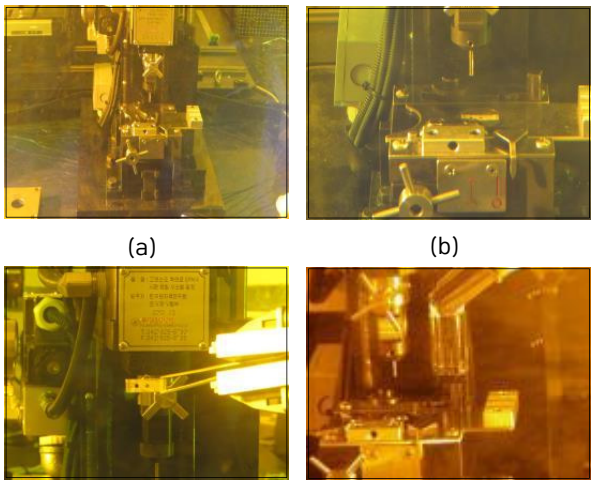
2.2.1 판형 핵연료 블랭킹

시편을 제작할 판형 핵연료를 선정한 후 Fig. 2(a)와 같이 시험의 종류와 시편이 채취될 위치에 맞게 표시 하였다. Fig. 2(b)와 같이 원격조종기를 이용하여 핵연료를 블랭킹 장치의 핵연료 장착부에 설치하고 블랭킹 될 위치를 확인한 후 작업구역에서 컨트롤 패널을 통해 블랭킹 작업을 실시하였다. 블랭킹이 끝난 후 Fig. 2(d)와 같이 수거부에서 핵연료를 안전하게 회수하였다.



(a) (b) (c) (d)

Fig. 2. Blanking process (a) marking, (b) positioning (c) blanking and (d) collection.



(a) (b)

(c) (d)

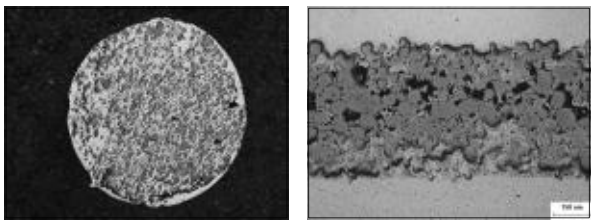
Fig. 3. Punching process (a) preparation, (b) punching (c) punched miniplate and (d) EPMA specimens.

2.2.2 핵연료 시편 제작

피복관과 분리된 핵연료를 미세절단기를 이용하여 표시된 위치에 맞게 절단하였다. OM시편은 절편의 단면 방향으로 마운팅 하여 시편을 제작하였으며 EPMA 및 화학분석 시편을 제작하기 위해서 블랭킹 장치의 블랭킹 툴과 블랭킹 다이스부를 해체하고 Fig. 3(a)와 같이 펀칭툴과 펀칭 다이스로 교체하였다. EPMA 시편은 Φ1.5 크기의 펀칭 툴, 화학분석 시편은 Φ3 크기의 펀칭 툴을 사용하여 시편을 제작하였다.

2.3 결과

제작된 시편을 활용하여 EPMA 성분분석 및 조직시험을 수행하였다.



(a) (b)

Fig. 4. (a) EPMA image and (b) OM image.

3. 결론

동위원소 생산용 수출형 연구로인 기장 연구로(KJRR)에 적용될 목적으로 개발 진행중인 판형 핵연료는 우리나라의 독자적인 핵연료 제조 기술인 원심분무 기술로 제조된 핵연료일 뿐만 아니라 RERTR의 후보로써 그 성능이 검증이 된다면 매우 큰 성과가 될 것이다. 이러한 성능 검증에 있어서 조사후 시험이 필수적으로 수행되어야 하며 시험 과정에서 시편 제작은 가장 중요한 요소 중 하나이다. 시편 제작 시, 기존 보유 중인 미세 절단기를 이용하여 핵연료와 피복관을 분리하는 과정은 4면을 절단해야 하므로 그 방법이 번거로울 뿐 아니라 많은 시간을 소요한다. 또, 보유 중인 미세절단기의 지그로는 핵연료의 고정이 어려워 핵연료와 피복관을 효율적으로 분리하는 방법을 고안해야 했다. 따라서, 펀칭 머신의 구동장치를 활용, 부품 교체를 통하여 핵연료 부분만을 블랭킹 하는 장치를 개발하였으며 해당 장치를 활용하여 조사후 시험편을 효율적으로 제작하였다.

4. 참고문헌

[1] 양성우, 박승재, 신윤택, 김성렬, 주기남, 조만순, “축소 판형 핵연료 1차(HAMP-1) 조사시험 보고서”, KAERI/TR-5932, 2015.

[2] 허기수, 유병옥, 정양홍, 김길수, 백승제, 진영관, 안상복, 박종만, 이규홍, “금속핵연료 EPMA 시편제작용 펀칭 장치 개발”, 2014 방사성폐기물학회 추계학술발표회, 2014.

Different Properties of HT9 Steel as an Endcap Welding Material of Nuclear Fuel Cladding Tube

I-Seul Ryu[1], Jung-Won Lee[2*], and Sun-Ik Hong[1]

[1]Nano Materials Engineering Department, Chungnam National University, Daejeon, Republic of Korea

[2]Next Generation Fuel Development Division, KAERI, Daejeon, Republic of Korea

[*]jwlee3@kaeri.re.kr

1. Introduction

Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) are planning to use a high chromium ferritic/martensitic HT9 steel as an endcap welding materials of a nuclear fuel cladding tube in sodium-cooled fast reactor (SFR) due to high temperature properties of the HT9 steel. In order to enhance welding properties, Laser and tungsten-inert-gas (TIG) welding are considered for the method of the endcap welding. The HT9 steel weldments were heat treated in order to improve mechanical properties.

Samples with post-weld heat treatment (PWHT) after laser and TIG welding were compared to examine microstructure and a mechanical property.

1.1 Welding Methods

Various welding processes are now available for the end plug closure of a nuclear fuel element such as gas tungsten arc welding (GTAW), resistance welding (RW), electron beam welding (EBW), magnetic resistance welding (MRW), and laser beam welding (LBW).

1.2 HT9 Weldment Microstructure

Martensite formation in three areas of an HT9 weldment causes concern over the weld's integrity. These three areas, or zones, of the weldment are indentified as the fusion zone, heat affected zone (HAZ) and base metal.

2. Experimental Procedures

9Cr steel for SFR fuel cladding was selected for this study. The chemical compositions of the steels are given in Table 1 and GTAW conditions applied are summarized in Table 2.

Microstructures of before and after PWHT samples were measured by scanning electron microscope (SEM) and transmission electron microscope (TEM) to demonstrate differences of phase formation and precipitation between two different weldments. The crystalline structures of before and after PWHT samples were characterized by X-ray diffractometer (XRD) in order to identify the resulting phases after PWHT. Mechanical properties of specimens were investigated by Vickers micro-hardness test. In this study, endcap of the nuclear fuel cladding tube was successfully joined via Laser and TIG welding and effects of the PWHT of weldments on the microstructures and mechanical properties are discussed.

Table 1. Chemical compositions of steels (wt%)

	C	Cr	Mo	B	N	Ta
M1	0.07	8.89	0.44	0.013	0.020	0.04
M2	0.06	9.09	0.45	0.004	0.077	0.04

Table 2. GTAW conditions

Welding clearance	Voltage (V)	8
	Stick-out (mm)	0.7
Rotation angle	Total (°)	2000
	Rotational speed (rpm)	30
	Start (°)	20
	End (°)	460
Welding current (A)		30

3. Results and Discussion

Microstructures of before PWHT samples were measured by scanning electron microscopy (SEM) are given in Fig. 1 and Fig. 2. Included in these Figures are longitudinal sections of each weld taken at 500x magnification and of each weld's HAZ taken at 1500x magnification.

Mechanical properties of specimens were investigated by Vickers micro-hardness test are given in Fig. 3. Hardness testing can be used to indicate the degree of tempering experienced by a martensitic structure; the hardness in the structure is related to the amount of carbon retained in solution.

4. Conclusions

This study was carried out to determine the proper GTAW conditions. The hardness profiles in Fig. 3, showing hardness values at different locations in the weld specimens, all consistently indicate a drop in hardness relative to adjacent points near.

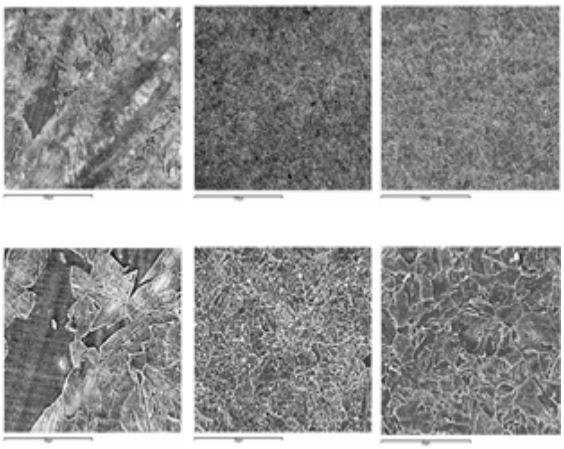


Fig. 1. Scanning electron microscopy (SEM) HT9M1: (a) weld metal (x500), (b) HAZ (x500), (c) base metal (x500), (d) weld metal (x1500), (e) HAZ (x1500), and (f) base metal (x1500).

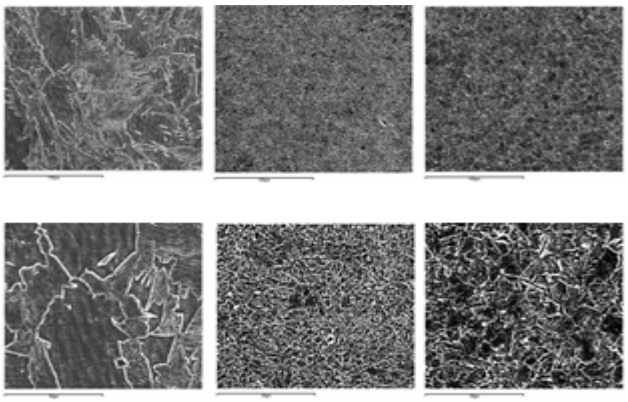


Fig. 2. Scanning electron microscopy (SEM) HT9M2: (a) weld metal (x500), (b) HAZ (x500), (c) base metal (x500), (d) weld metal (x1500), (e) HAZ (x1500), and (f) base metal (x1500).

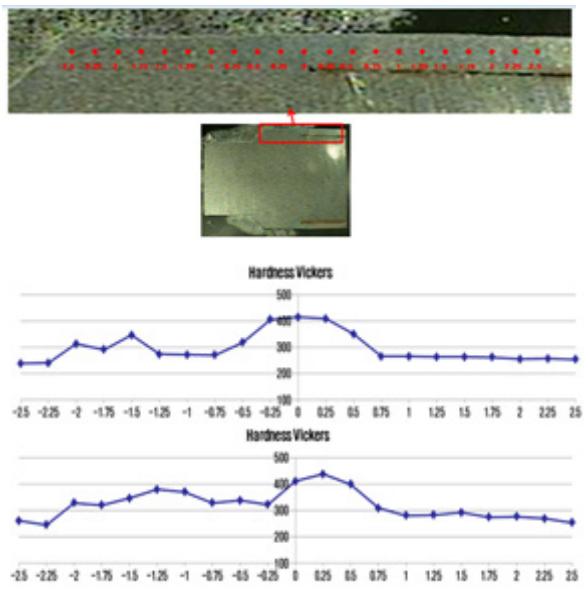


Fig. 3. Vickers micro-hardness test. (a) HT9M1 and (b) HT9M2.

5. REFERENCES

[1] V.K. Sikka : Pro. Inter. Conf. Production, Fabricaion, “Properies and Application of Ferritic Steels for High-Temperature Applicaions”,A.K. Khare(Ed.), ASM(1983), pp. 65.

[2] P. Modern and K. Schneider, “Laser and Laser Material Processing Research and Development at BNFL plc., UK.,” Proceeding of LAMP ’92, Nagaoka, pp.963-968 (1992)

Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 부식 특성 연구

한승엽*, 장선아, 김나영, 한아름, 이태교, 조인학, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hsy@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 재활용을 위해 핵연료 봉을 사용후핵연료집합체로부터 인출하여 탈피복하는 과정에서 폐 피복관이 발생한다. 폐 피복관에는 잔류 사용후핵연료, 핵분열생성물, 방사화생성물 등이 포함되어 있고 국내 분류기준으로는 중준위 폐기물, 미국 기준으로는 GTCC 폐기물로 분류되고 있다[1].

국내 개발 중인 건식 재처리 공정인 파이로 공정에서는 핵연료 물질 대비 약 25wt.% 정도의 높은 비율의 폐 피복관이 발생하며, 사용후핵연료집합체 중 핵연료 물질을 제외한 공정폐기물 중에서는 약 62wt.% 정도의 높은 비율을 차지한다[2]. 특히, 폐 피복관 폐기물은 공정 폐기물 중에서 가장 높은 부피비를 갖고 있어 안정성 및 경제성을 고려한 부피감용 기술 개발이 필수적이다.

미국에서는 1990년대 초반부터 EBR-II 핵연료 봉의 폐 피복관 처분을 위한 SS-15Zr 용융 금속폐기물고화체 기술개발을 진행하고 있다.[3] 폐 피복관을 용융하여 합금화한 뒤, 금속고화체 형태로 폐기 처분하게 되면 이론 밀도에 거의 근접한 부피감용 효과를 얻을 수 있다. 또한 금속폐기물고화체 합금 조성 조절을 통해 재처리공정시 주로 음극 잔류물(anode sludge)에 포함되는 귀금속 원소, 우라늄 및 금속계 산화물들을 내부에 고정화 할 수 있다. 이는 폐 피복관을 방사성물질 고정화용 합금 재료로 재활용한다는 개념으로서 경제성을 고려한 폐 피복관 처분 시 큰 장점을 갖는다. 미국과 달리 국내 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관은 Zirlo, Zircaloy-4 등의 Zr계 합금이며, 부피감용 측면에서 고화체 합금에 Zr을 많이 포함시키는 Zr-Metal계 합금 고화체 제조기술 개발 연구가 필수적이다.

본 연구에서는 우수한 고화성능과 기계적, 화학적 안정성을 갖는 금속폐기물고화체 합금 개발을 위해 조성을 달리한 Zr-Cr 이원계 합금 금속고화체를 유도용융을 통해 제조하였으며, 미세조직과 기계적 특성 및 부식 특성을 자세히 분석하여 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

특수 제작된 Silica 도가니에 99.9% 순도를 갖는 시료를 장입하여 Fig. 1의 진공유도용해로에 장착한 뒤, Ar 분위기 하에서 약 1400-1800℃ 유도용해를 실시했다. 충분히 용해된 용융물을 구리 몰드에 부어 급냉하였고, 시편 무게 100 g 기준으로 약 3ϕ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 제조된 시편을 가공하여 미세조직 분석, 경도시험, 인장시험, 부식시험을 진행하였다.

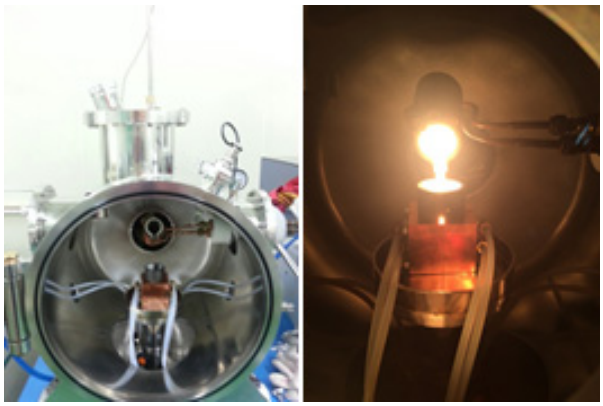


Fig. 1. (a) Vacuum induction melter and (b) pouring process.

2.2 실험결과 및 고찰

Zr-Cr 이원계 합금에 대해 조성을 달리하여 시편을 제조하였다. Zr-Cr 이원계 합금의 경우는 일부 시편에서 균열이 존재하였으나, Zr-17, -22, -27Cr 조성 시편에서 균일한 금속고화체가 제조되었으며, 우수한 기계적 특성을 나타냈다. 특히 Zr-17Cr 시편은 매우 높은 산화물 고정성능을 나타냈으며, 산화물들이 내부에 균일하게 분포하는 것을 확인하였다.(Fig. 2) Zr-22Cr 합금은 치밀한 공정조직을 갖고 있으며, Zr-17Cr 합금 및 Zr-27Cr 합금은 Zr 함량 변화에 따라 공정조성을 벗어나게 되어 응고 cell 조직을 나타냈다. XRD를 통한 상분율 측정 및 EPMA 조성 분포를 분석한 결과, α-Zr과 Laves phase 2상과 함께 Cr-rich 금속간화합물로 미세조

직이 구성되어 있음을 확인할 수 있었다. Cr 함량 증가에 따라 Laves phase 분율이 증가하는 것을 확인할 수 있으며, Zr-22Cr 합금은 Laves phase의 분율이 약 45% 정도로 높았다. 기계적 특성은 인장시험을 통한 강도 및 경도를 측정하였으며, 조성에 따라 강도는 약 90-140 MPa 정도를 나타냈고, 경도는 약 730-820 Hv로 나타났다. 다만 산화물 첨가 시에는 Zr-22Cr 부근 조성의 고화체에서도 균열이 발생하였으나, Zr-17Cr 합금 고화체에서는 균열이 관찰되지 않았다.

SS-Zr 및 Zr-Cr 합금계 고화체의 동전위분극시험을 통한 I-V 곡선 분석 결과, 부식전위는 전 시편에서 비슷하였으나 Zr-Cr 합금계 고화체의 부식전류값이 상대적으로 낮았으며, 특히 pitting 부식 저항성이 SS-Zr 합금계 고화체에 비해 우수하였다. 분극시험을 실시한 시편 표면을 관찰한 결과 SS-Zr 합금계 시편에서는 갈색의 pitting 부식을 확인할 수 있었고, Zr-Cr 합금계 시편에서는 pitting이 일부 관찰되나 Zr-17Cr 시편의 경우 pitting이 관찰되지 않았고 이를 통해 우수한 내식성을 확인할 수 있었다.

따라서 미세조직, 고화체 안정성 및 내식성을 함께 고려하였을 때, Zr-17Cr 합금 고화체가 가장 우수함을 알 수 있었다. 미세조직 및 고화체 안정성이 우수한 원인은 상대적으로 낮은 Cr 분율로 인해 취성이 강한 금속간화합물의 분율이 비교적 낮아 고화체 인성이 증가한 것으로 판단된다. 그럼에도 불구하고 Laves phase를 포함하는 금속간화합물의 분율은 약 38% 정도로 Zr-22Cr 합금과 큰 차이가 없었고, 이는 Cr-rich한 금속간화합물을 상대적으로 많이 형성함으로써 고화체 내식성 또한 향상된 것으로 판단된다. 실험결과를 종합적으로 고려한 결과, 고화체 안정성 및 내식성 측면에서 Zr-17Cr 합금 고화체가 가장 우수하였고, 이와 더불어 폐피복관 재활용 효율성, NM 및 actinides 고정화 효율도 우수한 것으로 판단된다.

Fig. 2. Morphology of metallic waste form controlled by binary alloy element compositions.

3. 결론

본 연구에서는 폐 피복관 부피감용 및 음극 잔류물 고화 처리를 위해 유도용융법을 통해 이원계 합금 금속고화체를 제조하였다. Zr-17Cr 합금을 사용하여 고화체를 제조하였을 때, 균일한 형태의 안정적인 금속고화체를 제조할 수 있었다. 특히 Zr-17Cr 합금의 경우는 우수한 내식성과 함께 산화물을 포함하고도 균열이 없는 안정적인 고화체가 형성되었으며, 내부 산화물들은 균일한 형태로 전체 시편에 고르게 분포되었다. Zr 합금으로 이루어진 피복관은 연소도에 따라 표면 산화물이 다량 존재하며, 파이로 공정에서 발생하는 음극 잔류물에도 상당한 양의 산화물이 포함된다. Zr계 합금을 사용하여 이러한 산화물들을 고정화하기 위한 연구는 전세계적으로 거의 이루어지지 않고 있으므로 본 연구를 통해 기초적인 방향을 제시하고 추후 지속적 연구 개발을 통해 한국의 건식 재처리 실정에 맞는 금속폐기물 고화체 개발에 기여할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] M. Nutt et al., “Information Basis for Developing Comprehensive Waste Management System - US-Japan Joint Nuclear Energy Action Plan Waste Management Working Group Phase I Report”, FCR&D-USED-2010-000051, (2010).

[2] 강권호, 이창화, 전민구, 이유리, 최용택, 박근일, “폐 피복관 처리기술”, KAERI/TR-5288/2013 (2014).

[3] D. P. Abraham, S. M. McDeavitt, and J. Y. Park, “Microstructure and Phase Identification in Type 304 Stainless Steel-Zirconium Alloys”, Metallugical and Materials Transactions A, 27A, 2151-2159 (1996).

Zr-Cr계 금속폐기물고화체 합금의 제조조건에 따른 미세조직 및 건전성 평가

장선아*, 한승엽, 김나영, 한아름, 이태교, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sajang@kaeri.re.kr

1. 서론

폐 피복관은 사용후핵연료의 재활용을 위해 핵연료 봉을 집합체를 해체하여 탈 피복하는 과정에서 발생한다. 국내 개발 중인 전기화학적 처리법인 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관은 핵연료 물질 대비 약 24.5wt.% 정도의 높은 비율을 차지하며, 사용후핵연료집합체 중 핵연료 물질을 제외한 공정 폐기물 중에서는 약 62wt.% 정도의 높은 비율을 차지한다[1]. 이러한 폐 피복관 폐기물은 주요 폐기물 중에서 대부분을 차지하기 때문에 가장 높은 부피비를 갖고 있고, 따라서 안정성 및 경제성을 고려한 부피감용 기술 개발이 필수적이다.

한편, 1990년대 초반부터 미국에서는 EBR-II 핵연료 봉의 폐 피복관 처분을 위한 SS-Zr계 금속고화체합금 개발을 진행하고 있다. 특히 SS-15Zr 용융금속고화체 기술개발은 SS(stainless steel) 폐 피복관을 용융하여 합금화한 뒤, 금속고화체 형태로 처분하게 되면 이론 밀도에 근접한 부피감용 효과를 얻을 수 있는 것으로 알려져 있다[2]. 또한 금속고화체 합금 조성 조절을 통해 재처리공정시 주로 음극 잔류물(anode sludge)에 포함되는 귀금속 원소, 우라늄 및 금속계 산화물들을 내부에 고정화할 수 있다. 따라서 금속고화체 제조를 통한 폐기물 처리는 피복관을 재처리 없이 방사성물질 고정재료로 활용하는 base 합금으로 바로 적용하는 개념으로써 부피감용 효과 및 경제성에 큰 장점을 갖는다.

본 연구에서는 높은 안정성을 갖는 고화체 합금화 처리를 위해 Zr과 Cr의 합금 조성을 조절하여 금속폐기물고화체를 제조하였고, 전체 조성에서 비교적 안정한 고화체를 확보였다. 파면 분석 결과, 시편 내부에 다양한 크기의 균열들이 존재하였고, 열처리를 실시하여 미세조직 및 균열 형태 변화 거동을 분석하여 열처리 전, 후 Zr-Cr계 금속폐기물고화체의 미세조직에 미치는 열처리 영향을 자세히 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Silica 도가니에 99.9% 순도의 Zr 및 Cr 시료를 장입하여 진공유도용해로에 장착한 뒤, Ar 분위기 하에서 유도용해를 실시했다. 이때 열처리 온도 범위는 약 1400-1800℃ 이며, 충분히 용해된 용융물을 구리 몰드에 부어 급랭하여 시편 무게 100 g 기준으로 약 3ϕ x 3 cm 크기의 금속고화체를 제조하였다. 이와 같은 방법으로 Cr 함량을 조절하여 다양한 종류의 Zr-Cr계 합금을 제조하였다. 이 중에서 Zr-27Cr 시편에 대해서 용융 시간 및 냉각 조건을 조절한 공정을 적용하였다. 제조된 시편의 외관 평가를 통해 건전성을 검사하고, SEM을 통해 미세조직을 관찰하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

기존 시편 제조 시 높은 냉각 속도로 인해 시편 균열 및 중심부 기공 등의 문제가 많이 발생하였다.(Fig. 1) Zr-Cr계의 이원계 합금에 대해 용융 온도와 시간 및 냉각 속도를 Table 1 조건에 따라 수행하였다. 각 조건에 따라 QC, AC, FC1, FC2 로 시편을 분류하였으며, QC에서 FC2 순서로 적은 용융 시간 및 느린 냉각속도를 갖는다. 특히 FC1과 FC2 조건은 응고 시작 온도인 1350℃에서 약 5-10분 정도 온도를 유지하여 도가니 내 온도 구배 발생을 억제하였다.

시편 내 균열 및 중심 기공은 대부분 도가니 내 온도 구배에 따른 차별적 응고 거동으로 인해 발생하며, 표면부 응고가 선행적으로 발생하면서 중심부에는 부피 수축에 따라 잔류 기공 및 불순물들이 집중된다. 급랭 시편인 QC 시편에서는 높은 비율의 기공 및 균열이 함께 발생하여 시편이 파단되었으며, AC 시편에서는 외부 균열은 없었으나, 내부에 균열 및 기공이 많이 존재하였다. FC1 조건에서는 내, 외부 균열은 소멸되었으나 여전히 일부 기공들이 내부에 존재함을 알 수 있다. FC2 조건에서는 대부분의 균열 및 기공이 소멸되었으며, 일

부 기공들은 중심부가 아닌 시편 표면부에 집중되어 존재하는 것을 확인하였다.

시편 내부 미세조직 관찰 결과, 냉각속도 증가에 따라 시편 내부 미세조직 단위들이 점점 증가하는 경향을 나타냈다. 특히 공정 조직(eutectic structure)의 크기 및 분율이 점점 증가하는 것을 관찰할 수 있고, 이는 공정온도 아래에서 온도 유지가 잘 이루어 졌음을 나타낸다.

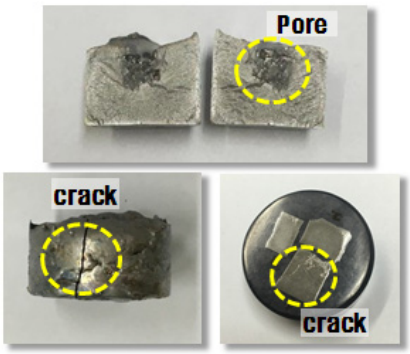


Fig. 1. Morphology of metallic waste form controlled by binary alloy element compositions.

Table 1. Conditions of controlled melting and cooling process

전력량(kW)		2.0	2.5	2.0	1.5	1.0	0.5
시간 (min)	기존	20	5	0	0	0	0
	1차	20	5	5	5	5	5
	2차	20	5	10	10	5	5

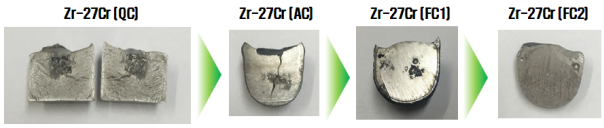


Fig. 2. Changing distribution of crack and center pore as process conditions.

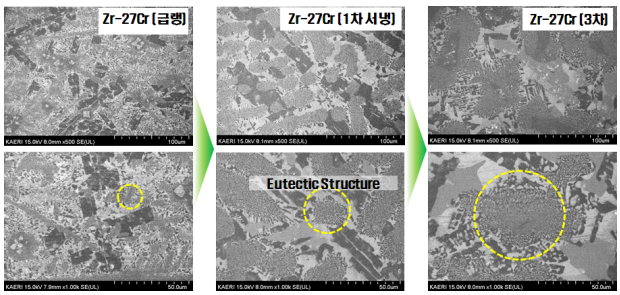


Fig. 3. SEM images of microstructure for Zr-27Cr has different process conditions.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 공정에서 발생하는 폐 피복관 부피감용을 위한 금속폐기물고화체 합금의 고화성능을 테스트하기 위해 유도용융법을 통해 금속고화체 합금을 제조하였다. Zr-Cr 이원계 합금을 기준으로 FC2 제조 조건에서 안정적인 고화체를 제조할 수 있었다. FC2 제조 조건에서 시편은 도가니 내 온도구배가 억제되어 시편 전제적으로 균일한 응고가 발생하였고, 건전성 및 미세조직의 균질도가 향상되었다.

4. 참고문헌

[1] 강권호, 이창화, 전민구, 이유리, 최용택, 박근일, "폐 피복관 처리기술", KAERI/TR-5288/2013 (2014).

[2] D. P. Abraham, S. M. McDeavitt, and J. Y. Park, "Microstructure and Phase Identification in Type 304 Stainless Steel-Zirconium Alloys", Metallugical and Materials Transactions A, 27A, 2151-2159 (1996).

Evaluation of Spent Nuclear Fuel Transshipment for Kori Unit 1 during Decommissioning

Hyung-Min Na*, Ji-Min Kim, David Kessel, and Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91 Haemaji-ro, Seosaeng-myeon, Ulju-gun, Ulsan, Republic of Korea
*nahm@kepco-enc.com

1. Introduction

Prior to decommissioning of Kori Unit 1 nuclear power plant (NPP), a temporary management strategy for spent nuclear fuel (SNF) need to be decided to facilitate the decommissioning activity, planned to start from 2017. As one of the options, transshipment of the SNF from Kori Unit 1 to other neighboring NPPs can be considered out of others (e.g. interim storage facility, etc.). Purpose of this paper is to review the transshipment of SNF from Kori Unit 1 NPP to other neighboring NPPs during the decommissioning in aspects of regulation, duration, cost, etc.

2. Transshipment Evaluation

2.1 Background

As SNF emits high levels of radiation and heat, it is placed in the spent fuel pool (SFP) adjacent to a reactor to reduce the radiation levels and initial heat at least for five years. Due to lack of capacity of the SFP, for instance, the SNF has been transported by road to the nearby NPPs. For successful decommissioning of Kori Unit 1, it is required the SNF be managed efficiently, and, as one of the options, transshipment of the SNF to neighboring NPPs can be suggested to empty the SFP.

2.2 Regulatory Framework of Korea

Relevant laws and regulations for transport of radioactive material are presented below.

- Nuclear Safety Act (Article 71~77), Decree of the Act (Article 108~114), and Regulation of the Act (Article 98~110)
- Regulations on Technical Standards for Radiation Safety Control, etc. (Article 89~128)
- NSSC Notice 2014-50, Regulations for the Packing and Transport of Radioactive Materials, etc.

2.3 The SNF Inventory of Kori NPP Site

The SFP of Kori Unit 1 has a capacity of 562 assemblies, and it is known that 328 assemblies are stored in the SFP as of June 2016. After permanent shutdown of Kori Unit 1, all the fuel assemblies in the reactor vessel will be removed to the SFP, and the total number of spent fuel assemblies in the SFP is expected to be 485. Status of the SFPs of Kori NPPs site is presented in Table 1.

Table 1. SNF Inventory of Kori NPPs (June 2016)

NPP	Total Capacity (Assembly)	Current Storage (Assembly)
Kori 1	562	328
Kori 2	920	684
Kori 3	2,260	1,987
Kori 4	2,262	1,940
Shin Kori 1	700	426
Shin Kori 2	1,450	312
Total	8,154	5,677

2.4 Overview of Transshipment Procedure

Fig. 1 shows sequence of stepwise procedures of the on-site transport process using two KN-12 transport casks based on the previous experience [1].

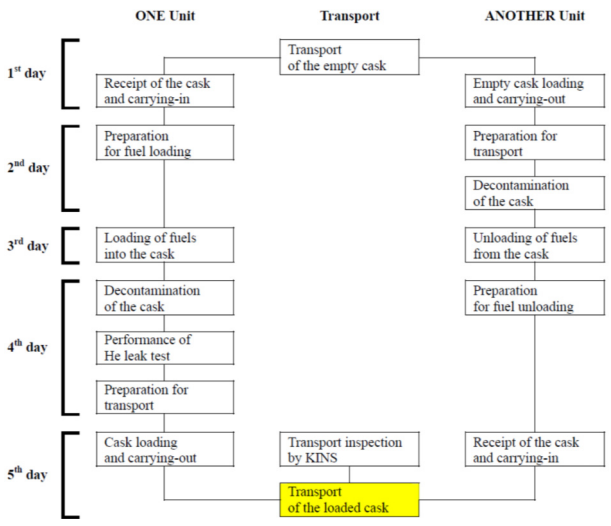


Fig. 1. Stepwise Procedures of On-site Transport Process [1].

As illustrated in Fig. 1, loading and unloading work were performed simultaneously, and total five days are required to complete one cycle of the on-site transport [1].

2.5 Overall Schedule and Cost Analysis

Following assumptions are made for the overall schedule and cost analysis.

a) The same conditions of Fig. 1 are applied.
b) There are 18 assemblies of damaged fuels.
c) 1 unit of KSC-1 for damaged fuel and 2 units of KN-12 casks for non-damaged fuel are used.
d) As a specification of KN-12 casks, 7 years of minimum cooling time of the SNF is required.
e) The weight of one cask including cask contents is assumed to be approximately 75 metric ton.
f) Distance from Kori Unit 1 to a neighboring NPP is assumed to be approximately 5 km.

2.5.1 Project Schedule

Based on the above assumptions, total 57 times of transshipment are arithmetically required to empty the SFP of Kori Unit 1 (39 times with KN-12 cask and 18 times with KSC-1 cask capable of 12 and 1 fuel assemblies, respectively). Moreover, minimum 40 weeks is required for non-damage fuels, and 36 weeks for the damaged fuel. Accordingly, total transshipment period is expected as approximately 19 months.

Approximate transport schedule, prepared by the *ProjectLibre,* is shown in Fig. 2. The first transportation was assumed to start in March 2023.

Name	Duration	Start	Finish
Preparation of transportaion	30 days	3/6/23 8:00 AM	4/14/23 5:00 PM
Transportaion of spent fuel	375 days?	**4/17/23 8:00 AM**	**9/20/24 5:00 PM**
1-10th transportaion	55 days?	**4/17/23 8:00 AM**	**6/30/23 5:00 PM**
1st Transportation	10 days	4/17/23 8:00 AM	4/28/23 5:00 PM
2nd Transportation	10 days	4/24/23 8:00 AM	5/5/23 5:00 PM
3rd Transportaion	10 days	5/1/23 8:00 AM	5/12/23 5:00 PM
4th Transprotation	10 days	5/8/23 8:00 AM	5/19/23 5:00 PM
5th Transprotation	10 days	5/15/23 8:00 AM	5/26/23 5:00 PM
6th Transprotation	10 days	5/22/23 8:00 AM	6/2/23 5:00 PM
7th Transprotation	10 days	5/29/23 8:00 AM	6/9/23 5:00 PM
8th Transprotation	10 days	6/5/23 8:00 AM	6/16/23 5:00 PM
9th Transprotation	10 days	6/12/23 8:00 AM	6/23/23 5:00 PM
10th Transprotation	10 days?	6/19/23 8:00 AM	6/30/23 5:00 PM
11-20th transportaion	55 days	**6/26/23 8:00 AM**	**9/8/23 5:00 PM**
21-28th transportaion	45 days	**9/4/23 8:00 AM**	**11/3/23 5:00 PM**
1-18th Damaged transportation	180 days	**10/30/23 8:00 AM**	**7/5/24 5:00 PM**
29-39th Transportaion of Intact	60 days	**7/1/24 8:00 AM**	**9/20/24 5:00 PM**
Follow-up measures	30 days	9/16/24 8:00 AM	10/25/24 5:00 PM

Fig. 2. Schedule for Kori Unit 1 SNF Transport.

2.5.2 Cost Analysis

The transshipment cost of spent nuclear fuel for Kori Unit 1 NPP was estimated based on the methodologies on the INL report [2]. Some data such as tariff, overhead factor, etc. were directly from the INL report, and, if possible, other data like as trip distance, cask type, etc. were adjusted as per the Kori Unit 1 conditions. Subsequently, the approximate cost in 2007 was evaluated first based on the reference [2], and then converted to the cost in 2016, as shown in Table 2, using the customer price index between 2007 and 2016.

Table 2. Approximate Transshipment Cost

	Value (2016 $)	Fraction
Total Cost	4,500,286	1.000
Packaging	0	0.000
Shipping	4,171,537	0.9269
Load & Unload	328,749	0.0731
Unit Cost	$12,001/MT-km	

3. Conclusion

This paper aimed at evaluating the transshipment of Kori Unit 1 for decommissioning in terms of legal framework, schedule, cost, etc. based on the previous experiences and the INL technical report. Applicability of the information on this paper will be enhanced in case the assumed data are specified considering actual decommissioning conditions.

4. Acknowledgements

This work was supported by the Nuclear Safety Research Program through the Korea Foundation of Nuclear Safety (KOFONS), granted financial re- source from the Nuclear Safety and Security Commission (NSSC), Republic of Korea (No. 1305009), and the 2016 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS), Republic of Korea.

5. REFERENCES

[1] S.H. Chung, C.Y. Baeg, B.I. Choi, K.H. Yang and D.K. Lee, "On-Site Transport and Storage of Spent Nuclear Fuel at Kori NPP by KN-12 Transport Cask," J. of Korean Radioactive Waste Society, vol. 4(1), p. 51~58, (2006).

[2] Idaho National Laboratory (INL), "Advanced Fuel Cycle Cost Basis, Transportation Processes of Module O Series (Rev. 2)," 2009.

사용후핵연료 운반성 평가항목 도출

최우석[1*], 조상순[1], 유승환[1], 방경식[1], 이주찬[1], 육대식[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*wschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

2016년 7월 입법예고된 고준위방사성폐기물 관리 기본계획에 따르면 현재 발전소 습식저장조에 임시 보관되고 있는 사용후핵연료는 단기적으로는 소내 저장시설로 이동하여 저장되고 그후에 중간저장시설로 이송되어 저장된 이후에 최종적으로 처분장으로 처분될 예정이다. 소내저장시설에서 중간저장시설로, 또는 중간저장시설에서 최종 처분장으로 사용후핵연료를 운반하기 위해서는 사용후핵연료의 운반성이 담보되어야 한다.

사용후핵연료의 운반성이라함은 발전소에서 연소되고 나온 사용후핵연료가 저장기간을 통해 열화되어 재료적 성능이 저하된 상태로 운반될 때, 사용후핵연료가 구조 및 열적으로 운반이 가능한 상태임을 담보할 수 있는가 하는 문제이다. 따라서, 사전에 사용후핵연료의 운반성을 평가할 수 있는 체계가 규제차원에서 수립되어야 한다. 이를 위해서 본 연구는 운반성 평가를 위한 평가항목을 도출한 내용에 대하여 기술한다.

2. 사용후핵연료 운반성 평가항목

2.1 사용후핵연료 운반성

사용후핵연료의 운반성을 평가하기 위해서는 사용후핵연료의 회수성이 담보되는가의 여부를 판단할 수 있어야 한다. 사용후핵연료의 회수성은 사용후핵연료를 담고 있는 캐니스터를 운반용기 또는 사용후핵연료를 처리할 수 있는 장소로 이동시킬 수 있는 능력으로 정의한다. 또한 개별 사용후핵연료 또는 포장된 사용후핵연료 다발을 취급할 수 있는 능력을 유지하는 것을 의미한다. 이러한 회수성은 정상 및 비정상 사건에 적용하며 설계기준사고 사건에는 적용하지 않는다. 이는 사용후핵연료 자체를 회수하는 능력은 정상 및 비정상조건에 대하여 담보되어야 하며, 사고조건에 대해서는 사용후핵연료 자체의 회수성을 적용하는 것은 아님을 의미한다. 반면에, 설계기준사고조건 하에서의 저장된 방사성물질을 안전한 상태로 되돌릴 수 있는 능력을 회복성(recovery)이라 한다.

2.2 구조분야 평가항목

운반용기의 기술기준은 IAEA SSR-6, 원안위고시 2014-50호, 10CFR Part 71 등에 잘 정립되어 있는 반면에, 사용후핵연료 자체에 대한 기술기준은 상대적으로 잘 정립되어 있지 않다. 그 이유는 운반용기에 대한 기술기준의 기본적인 근간이 운반용기 내부의 운반내용물의 손상여부와 상관없이 정상운반조건 및 가상사고조건에 대하여 운반용기가 궁극적으로 누설 성능을 만족하면 운반내용물이 외부로 비산되거나 유출되지 않고, 이에 따라 안전성이 보장된다고 볼 수 있다라는 생각이 있기 때문이다.

반면에, 2.1절에서 언급한 바와같이 사용후핵연료의 회수성을 담보해야 하는 정상 및 비정상운반조건에 대하여는 사용후핵연료가 구조, 열, 임계, 차폐 건전성을 유지하는데 필요한 평가항목 및 평가항목에 대한 요건이 구비되어야 한다.

구조적 관점에서의 사용후핵연료 집합체 및 피복관의 운반성 평가를 위한 평가항목은 사용후핵연료 집합체가 정상 및 비정상운반조건하에서 받는 가속도값과 피복관에 발생하는 변형률로 나타낼 수 있다.

운반용기의 취급 및 이송도중 낙하사고가 발생할 수 있으면 이러한 낙하조건에서 사용후핵연료 집합체는 Fig. 1과 같이 좌굴 및 굽힘에 의한 파손이 발생할 수 있다. 맨 아래의 지지격자체 사이의 연료봉은 좌굴거동을 한다. 이러한 축방향 좌굴에 기초한 임계하중은 선행연구에서 Table 1과 같이 그 범위가 넓게 분포한다. 좌굴을 발생시키는 임계하중에 대한 평가를 수행하기 위해서 평가모델 개발이 수행되었다. 평가모델은 본 논문에서는 제외한다. 펠렛이 클래딩에 부착되어 중량에 기여하는 효과도 영향을 미친다.

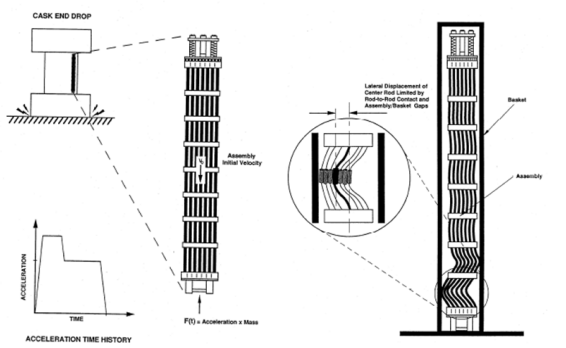


Fig. 1. Buckling deformation of fuel assembly at vertical drop condition.

Table 1. Critical g's value calculated from buckling critical load

Source	Assumption		Critical g's value based on buckling load
	Buckling resistance	Fuel Participation	
SNL, SAND90-2406	Cladding, Column Only	10%~100% of BWR Fuel Bonded to Cladding, 75%~100% of PWR Fuel Bonded to Cladding	220 ~ 54, 40 ~ 32
LLNL, UCID-21246	Cladding, Column Only	No fuel participates with cladding, (No fuel bonded to cladding), Vertical Drop (initial ~ 20 years storage), Side Drop (initial ~ 20 years storage)	, , 82 ~ 95, 63 ~ 74
ISG-12	Cladding, Column Only	100% of PWR Fuel Bonded to Cladding	14 g

2.3 열분야 평가항목

사용후핵연료 저장관련 법규인 10 CFR Part 72.122(h)(1)에서 "사용후핵연료의 피복관은 저장기간 동안 감손으로부터 보호되어야 한다"고 규정하고 있다. 이와 관련하여 미국의 규제기관인 NRC의 법규지침서인 NUREG-1536에서는 지르코늄 합금 재질의 피복관 또는 스테인리스 강 재질의 피복관 건전성을 보장하기 위해서 몇 가지 규정을 제시한다. 이에 기초하면 사용후핵연료를 저장 이후 운반할 경우 정상 저장조건 및 단기 장전 작업의 조건을 적용하여야 할 것으로 여겨진다. 따라서, 사용후핵연료 피복관의 최고온도는 400℃ 이하로, 단기 장전 작업 동안 열 순환(thermal cycling)에서 피복관의 온도 변화는 65℃를 초과할 때 10회 이하로 제한되어야 할 것이다.

2.4 핵연료재배치 평가항목

"연료 재배치"는 저장 및 운반시스템 내의 일반적인 핵연료집합체의 배치의 변화를 의미한다. 많은 연료 재배치들이 물리적으로는 발생가능성은 낮지만 고려가 필요하다고 판단된다. 연료집합체의 기하학적 변화, 즉 연료 재배치가 4 개의 기술전문분야인 임계, 차폐(선량율), 격납, 열에 대해 미치는 광범위한 영향평가가 필요하다.

연료 재배치와 관련하여 세 가지 범주가 고려되어야 한다.

가. 범주 1: 피복관 파손 - Fig. 2와 같이 갈라지거나 손상된 사용후핵연료봉이 해당

나. 범주 2: 피복관 파손없는 봉/집합체 변형 - 피복관의 파손은 발생하지 않았으나 수직낙하 및 수평낙하에 의해 핵연료봉 집합체가 변형하여 형상이 재배치된 경우

다. 범주 3: 피복관 파손없는 집합체의 축방향 배열 변화

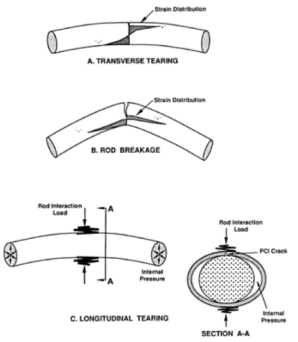


Fig. 2. Fuel rod failure mechanisms.

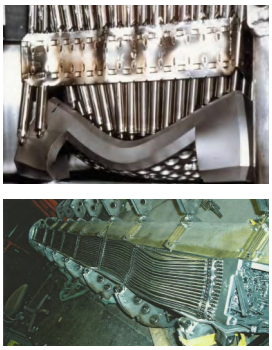


Fig. 3. Fuel assemblies after 9-m end drops.

각각의 범주에 따라 가능한 사고시나리오에서 임계, 차폐, 격납에 미치는 영향을 평가하였다. 임계측면에서는 반응도(reactivity) keff가 5% Δkeff 이상 크게 증가하는 경우가 있었고, 차폐측면에서는 운반용기 표면 최대선량율을 상당히 크게(2.1~23.6배) 증가시키는 경우가 있었으며, 연료재배치에 따라 허용누설율이 증가하고 연료미세입자가 흘러나오는 경우가 발생하였다. 따라서, 사용후핵연료의 운반성 평가를 위해 핵연료 재배치에 의한 임계, 차폐, 격납평가를 수행해야 한다.

3. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구사업(1503003-0115-SB120)의 지원으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] SAND90-2406, A Method for Determining the Spent-Fuel Contribution to Transport Cask Containment Requirements, SNL.

[2] NUREG/CR-7203, A Quantitative Impact Assessment of Hypothetical Spent Fuel Reconfiguration in Spent Fuel Storage Casks and Transportation Packages, Sep. 2015, U.S. NRC.

파열조건에서 완충체의 요소 소멸을 적용한 동적 해석

서기석[1*], 조상순[1], 최우석[1], 임종민[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
[2]한국항공우주연구원, 대전광역시 유성구 과학로 169-84
*nksseo@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 운반용기는 IAEA SSR-6 및 원자력안전위원회 고시 제2014-50호[1, 2]에 따르면, 운반용기가 1 m 높이에서 15 cm 직경 및 20 cm 길이 이상의 고정된 수직 봉에 낙하하는 사고조건에서 구조적 건전성을 유지하도록 되어 있다. 이와 같은 파열(puncture) 조건에서 운반용기의 최대 손상은 수평 낙하 자세에서 용기 본체와 수직 자세에서 용기 뚜껑에 각각 가해진다. 본 논문은 완충체(impact limiter)를 장착한 운반 용기의 수직자세에서 파열조건의 유한요소 해석을 하는 경우에 전단 파손의 거동을 요소 소멸 방법으로 적용하여 파열 봉이 완충체를 뚫어 버리는 구조적 거동을 평가하였다.

2. 파열조건의 운반용기 모델

사용후핵연료 운반용기는 이중 뚜껑을 갖는 구조를 갖고 있으므로 수직 파열조건에서 격납경계유지를 위해 뚜껑 및 볼트의 응력평가가 중요하다. 수직자세의 운반용기 파열조건 구조 해석모델은 ABAQUS/EXPLICIT를 사용하여 1/2 크기로 만들어졌다. 완충체 포함여부에 따라 해석모델은 Fig. 1과 같으며, 중량은 56.8 및 47.1 ton이고 Hex 요소가 약 42만개 및 21만개, 절점은 총 54만개와 26만개로 각각 사용되었다. 완충체 포함 모델의 하중 속도는 1 m 자유낙하에서 파열 봉에 충돌하는 4.43 m/s이며, 완충체 제외 모델에서는 충격완충체 높이를 합친 낙하 높이와 등가 속도인 5.73 m/s로 용기를 파열 봉에 충돌시켰다. 파열 봉의 바닥면에 있는 절점의 자유도는 고정하였고, 운반용기는 대칭면의 수직방향 자유도만 고정하였다.

완충체 구조는 강판 쉘 구조물에 Balsa 나무로 채워져 있다. 일반적으로 완충체를 포함한 운반용기의 수직자세 파열조건 구조해석은 일반 탄소성 재질로 적용할 경우 국부적인 대변형으로 요소의 Hourglass 모드 발생 등 계산이 수렴하지 못한다.

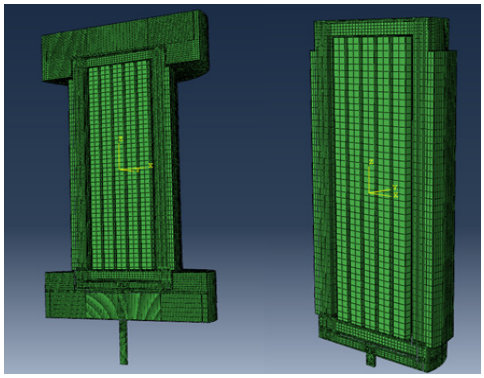


Fig. 1. Puncture Analysis Model According to the Existence of Impact Limiter.

따라서 완충체가 없는 용기 본체 모델이 보수적 조건의 가정과 해석평가의 용이성 때문에 적용된다. 실제 시험 결과에서 파열 봉은 완충체 강판과 Balsa 나무를 관통한다. 보수적 조건의 용기본체 모델의 파열 봉 낙하 해석결과와 완충체 포함 모델의 요소 소멸 조건으로 파열 해석결과를 비교할 필요가 있다.

3. 용기본체의 파열 봉 충돌 구조해석

보수적 해석인 용기본체의 파열 봉 충돌 해석은 Fig. 2와 같이 낙하 봉의 압축 변형과 용기 외부 뚜껑의 응력 분포 결과를 보이고 있다. 뚜껑 및 볼트 재질은 A182 F6NM 및 A193 B7이며, 각 항복응력은 620 MPa 및 655 MPa이다. 파열 봉은 일반 탄소강 A36을 적용하였으며, 항복응력 250 MPa을 갖고 있다. 뚜껑 및 볼트의 Von Mises 최대응력은 840 및 1984 MPa로 계산되어 파단강도를 초과하는 결과를 보이고 있다. 이 때에 파열 봉 하단의 반발력은 37.7 ms에서 5.07E7 Newton으로 계산되었다.

Table 1. Yield Stress and UTS of Lid and Bolt

재질	Yield Stress (MPa)	Ultimate Tensile Strength (MPa)
A182 F6NM	620	790
A193 B7	655	793

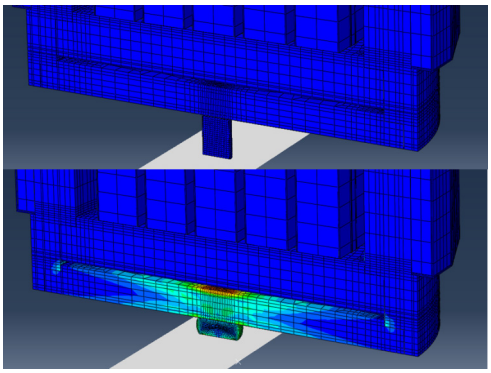


Fig. 2. Cask Body Only Model.

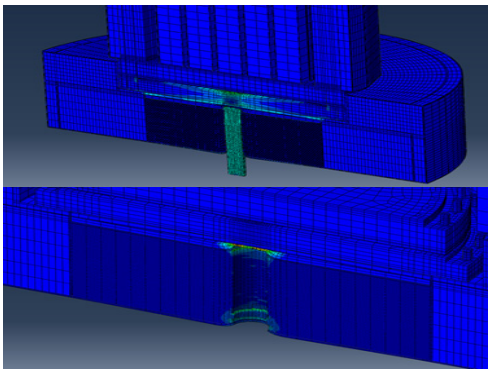


Fig. 3. Element Deletion Model of Impact Limiter.

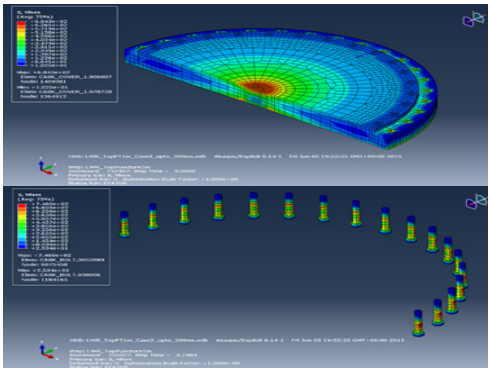


Fig. 4. Stress Contour of Lid and Bolt.

완충체를 포함한 운반용기의 파열조건 해석에서 요소소멸의 파단 변형율 기준값은 충격완충체의 발사 나무에서 0.74, 중성자차폐재 NS-4-FR에서 0.70, 충격완충체의 강판 쉘에서 0.40의 값을 각각 적용하였다. 이 해석결과에서 파열 봉은 Fig. 3과 같이 완충체의 강판, Balsa 나무, 중성자차폐체를 차례로 관통하며 용기 외부뚜껑에 도달하는 거동을 보이고 있다.

이와 같은 해석결과는 시험적 결과와 잘 일치하고 있음을 보이고 있다. 이 때에 뚜껑 및 볼트의 Von Mises 최대응력은 Fig. 4와 같이 684.3 및 746 MPa로 계산되어 항복응력을 초과하지만 파단강도 이하로 평가되었으며, 파열 봉 하단의 반발력은 199.2 ms에서 4.58E4 Newton으로 계산되었다.

4. 해석 결과 비교 및 검토

사용후핵연료 운반용기의 파열조건에서 완충체가 없이 용기본체 모델이 파열 봉과 충돌하는 해석과 완충체가 포함된 모델이 요소 소멸 거동을 적용한 해석의 결과는 최대 반발력, 외부 뚜껑 및 볼트의 최대응력에 대해 비교되었다. 최대 반발력은 Fig. 5와 같이 완충체가 없는 모델에서 직접 파열 봉이 외부 뚜껑과 충돌하므로 짧은 시간에 최대값에 도달하고 있으며, 완충체가 포함된 모델에서 요소 소멸을 적용한 해석에서 관통 시간이 소요되므로 최대 반발력의 도달하는 시간은 약 5 배 이상 길어지고 있다. 또한 용기본체 직접 충돌 계산결과에 대한 요소 소멸을 적용한 계산결과의 비율은 Table 2와 같이 뚜껑 응력에서 81.5%, 볼트 응력은 37.6%로 평가되었다.

결국, 용기 본체에 파열봉을 직접 충돌하는 해석은 상당히 보수적이며 볼트 파단과 같은 결과를 가질 수 있으나, 파열조건에서 요소 소멸 모델의 해석 방법이 타당성 있는 결과를 보이고 있다.

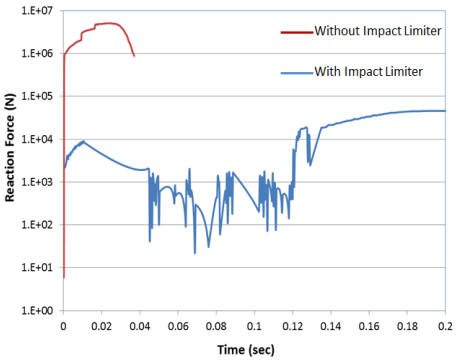


Fig. 5. Impact Force Comparison of Cask Only Model and Element Deletion Model of Impact Limiter.

Table 2. Impact Force Comparison According to the Existence of Impact Limiter

완충체 포함여부	용기본체/파열봉 모델 (A)	완충체 요소소멸 모델 (B)	B/A (%)
최대 충격시간(ms)	37.7	199.2	528.4
뚜껑 최대응력(MPa)	840	684.3	81.5
볼트 최대응력(MPa)	1984.0	746.0	37.6

5. 참고문헌

[1] IAEA Safety standard Series No. SSR-6, "Regulations for Packaging and Transportation of Radioactive Material", 2012 Ed.

[2] 원자력안전위원회 고시 제 2014-50, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2014.

PWR 사용후핵연료 직접처분에 대한 파이로처리 폐기물 처분 안전성 비교

이연명*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 처분을 위하여 1997년 이후 고준위 방사성폐기물 처분연구가 시작되어 2006년도에는 1983년에 제안된 스웨덴의 KBS-3 개념과 유사한 한국형 방사성 폐기물 처분 개념 KRS가 제안되었다[1]. 지하 500 m 암반층에 건설된 터널 바닥에 처분공을 뚫고 처분용기 즉 캐니스터에 사용후핵연료를 담아 영구 처분하는 이러한 KRS 개념은, 이후 사용후핵연료를 소멸처리할 수 있는 미래원자력시스템 개발을 통한 고속로 SFR의 연료로 사용하기 위한 우라늄과 플루토늄, 그리고 마이너 액티나이드를 포함하는 초우라늄 (Transuranic, TRU) 등 유용한 재활용 물질을 얻을 수 있도록, 사용후핵연료를 건식재활용하는 파이로프로세싱 (pyroprocessing)에 따라 새롭게 발생하는 폐기물을 처분하는 개념으로 대치되었다. 이에 따라 발생 폐기물 종류에 따라 동일 부지 내 두 개의 상이한 형태, 그리고 상이한 깊이의 암반매질 내에 분리 처분하는 방식인 터널처분과 KBS-3 개념과 유사한 방식을 복합적으로 고려하는 A-KRS개념이 개발되어 현재까지 관련 설계 및 예비안전성 평가모델이 수정 보완되며 진행되어오고 있다[2]. 파이로프로세싱은 당초 사용후핵연료를 전기분해하여 금속으로 환원하고, LiCl-KCl의 고온 용융염 매질을 이용하여 사용후핵연료 내에 잔존하는 우라늄과 TRU 등 유용한 에너지원을 그룹으로 분리해내 차세대 에너지 원으로 활용한다는 본질적 가치로 시작된 것이지만, 장반감기는 아니나 Cs이나 Sr과 같은 고방열 핵종은 일정 기간 분리 저장하여 발열량을 줄여 처분장 소요 면적을 줄이고, 장수명 핵종은 소멸 시켜 사용후핵연료 부피 기준 폐기물 발생량을 줄어 처분관점에서 유리한 방식일 수 있다는 점도 주장되어왔다. A-KRS개념은 이렇게 500도 이상의 고온 용융염에서 사용후핵연료 연소들 사이의 전해분리 특성차이를 이용하여 녹여내는 전기 분해를 거쳐 전해정련-전해제련 등 일련의 파이로프로세싱에 따라 새롭게 발생되는 다양한 형태의 방사성 폐기물을 처분하기 위하여 이전의 KRS개념이 변경 이행되어오며 파이로처리 공정에 따른 물질 수지 산정 결과에 따라 발생되는 폐기물의 형태나 폐기물 내의 핵종의 일부가 변경되는 과정을 거치고 이러한 변화에 대해 새롭게 수정 설계되어왔다. 이에 따라 고준위 방사성 폐기물본래의 형태로서의 사용후핵연료 직접처분과 파이로프로세싱 폐기물의 처분을 위한 A-KRS 개념 상호간 방사선적 안전성평가 상 처분 성능, 즉 방사선 피폭에 관련된 비교 우위를 비교하는 연구가 수행될 필요성도 대두되었다. 즉, 사용후핵연료 직접처분과 파이로프로세싱에 따른 LiCl-KCl 폐기물과 Tc-99/I-129 폐기물처분에 따른 방사선적 안전성 평가에 관한 정량적 비교연구를 위해서는 가능한 한 상호 동일한 조건으로 비교할 수 있는 새로운 평가 시스템이 요구된다. 이를 위하여 Fig. 1과 같은 가상 처분 시스템을 구현하고 정상적 핵종의 유출 이동에 관련된 FEPs의 인지 및 시나리오 도출을 통하여 근계영역을 제외한 원계영역 및 생태계를 동일하게 가정하여 GoldSim[3] 템플릿 모델을 Fig. 2와 같이 개발하고 입력 자료를 도출하여 상호 비교 평가가 가능한 표준 평가 시스템을 개발하여 도출된 입력자료를 통하여 정량적 평가를 수행하고 이를 Fig. 3과 같이 예시하였다.

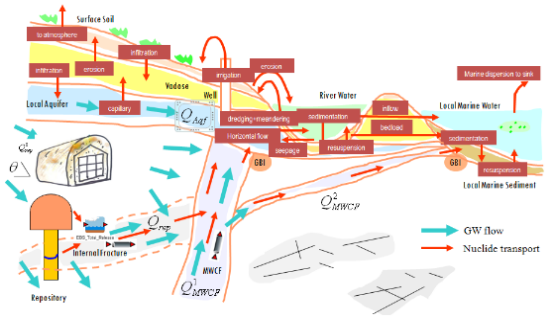


Fig. 1. Conceptual Disposal System.

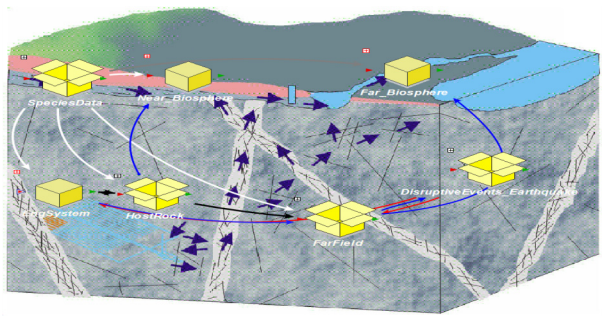


Fig. 2. GoldSim model for cstudy.

2. 시스템평가 및 결론

비교 평가를 위한 시스템 입력자료를 Table 1에 보였고 PWR 사용후핵연료 직접처분과 다른 파이로프로세싱에 따른 선량 비교를 Fig. 3에 보였다. 이렇게 사용후핵연료 직접처분과 파이로프로세싱 폐기물 처분을 상호 비교할 수 있는 표준 안전성평가 시스템을 개발하고 평가에 필요한 입력자료를 구축하였다.

Table 1. System input

Parameter Name	Value
Canister	
Number (PWR)	45845
Number (LiCl-KCl)	655
Number (Tc-99/I-129)	2458
Failure time (PWR), yr	10000
Failure time (LiCl-KCl), yr	10000
Failure time (Tc-99/I-129), yr	10000
Height (PWR), m	4.83
Height (LiCl-KCl), m	4.97
Height (Tc-99/I-129), m	4.97
Radius (PWR), m	1.02/2
Radius (LiCl-KCl), m	1.14/2
Radiuss (Tc-99/I-129), m	1.14/2
Underneath height (PWR), m	0.5
Underneath height (LiCl-KCl), m	0.5
Underneath height (Tc-99/I-129), m	0.5
Repository	
EDZ thickness (PWR), m	0.3
EDZ thickness (LiCl-KCl), m	0.3
EDZ thickness (Tc-99/I-129), m	0.3
Borehole spacing (PWR), m	9
Borehole spacing (LiCl-KCl), m	4
Borehole spacing (Tc-99/I-129), m	4
Tunnel height (PWR), m	6.15
Tunnel height (LiCl-KCl), m	6
Tunnel height (Tc-99/I-129), m	6
Tunnel width (PWR), m	5
Tunnel width (LiCl-KCl), m	5
Tunnel width (Tc-99/I-129), m	5
Tunnel spacing (PWR), m	40
Tunnel spacing (LiCl-KCl), m	25
Tunnel spacing (Tc-99/I-129), m	25
Buffer	
Thickness (PWR), m	0.36
Thickness (LiCl-KCl), m	0.36
Thickness (Tc-99/I-129), m	0.36
Porosity	0.4
Diffusion coefficient, m2/yr	0.000378
Density, kg/m3	1600
Deep Fractured Rock Mass (@500m)	
Flow rate calculated, m3/yr	113.9
Fracture aperture, m	0.0001
Fracture Spacing, m	5 (not used)
Retardation in fracture	1.0
Matrix diffusion distance, m	5.00E-01
Length, m	419
Dispersion coefficient, m2/yr	one tenth of the travel length
Matrix porosity	0.002
Density, kg/m3	2650
mass gradient, %	5
Hydraulic conductivity of the rock mass at 500m, m/s	1.00E-10
MWCF (@500m)	
Number of fractures	10
Flow velocity, m/yr	1.38E+01
Fracture aperture, m	0.001
Plume width, m	2400
Plume depth, m	20
Fracture Spacing, m	not used
Fracture width, m	500
Retardation in fracture	1
Matrix diffusion distance, m	1
Length, m	468
Dispersion coefficient, m2/yr	one tenth of the travel length
Fracture porosity, %	5
Matrix porosity	0.002
Density, kg/m3	2650
Hydraulic conductivity, m/s	0.00000002 (not used)
MWCF fracture width, m	5.00E+02
Groundwater	
Pure diffusion coefficient, m2/yr	0.032
Plume Width at the Biosphere in MWCF, m	same to plume width

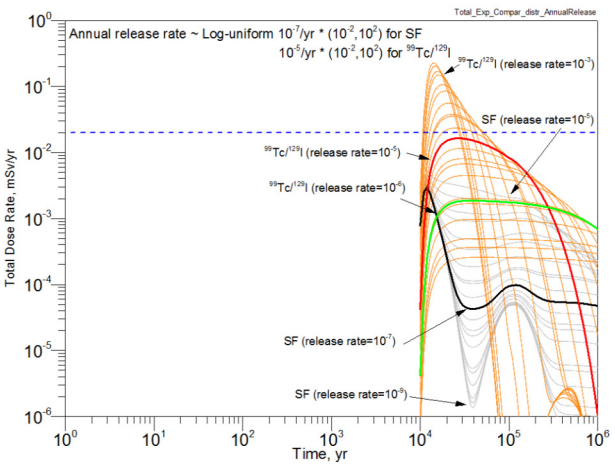


Fig. 3. Probabilistic and deterministic annual dose exposure rates compared.

3. 참고문헌

[1] Heui-Joo Choi et al., "Development of geological disposal system for spent fuels and high-level radioactive waste in Korea," Nuclear Engineering and Technology, 45(1), 29-40, (2013).

[2] Youn-Myoung Lee and Hwang, Yongsoo, A GoldSim model for the safety assessment of an HLW repository. Progress in Nuclear Energy 51, 746-759, 2009.

[3] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.

사용후핵연료 저장 및 운송용기 적용 중성자 흡수재에서의 가돌리늄 함유량 효과

김미진, 이희재, 손동성*
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*dssohn@unist.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장 수조 포화로 인하여 사용후핵연료 저장 및 이송 문제가 대두되고 있다. 이에 대하여 조밀랙 저장, 호기간 이송 및 건식 저장소 설치 등의 방안이 해결책으로 제시되고 있다. 이를 위해서는 우수한 성능을 가진 중성자 흡수소재가 필요하다.

중성자 흡수소재의 경우 전량 수입에 의존하고 있기 때문에 독자적인 개발이 필요하며 이를 위해서는 규정에 따른 해석이 필요하다. NRC guideline인 10 CFR 72.124 [1]와 NUREG-1617 Standard Review Plan [2]에 따르면 핵임계 증배계수(keff)의 합이 0.95를 넘어서는 안 된다.

본 연구에서는 첨단 흡수소재인 가돌리늄을 포함하는 중성자 흡수재를 건식 저장소에 적용하여 핵임계 해석을 진행하였다.

2. 본론

2.1 전산 코드

핵임계 계산은 SCALE 6.1 패키지의 KENO-V.a. 코드를 사용하였다[3]. 사용한 핵단면적 자료는 ENDF/B-VII 238 Group [4]이며 총 2000주기와 주기 당 8000개의 중성자를 생성하여 해석하였다. 전체적인 표준편차는 0.00020 - 0.00023이다.

2.2 계산 모델

본 해석에서는 Fig. 1과 같이 21개 핵연료 집합체 다발을 저장할 수 있는 사용후핵연료 저장 및 운송용기가 기본 모델로 설정하였다. 바스켓의 자세한 구조를 Fig. 2에 나타내었고 이는 구조재와 중성자 흡수재의 기능을 겸하는 일체형 구조이다. 두께의 경우 5 mm가 사용되었고 소재의 경우 스테인레스강에 첨단 중성자 흡수재를 첨가하였다.

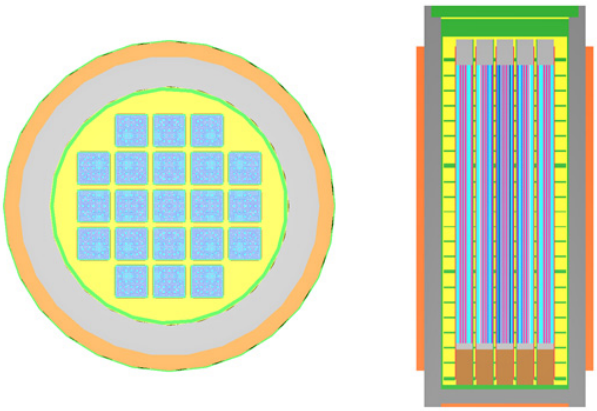


Fig. 1. Cask model.

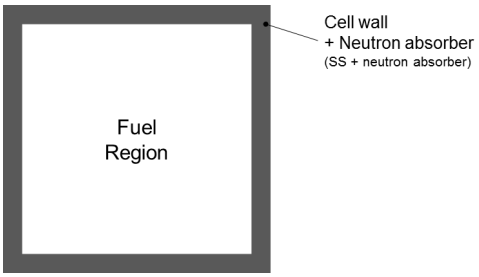


Fig. 2. Integral basket structure.

핵임계 계산에서 가장 심각한 반응을 나타내는 침수조건을 모사하기 위하여 물을 냉각재로 사용하였다. Westinghouse의 17X17 배열을 가지는 OFA (Optimized Fuel Assembly)를 계산에 사용하였고 U-235 농축도의 경우 4.5wt%이다. 보수적인 계산을 위하여 연소되지 않은 신연료의 농축도와 성분을 사용하였고 가연성 흡수체와 제어봉은 무시하였다.

2.3 결과

2.3.1 가돌리늄 첨가에 따른 효과

일체형 구조의 바스켓에 가돌리늄(at%)을 첨가함에 따라 나타나는 핵임계 증배계수를 Fig. 3에 나타내었다.

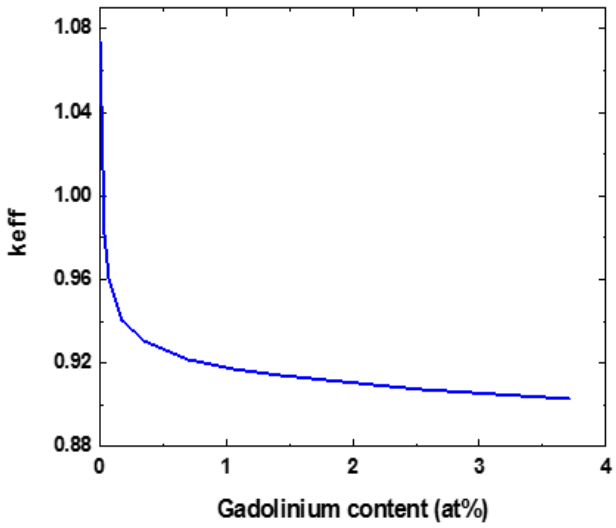


Fig. 3. The gadolinium content (at%) effect.

가돌리늄 첨가에 따라 유효증배계수는 감소하며 1at% 이상 삽입할 경우 기타 불확실도에 대한 여유도를 남겨두고 임계 규정인 0.95를 만족하는 것으로 보인다.

3. 결론

핵연료 집합체 21개 다발을 저장할 수 있는 건식저장 및 운송용기에 첨단 흡수소재인 가돌리늄을 적용하여 해석을 진행하였다. 가돌리늄 첨가에 따른 해석을 진행한 결과 가돌리늄을 1at% 이상 첨가할 경우 임계 규정인 0.95 이하를 만족한다. 하지만 가돌리늄 함유량이 증가함에 따라 비례적으로 핵임계 증배계수가 감소하지 않기 때문에 적절한 가돌리늄 함유량을 설정하고 가돌리늄을 보완할 수 있는 중성자 흡수물질을 추가적으로 삽입하는 것이 중성자 흡수재를 더욱 효과적으로 사용할 수 있을 것으로 보인다.

4. 감사의 글

본 연구는 2016년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다 (No. 20141710201690).

5. 참고문헌

[1] Code of Federal Regulations, Title 10, Part 72.124, “Criteria for nuclear criticality safety” (2015).

[2] NUREG-1617, “Standard Review Plan for Transportation Packages for Spent Nuclear Fuel” (2000).

[3] L.M. Petrie and N.F. Landers, “KENO-V.a.: An improved Monte Carlo Criticality Program with Supergroping”, ORNL/TM-2005/39, Version 5, Sect. F11 (2005).

[4] M.B. Chadwick, P. Oblozinsky, and M. Herman et al., “ENDF/B-VII.0: Next generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology”, Nuclear Data Sheets, Vol. 107, Issue. 12, 2931-3060 (2006).

사용후핵연료 저장용기의 금속 밀봉재 고온가속화 격납건전성 성능시험

양윤영[1*], 최우석[1], 서기석[1] ,조상순[1], 임종민[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국항공우주연구원, 대전광역시 유성구 과학로 169-84
*yang0124@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 저장하는 볼트체결 캐스트의 격납경계를 형성하는 주된 구성요소는 밀봉재(Seal)이다. 밀봉재의 종류는 크게 탄성중합 밀봉재(Elastomer Seal)와 금속 밀봉재(Metallic Seal)로 대변된다. 탄성중합 밀봉재는 방사능물질의 운반용기에 주로 사용되며, 금속 밀봉재는 저장용기에 사용된다. 이러한 밀봉재는 열과 방사선에 의해 그 성질이 저하된다. 또한, 밀봉재가 강한 열에 노출되면 크립(creep) 현상이 발생하는데 이러한 크립 현상은 밀봉재의 건전성을 저하시킨다. 따라서, 저장용기는 오랜 시간동안 방사능 물질을 내부에 담고 있어야 하기 때문에 내건전성이 좋은 금속 밀봉재를 사용하여야 한다[1].

본 연구에서는 Larson Miller parameter를 이용하여 금속 밀봉재의 수명을 예측하고, 고온 가속화 시험을 통하여 금속 밀봉재의 장기 저장기간 중 금속 밀봉재의 격납 건전성을 확인한다.

2. 본론

2.1 금속 밀봉재

사용후 핵연료 운반 및 저장용기에 사용되는 금속 밀봉재의 전체적인 윤곽은 Fig. 1과 같다. 금속 밀봉재의 내부에는 원형 스프링이 있으며, 외부에는 두 개의 재킷이 감싸고 있다. 원형 스프링과 내부 재킷은 스테인레스강으로 되어 있으며, 외부 재킷은 은 또는 알루미늄으로 되어있다.

2.2 시험 방법

금속 밀봉재 고온가속화 시험장비는 높은 온도를 일정하게 유지해주는 장치이다. Fig. 2의 고온 가속화 시험장비의 챔버에는 Fig. 3와 같이 저장용기의 뚜껑부를 모사한 소형 플랜지를 넣고 가열한다. 이 플랜지에서 뚜껑에 해당하는 플랜지에는 가공 홈(groove)이 있어 이 홈에 저장용기에 사용되는 금속 밀봉재를 위치시켜 고온가속화 시험을 수행한다.

금속 밀봉재 가속화시험에서의 누설측정 방법은 플랜지에 헬륨을 주입하고, 외부에서 이를 헬륨누설률 측정기기를 이용하여 누설률을 주기적으로 측정한다. 이 데이터를 바탕으로 금속 밀봉재의 설계수명 내 건전성 평가를 한다.

시험에서는 원형모델에 사용되는 금속 밀봉재인 Helicoflex HND229 제품을 사용하였으며, 허용 누설률은 여러 문헌들에서 제시되고 있는 10^{-8} mbar.l/s를 사용하였다.

2.3 고온가속화 시험 조건

Larson Miller parameter(LMP)를 사용하면, 저온에서 장기간의 영향에 대한 평가를 고온에서 단기간의 영향에 대한 결과를 사용하여 예측할 수 있다. 금속 밀봉재의 가속화시험은 LMP에 근거해 설계수명과 등가인 시험 조건을 수립하였다[2]. 다음은 LMP 식이다.

$$LMP = T(C + Log_{10}t) \qquad (1)$$

T는 절대온도(K), t는 시간(h), C는 상수값이다. 식(1)의 C 값은 여러 문헌들에서 각각 다르게 사용되고 있다. C 값이 클수록 시험 시간은 짧아진다. 본 연구에서는 상수 C값을 16으로 사용하였다. 정해진 C 값을 가지고 LMP 식에 등가 시험조건(128℃, 50 년)을 대입하여 시험 조건을 설정하였다.

설정된 시험조건을 가지고 1차 시험과 2차 시험을 진행하였다. 1차 시험은 180℃에서 9 주의 시험이며, 2차 시험은 165℃에서 39 주 동안 수행하였다.

Fig. 1. Metallic Seal.

Fig. 2. High temperature chamber for acceleration leakage test.

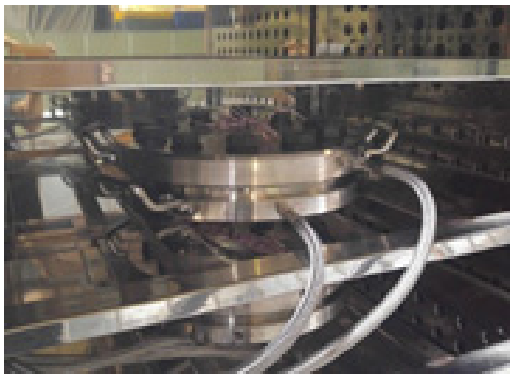


Fig. 3. Simplified lid assembly with metallic seal.

3. 결론

금속 밀봉재의 격납 건전성 평가를 위하여 1, 2차에 걸쳐 고온가속화 시험을 수행하였다. 가속화 시험을 수행하기 위하여 LMP에 근거하여 사용후 핵연료의 저장 조건과 유사한 가속화 시험 조건을 계산하였다. 계산된 가속화시험조건에서 금속 밀봉재의 누설률을 측정하였다. Fig. 4와 Fig. 5는 가속화 시험을 통하여 얻은 누설률 측정 데이터이다.

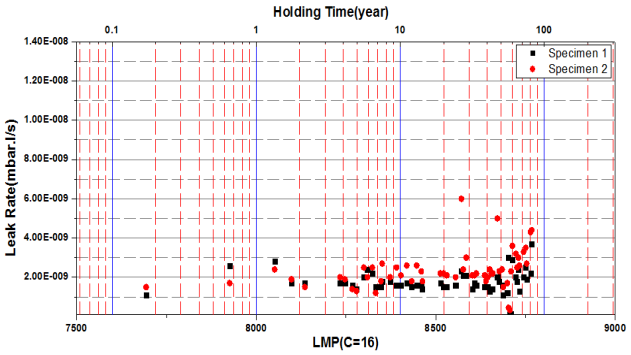


Fig. 4. 1st Leakage test result at temperature 180℃.

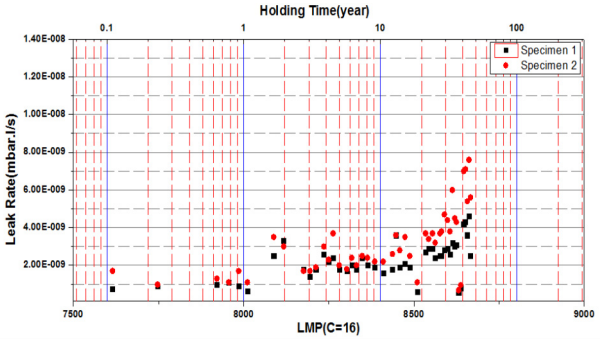


Fig. 5. 2nd Leakage test result at tempearture 165℃.

1차 시험(180℃)에서는 50 년에 해당하는 9주 이후 추가 4주 동안도 누설이 발생하지 않았다.
2차 시험(165℃)에서는 현재까지(37 주) 누설이 발생하지 않아 격납 건전성이 유지됨을 보였다. 향후 금속 밀봉재의 격납 건전성 평가를 위한 고온 가속화 시험이 지속될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업부의 방사성폐기물기술개발사업(201471020173B)의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Holger Volzke, Dietmar Wolff, Ulrich Probst, Sven Nagelschmidt, Sebastian Schulz, "Long-Term Performance of Metal Seals for Transport and Storage Casks", Proceedings of the 17th International Symposium on the PATRAM (2013).

[2] Sassoulas H., Morice L., Caplain P., Rounaud C., Mirabel., Beal F., "Ageing of Metallic Gaskets for Spent Fuel Casks: Century-Long Life Forecast from 25,000-h-Long Experiment" Nuclear Engineering and Design 236 (2006).

3분과

고준위폐기물처분 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

고준위방사성폐기물 처분 Safety Case 개발을 통한 처분 안전성 신뢰도 향상

백민훈*, 고낙열, 정종태, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물 심층 처분의 안전성 확보를 위해서는 수만에서 수십만 년의 장기간 동안 처분 시스템의 성능과 안전성을 확보하는 것이 가장 중요하다. 최근에 처분 안전성 확보를 위해 처분장 개발의 전 단계(개념 설정부터 폐쇄 후 관리까지)에 걸친 처분 안전성을 입증할 수 있는 다중의 증거, 해석 및 논의들의 총합인 safety case 개념이 개발되어 적용되고 있다[1]. 본 연구에서는 고준위방사성폐기물 처분 안전성을 safety case의 다양한 측면에서 고찰한다. 아울러 고준위방사성폐기물 처분 안전성의 신뢰도 향상을 위해 safety case 기반 하에 어떤 노력들이 필요한지를 살펴보고 몇 가지 실행 방안을 제안하고 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 처분 안전성과 Safety Case 개발

일반적으로 safety case는 처분장 개발의 여러 단계(즉, 개념 개발 단계, 부지 조사 및 부지 선정 단계, 설계 개발 및 건설 단계, 운영 및 폐쇄 단계, 폐쇄 후 관리기간)를 따라 진화하며, 각 단계에서 safety case의 수준은 시설의 형태와 사용된 기술들 외에 여러 다른 인자들에 의존한다. Safety case는 safety case 배경(context), 안전전략, 시스템 서술, 안전성 평가, 반복 및 설계최적화, 불확실성 관리, 제약, 통제와 조건들, 안전성 논거들의 통합 등의 요소들로 구성되어 있다.

방사성폐기물 처분에서 있어 safety case의 역할은 다음과 같은 기능들을 제공하는 것이다[2].

- 처분장 폐쇄 후에 처분시스템의 거동과 성능을 입증하는 구조화된 추적 가능한 투명한 방법으로 타당한 정보들을 통합하는 것
- 처분시스템의 거동과 성능의 불확실성을 확인하고, 불확실성의 중요도를 해석하고, 중요한 불확실성들의 관리방법 등을 확인하는 것
- 처분시설이 인간의 건강과 환경을 보호하는 성능을 잘 수행할 것이라는 타당한 확신을 제공함으로써 장기 안전성을 입증하는 것
- 처분시설 개발의 각 단계에 필요한 의사결정들을 지원하는 것
- 처분시설과 관련된 이슈들에 관한 여러 이해당사자들 사이의 의사소통을 돕는 것

NEA(Nuclear Energy Agency)에서 제시한 safety case의 일반적인 개발방법을 Fig. 1에 제시하였다[1].

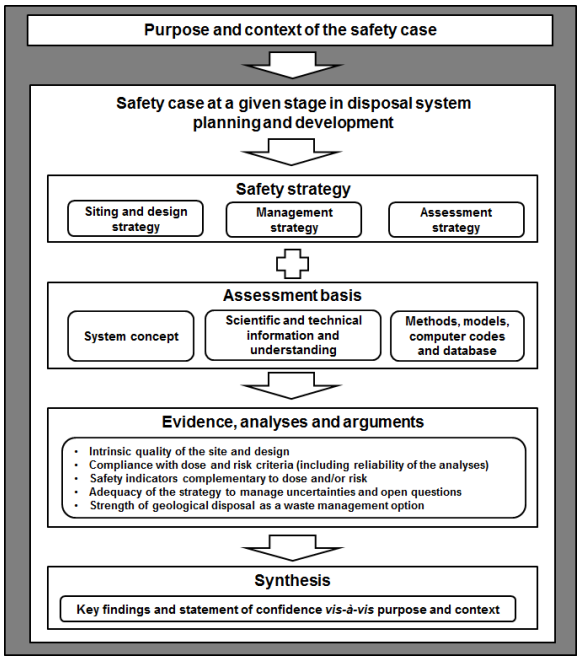


Fig. 1. Methodology for the development of a safety case proposed by NEA.

고준위방사성폐기물 심층 처분장의 계획, 건설, 운영 또는 폐쇄 등의 특정 개발 단계에서 제공되는 safety case는 처분장 개발 과정에 지침이 되는 중요한 결정들의 한 부분이라 할 수 있다. Safety case를 만드는 과정은 처분장 프로그램들 사이에서 그리고 프로그램 내에서 변화하게 된다. Safety case가 개발되고 나면 개발된 safety case의 신뢰성 증진을 위해 처분장 개발의 각 단계들에서 개발된 safety case를 반복적으로 수정해야 할 필요가 있다. 이러한 반복적인 safety case 개발 과정에서 가장 중요한 요소는 개발된 safety case의 수정

여부를 판단하는 결정요인들이며, safety case의 신뢰도를 증진할 수 있는지 여부가 이들 결정요인들의 주요 판단근거가 된다. 이러한 반복적 과정을 Fig. 2에 도식적으로 나타내었다[2]. Safety case의 성공적인 개발에 중요한 결정요인들(decision points)은 다음과 같다:

- 안전성 평가에 따라 safety case를 구성하고 제시하는 사업자에 의한 결정으로 신뢰도 평가에 기초를 두고 있다.
- 제안된 safety case의 수용성을 고려한 규제자와 다른 이익집단들의 결정으로 safety case 내 신뢰도 진술을 제공한다.

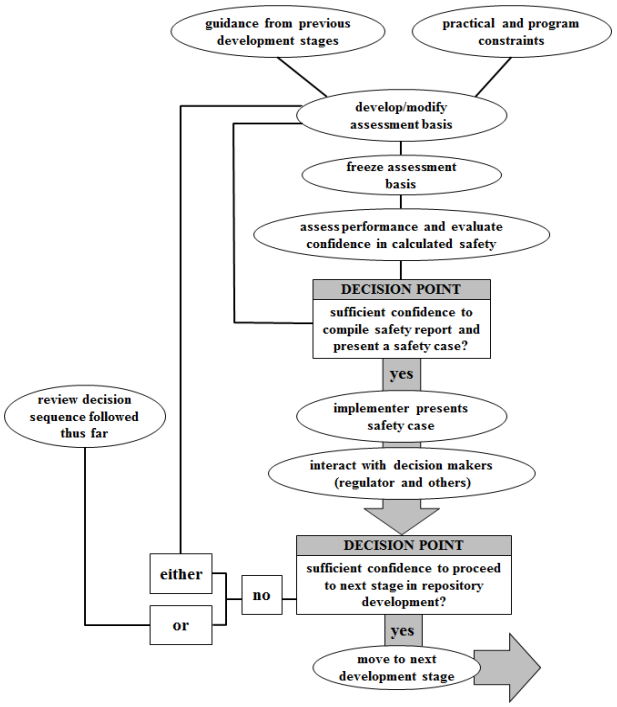


Fig. 2. The iterative steps in the development of a safety case within a repository development stage.

2.2 Safety Case 신뢰도 향상

Safety case는 신뢰를 구축하기 위해 도입된 원칙들과 방법들을 명확히 해야 한다. 안전성 평가에서 신뢰를 구축하는 방법들은 처분장 개발 과정 내에서 행해진 결정들이 충분한 근거를 가지도록 해야 한다. Safety case의 신뢰도 향상을 위한 방안들은 다음과 같다.

- Safety case는 신뢰도 구축을 위한 방법들을 명확히 해야 한다.
- 신뢰도 구축을 위해 평가근거 요소들의 신뢰도가 평가되어야 한다.
- 신뢰도 평가와 증진은 safety case의 개발 과정에서 반복적으로 수행되어야 한다.
- 불확실성의 존재 하에서도 처분안전성의 신뢰도를 평가하기 위한 방법들이 존재하며, 많은 경우에 민감도 분석을 통해 수행된다.
- 안전성 평가의 신뢰도 향상을 통해 처분 안전성의 신뢰도는 증진될 수 있다.
- 자연유사물들은 처분 안전성의 정성적인 평가와 신뢰도 향상에서 중요한 역할을 한다.
- 전체 처분 안전성에서 신뢰성 진술(statement)은 safety case의 한 부분이고, 주요 결정들에 관한 논의들이 평가되어야 한다.

2.3 처분 안전성 신뢰도 향상 방안

처분 안전성 신뢰도를 향상하기 위해서는 매우 다양한 노력들이 필요할 것이다. 그러나 여기에서는 국내의 고준위폐기물 처분사업 현황과 처분 safety case 개발에 근거하여 처분안전성의 신뢰도 향상에 필요한 요소들을 다음과 같이 제시한다.

- 신뢰할 수 있는 정보자료의 구축
- 안전성 관련 과정들의 이해
- 안전성 평가의 불확실성 저감
- 이해당사자와의 의사소통
- 공정성과 투명성 확보

3. 결론

본 연구결과는 고준위방사성폐기물 심층처분을 위한 safety case 개발에 필요한 정보와 고려해야할 주요 원칙들을 제공하며, safety case를 통한 처분안전성의 신뢰도 향상에 기여할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었음(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

5. 참고문헌

[1] Nuclear Energy Agency, Post-Closure Safety Case for Geological Repositories - Nature and Purpose, NEA Report, NEA-3679 (2004).

[2] Nuclear Energy Agency (NEA), Confidence in the Long-Term Safety of Deep Geological Repositories - Its Development and Communication, NEA, Paris (1999).

국외 사용후핵연료 처분시설 부지선정 프로그램 분석

김수진, 조현진, 윤정현, 이정환*
한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*oathway@korad.or.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분시설의 부지선정은 국가정책과 국제적인 기준에서 요구하는 안전, 기술, 환경적인 측면의 다양한 요건을 충족시키는 최적의 처분시스템을 개발함에서 매우 중요한 단계이다[1]. 부지선정은 특정 배제조건을 제외해 나가면서 광역 지역으로부터 특정 부지까지 좁혀나가는 체계적인 과정으로 진행된다. 특정 부지로 좁혀나가는 방법은 지자체와 국가의 협의를 통해 지정하거나 지자체 혹은 부지 소유자들의 자발적인 참여에 따른 공모제 등 여러 가지 형태가 있을 수 있다. 어떠한 방법이든지 부지선정의 목적은 최고의 부지를 찾는 것이 아닌 안전성과 기술적, 환경적인 요건에 모두 부합하는 최적의 처분시스템을 제공하는 데에 있다.

본 연구는 사용후핵연료를 장기간 격리할 수 있는 자국 고유의 처분시스템을 개발하여 장기간 R&D 프로그램을 통해 안전성을 입증하고, 처분시설 부지를 확정 지은 핀란드와 스웨덴의 사례를 심도 있게 분석하여 기초조사 자료로 활용하고자 한다.

2. 본론

핀란드와 스웨덴은 관련 법령 제정과 국가체계를 구축하여 합리적인 절차에 따라 부지선정 단계를 진행하였고, 방폐장 유치에 참여한 지자체를 대상으로 직/간접적인 지역지원과 함께 제도적인 효력을 갖는 거부권(Veto Power)을 부여하여 자발적인 참여와 주민 수용성 제고를 이끌었다. 특히 두 국가에서 선정한 Okiluoto(핀란드)와 Forsmark(스웨덴) 부지는 원전 주변에 위치하여 상대적으로 지역주민들의 이해도가 높고 방사성폐기물 운반 요건을 줄일 수 있다는 잠재적인 이점을 가지고 있다.

2.1 핀란드

1983년 광역지질조사를 시작으로 2015년 세계최초의 건설인허가 승인까지 핀란드에서 처분 부지를 확정하는 데는 30년 이상이 소요되었다(Fig. 1)[2].

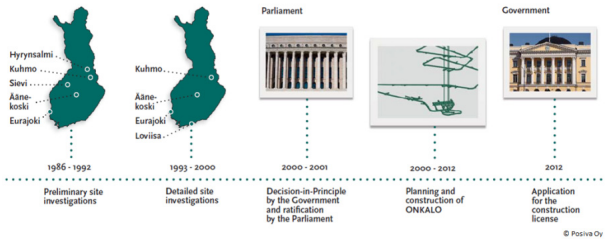


Fig. 1. Finland geological repository siting process.

핀란드 원자력법에 따라 원자력시설 인허가 과정에는 지자체가 시설 입지에 대한 거부권을 행사할 수 있는 DiP(Decision-in-principle) 절차가 포함된다. 선행된 지질학적 조사결과에 따라 결정된 4곳의 상세조사 지역 중 이미 원전이 자리 잡혀있는 Eurajoki와 Loviisa 지자체에서 가장 많은 주민 동의를 얻었다. 1999년 처분사업자인 POSIVA는 상당수의 사용후핵연료가 저장 중이며 더 넓은 처분장 면적을 제공할 수 있는 Eurajoki의 Okiluoto를 후보 부지로 선정하였다. 2000년 Eurajoki 의회의 승인 절차와(찬성:반대=20:7) 2001년 국회의 처분장 건설 관련 DiP 비준동의 절차를 거쳐(찬성:반대=159:3) Okiluoto는 최종 처분장 부지로 선정됐다.

핀란드에서는 처분장 유치지역에 대해 직접적인 경제적 보상은 하지 않았으나 처분사업 주체인 POSIVA의 본사 이전에 따른 고용창출과 세금혜택 등 간접적인 방법으로 지역지원을 이행하고 있다[3].

2.2 스웨덴

다중방벽 시스템인 KBS-3 처분시스템을 개발한 스웨덴은 1970년대부터 40년 이상 사용후핵연료 처분에 관한 연구를 수행하고 있다(Fig. 2)[4].

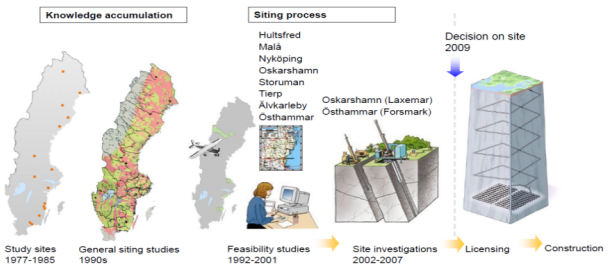


Fig. 2. Sweden geological repository siting process.

1992년 SKB는 광역지질조사 결과를 참조하여 290개의 지자체를 대상으로 부지선정 절차에 참여할 것을 독려하였고, 이 중에 13곳이 참여 의사를 밝혀 2개의 지자체를 대상으로 타당성 조사를 수행하였다. 그러나 주민투표 결과 반대가 우세하여 부지선정 절차는 전면 중단되었다.

이후 처분사업자인 SKB는 지역주민의 수용성 없이는 부지선정이 불가함을 깨닫고 원전 주변 지역을 대상으로 유치신청을 공모하여 8개 지자체에서 타당성 조사를 수행하고, 4개의 상세조사 지역을 선정하였으나 2곳이 참여 의사를 철회하여 나머지 지자체를 대상으로 상세부지조사를 수행하였다.

상세부지조사 대상 지자체였던 Östhammar와 Oskarshamn은 부지선정 요건 중 안전이 가장 중요함을 인지하고 2007년 협력체계를 구축하였다. SKB는 지질조건, 설계, 안전성 평가, 환경영향평가 등 복합적인 요건을 고려하여 2009년 최종 처분장 후보 부지로 Östhammar의 Forsmark를 포장공장 후보 부지로 Oskarshamn을 각각 선정하였다.

20억 SEK의 지역지원금의 25%는 처분장 후보 부지로 선정된 Östhammar 지자체에 나머지 75%는 탈락한 Oskarshamn 지자체에 15년에 걸쳐 지급하고 있으며, 이 외에 교육지원, 인프라 구축, 고용창출 등의 간접적인 방법으로도 지역지원을 이행하고 있다[3].

현재 스웨덴 부지선정 절차는 건설인허가 심사단계에 있으며, 토지 및 환경 재판소(Land and environmental court)에서 정부의 결정 이전에 공청회를 준비하고 있다. 이 단계에서 지자체는 환경코드 법률에 따라 거부권을 행사할 권리를 갖는다.

2.3 부지선정 프로그램 비교

Table 1. Factors in Siting Processes

Factors	Finland	Sweden
Municipalities consent	Yes	Yes
The first process	Geology	Volunteer
Local Veto	Yes	Yes
Near existing nuclear facility	Yes	Yes
Monetary compensation	No	Yes
Type of waste disposed of	Spent Fuel	Spent Fuel
Public participation phase	EIA*	EIA*
Type of agency	Business	Business
Underground Research Lab	ONKALO	Äspö

* EIA : Environmental Impact Assessment process

핀란드와 스웨덴의 부지선정 절차는 많은 공통점이 있지만, 부지선정 절차 첫 단계나 거부권 행사 시기, 지역지원 방법 등 일부에서 차이가 있다(Table 1). 현재 핀란드는 지자체 거부권 행사 단계와 건설 인허가 단계를 모두 거쳐 URL 실증실험을 수행하면서 처분장 건설 시작을 기다리고 있고, 스웨덴은 앞으로 열릴 토지 및 환경 재판소 주관 공청회 단계에서 지자체가 거부권을 행사하여 부지선정 절차가 중단될 가능성이 여전히 남아있다.

3. 결론

최근 우리나라는 2053년부터 고준위방사성폐기물 관리시설의 운영을 목표로 하는 '고준위방사성폐기물 관리 기본계획'을 확정지은 바 있다. 사용후핵연료 처분장 건설은 오랜 기간이 소요되는 사업으로 국외 사례를 보면 처분장 부지선정의 핵심 성공요인은 해당 지자체의 자발적인 참여와 지역주민의 신뢰라고 할 수 있다. 따라서 국내 처분장 부지선정 시 대내외 환경을 고려한 최적 부지를 압축·선별해나가는 단계적 접근법을 빌리되 해당 지역의 선택권을 보장할 수 있는 제도적 권리와 적절한 지역지원 방안을 포함하여 처분장 유치지역의 수용성을 높일 수 있는 관리대책을 수립할 필요가 있다.

상대적으로 사용후핵연료 관리 사업에 후발주자인 우리나라는 이미 처분 사업에 접어든 국가의 실패와 성공 사례를 바탕으로 국민 수용성에 기반을 둔 체계적인 관리대책을 구축하여 성실하게 이행해야 기본계획에 명시된 일정을 차질 없이 추진할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, "Siting of geological disposal facilities", Safety series No. 111-G-41, Vienna (1994).

[2] POSIVA, "Final disposal of spent nuclear fuel in Olkiluoto", (2015).

[3] NDA, "Geological Disposal : Overview of international siting processes", (2013).

[4] U.S.DOE, "Progress in Siting Nuclear Waste Facilities", SAND2014-18223R, 31-41, (2014).

기준 사용후핵연료의 방사성독성도 및 독성도 저감기간 예비 평가

김인영*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*iykim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료는 높은 붕괴열과 방사능을 띄며, 장반감기 핵종을 다량 포함하고 있다. 이를 안전하게 관리하기 위해 스웨덴, 핀란드 등에서는 심지층에 직접 처분하는 방식을 택하고 있으며, 우리나라도 고준위방사성폐기물 관리 기본계획을 시작으로 심지층 처분장 건설이 본격화될 것으로 예상된다. 일반적으로 심지층 처분장의 안전성은 선량 또는 위험도로 평가된다. 그러나 현시점에서 가정한 핵종이동 시나리오가 매우 먼 미래시점에서도 유효한지에 대한 논란이 있으며, 평가된 유효선량 또는 위험도 또한 매우 큰 불확도를 내포하고 있다는 한계가 있다. 이러한 맹점을 보완하기 위해 심지층 처분을 고려하고 있는 대부분의 나라에서 유효선량 및 위험도 외에 추가적으로 다양한 보조안전지표를 도입하고 있다. 본 연구에서는 그 중 방사성폐기물의 위험도가 얼마나 오래 지속되는가에 대한 지표로 가장 빈번하게 활용되고 있는 섭취시 방사성독성도 및 독성도 저감기간을 예비 평가하고, 향후 보조안전지표로 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 주요 가정 및 해석조건

방사성독성도는 식 [1]과 같이 대상폐기물의 방사능 값을 섭취에 대한 농도제한치로 나눈 값으로 정의되며[1], 대상폐기물을 섭취했을 때 인체에 무해한 수준으로 희석시키는데 필요한 물의 양으로 이해할 수 있다.

$$Toxicity\ ix = \sum_i \frac{\lambda_i N_i}{C_{ik}} \qquad [1]$$

(여기서, Cik는 매개체 k에서 방사성 핵종 i의 농도제한치)

독성도 저감기간은 대상 폐기물의 독성도가 참조값(reference value)과 같아지는 시점으로 일반적으로 참조값은 대상 폐기물을 생산하는데 소요되는 천연우라늄의 독성도 또는 우라늄원광의 독성도 등이 사용된다.

본 논문에서는 초기농축도 4.5wt.%, 방출연소도 55 GWd/MtU의 Plus7 핵연료를 기준 핵연료로 선정하고 이의 방사성독성도 및 독성도 저감기간을 평가하였다. 평가를 위해 ORIGNE-ARP 코드를 사용하였으며, 이 때 ICRP 72의 선량환산 인자를 적용해 평가된 섭취 농도제한치를 적용하였다[2].

2.2 사용후핵연료의 방사성독성도

Fig. 1은 사용후핵연료 1톤에 포함된 모든 핵종의 독성도를 평가한 결과를 나타내고 있다. Fig에서 확인할 수 있듯이 초기 수백년 이내에는 Sr-90 (Y-90), Cs-37 등과 같이 핵분열생성물이 독성도의 대부분을 차지한다. 수백년 이후에서 약 10만 년 이후는 Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241과 같은 악티나이드 핵종이 독성도의 대부분을 차지하게 된다. 약 10만 년 이후에는 Po-210, Pb-210, Ra-226 등 악티나이드 핵종의 자핵종들이 방사성독성도의 대부분을 차지하게 된다.

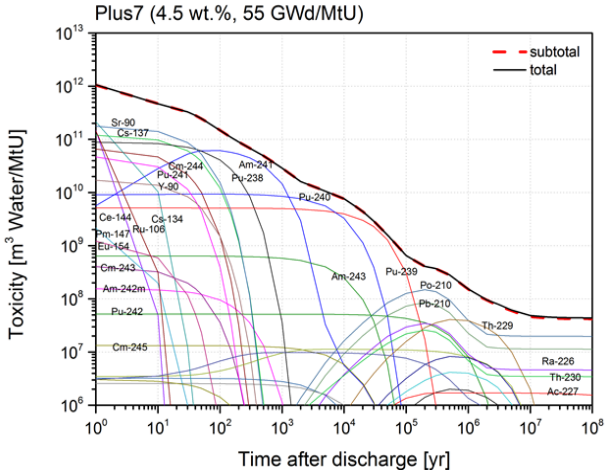


Fig. 1. Radiotoxicity of 1 MtU ref. SNF.

토륨시리즈(4n), 우라늄시리즈(4n+2), 악티늄시리즈(4n+3)은 붕괴체인 중 불활성기체인 라돈을 포함하고 있다. 만약 라돈기체가 모두 UO_2 matrix에서 방출된다고 가정하는 경우 라돈의 자손 핵종들의 영향을 제외할 수 있을 것이다. Fig. 2는 모든 핵종을 포함한사용후핵연료, 라돈 및 라돈자손, 사용후핵연료에서 라돈 및 라돈자손의 독성도를 제외한 방사성독성도를 나타내고 있다. Fig. 2에서 확인할 수 있듯이 약 10만 년 이후 라돈 및 라돈자손의 독성도가 전체 독성도에서 매우 큰 부분을 차지하고

있으며, 라돈자손을 제외하는 경우 수십만년 이후 사용후핵연료의 독성도가 매우 크게 감소함을 확인할 수 있다. 그러나 방사성라돈의 짧은 반감기($T_{1/2,\ Rn-220}$ = 55.6초, $T_{1/2,\ Rn-222}$ = 3.82일, $T_{1/2,\ Rn-219}$ = 3.96초[3])를 고려할 때 모든 라돈기체가 사용후핵연료에서 제거될 수 있는가에 대해서는 상세한 검토가 필요할 것으로 보인다.

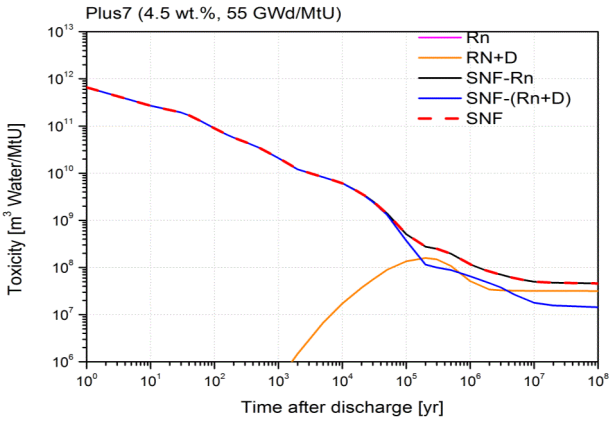


Fig. 2. Impact of Rn & Rn Progeny on Radiotoxicity of SNF.

2.3 참조값으로서 천연우라늄의 독성도

Table 1은 라돈 및 라돈자손 포함 유무에 따른 천연우라늄 1톤의 방사성독성도를 나타내고 있다. 라돈 및 라돈자손의 포함을 포함하는 경우 제외하는 경우에 비해 방사성독성도가 약 4배 정도 높아짐을 확인할 수 있다. 사용후핵연료 1톤 제조시 약 8.8톤의 천연우라늄이 소요되는 것으로 확인되므로 [4], 참조값은 천연우라늄 1톤의 독성도의 8.8배를 적용할 수 있을 것으로 보인다.

Table 1. Impact of Rn & Rn Progeny on Radiotoxicity of Nat.U

라돈 및 라돈자손	방사성독성도 [m^3 water/MtU]
포함	4.56×10^7
불포함	1.09×10^7

2.4 독성도 저감기간

Fig. 3은 사용후핵연료와 천연우라늄 모두 라돈 및 라돈자손의 영향을 포함하는 경우 시간에 따른 방사성독성도를 나타내고 있다. Fig. 3의 푸른 실선은 핵연료 제조시 발생되는 감손우라늄의 독성도를 나타내며, 감손우라늄을 포함하는 경우 사용후핵연료의 독성도는 천연우라늄 수준과 유사한 수준으로 감소하나 그 이하로는 감소하지 않는다. 그러나 우리나라의 경우 감손우라늄이 발생하지 않으므로 사용후핵연료 자체의 독성도인 붉은 실선과 비교하면 약 20만 년 후 독성도가 천연우라늄 수준으로 감소함을 확인할 수 있다. 동일한 방식으로 평가하는 경우 라돈 및 라돈자손을 제외하는 경우 독성도 저감기간은 약 200만 년으로 평가되었다. 라돈자손의 포함여부는 각국마다 적용기준이 상이하나 핀란드, 스위스 등의 사례를 살펴볼 때 포함시키는 것이 합리적으로 판단된다[5].

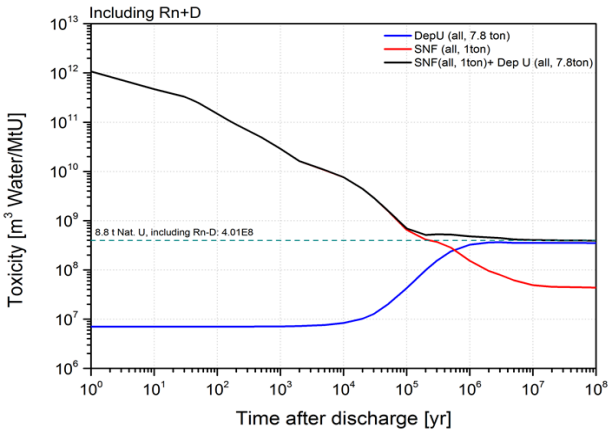


Fig. 3. Crossover time of Radiotoxicity.

3. 결론

본 논문에서는 라돈 및 라돈자손의 영향을 고려해 기준 사용후핵연료의 방사성독성도, 참조값으로서 천연우라늄의 방사성독성도를 평가하고 독성도 저감기간을 평가하였다. 라돈자손을 포함하는 경우 독성도 저감기간은 약 20만 년으로 평가되었으며, 라돈자손을 제외하는 경우 독성도 저감기간은 약 200만 년으로 평가되었으나, 라돈자손을 포함하는 것이 보다 합리적인 것으로 사료된다. 현재 평가된 독성도 저감기간은 사용후핵연료가 얼마나 장기적으로 위험한가에 대한 지표가 되며, 이를 처분용기의 수명과 비교함으로써 심지층 처분장의 안전성에 대한 보조지표로 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Manson Benedict, T. H. Pigford, and H. W. Levi, Nuclear Chemical Engineering, McGraw-Hill, p.979, 1981.

[2] ORNL, Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, p.M6.2.3, 2011.

[3] http://atom.kaeri.re.kr, Table of Nuclide.

[4] 고원일 외, DUPIC 핵연료주기의 환경친화성 분석, KAERI/TR-1889/2001, p. 16, 2001.

[5] POSIVA, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto-Complementary Considerations 2012, POSIVA 2012-11, 2012.

단열 암반 내 방사성 핵종의 확산과 흡착에 관한 모델링 연구: TASK 9

박동규*, 지성훈, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dkpark@kaeri.re.kr

1. 서론

단열 암반 내 방사성 핵종의 확산 (diffusion)과 흡착 (sorption)은 고준위폐기물 지중 처분의 안정성 평가에 있어 매우 중요한 요소 중 하나이다. 지난 수십 년간 암반에서의 확산과 흡착에 관한 여러 연구들이 있었지만, 이들만으로는 실제 단열 암반들에서 나타나는 현상을 온전히 설명하기 어려운 경우가 종종 있었다. 이와 관련하여 국제공동협력연구인 TASK 9은 단열 암반 내 핵종 거동에 관한 모델링이 보다 실제와 부합할 수 있도록 하는데 궁극적인 목적을 두고 있으며, 스웨덴의 Äspö HRL에서 수행된 LTDE-SD 프로젝트와 핀란드의 ONKALO에서 수행된 REPRO 프로젝트의 현장 실험 결과들에 대하여 역산 (inverse) 및 예측 모델링을 단계별로 수행하는 것을 주요 임무로 하고 있다 [1].

2. REPRO 프로젝트의 WPDE 실험

핀란드 POSIVA는 REPRO (rock matrix retention properties) 프로젝트의 현장 실험 중 하나로 WPDE (water phase diffusion experiment) 실험을 진행한 바 있다. 이 실험은 ONKALO 시설 내 약 400 m 심도에 위치한 시추공 ONK-323 (직경 56.5 mm)의 약 1.9 m 구간에 대하여 이루어졌다. 이 시추공과 중심이 일치하도록 원기둥 형태의 더미 (직경 24 mm)를 삽입하여 고리 모양의 틈 (두께 1.25 mm)을 만들고, 그곳에 현장 지하수와 유사한 성분을 갖도록 합성한 물로 일정한 흐름을 형성시켰다. 이러한 틈의 한쪽 편 (유입부에 해당)에 추적자 용액을 일정 시간 주입시킨 다음, 틈의 반대편에서 유출되는 물의 추적자 농도를 측정함으로써, 단열 내 지하수 흐름을 통한 핵종 거동시 매질 (matrix)로의 확산과 지연 양상 및 그 특성을 살펴보고자 하였다. Fig. 1은 시추공의 단면이며 전체적인 실험 세팅을 개념적으로 보여주고 있다. 시추공 내 실험 구간 주변 암석은 대부분 veined gneiss이며 일부 pegmatitic granite가 차지하고 있다. 이 실험은 지하수 유속을 20.1 μL/min (WPDE-1)과 10.0 μL/min (WPDE-2)으로 달리하여 각각 0.5 년과 1.5 년 동안 두 차례 진행되었다. WPDE-1에서는 HTO, Na-22, Cl-36가 추적자로 이용되었으며, WPDE-2에서는 Sr-85와 Ba-133가 추가되었다. TASK 9의 첫 번째 단계로서 (이하 TASK 9A로 통칭), 바로 이 실험에 대한 모델링이 제안되었다 [1].

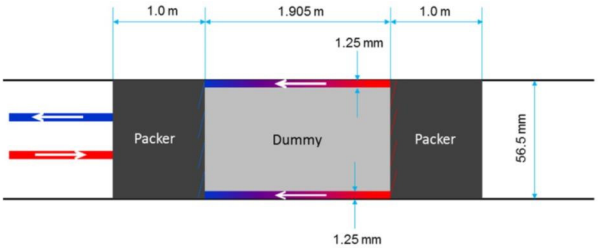


Fig. 1. The setup of the WPDE experiments.

3. TASK 9A 모델링 결과 및 토의

TASK 9A는 이후에 진행될 과정들을 위한 일종의 예비 단계로서, 기존에 널리 활용되고 있는 원리나 가정 (예: 균질 및 등방성 매질, Fickian diffusion, equilibrium sorption)이 모델링에 적용되도록 의도되었다. 본 연구에서는 WPDE 실험을 모의하기 위한 모델링 프로그램으로 COMSOL Multiphysics를 이용하였다. 시추공 내 틈으로 유입된 지하수 유동을 모의하기 위해 Reynolds number가 매우 낮은 조건에서의 유체 유동에 관한 "Creeping flow interface"와 틈과 매질 내 추적자들의 분산 (dispersion), 확산, 흡착과 같은 거동 현상을 모의하기 위해 "Transport in diluted solute interface"가 이용되었다.

TASK 9A에서는 3차원의 모의 영역을 구성하되, 원기둥 형태의 등방성 균질 매질을 가정하였으므로 그 대칭성을 감안하여 전체 크기의 1/8만을 모의하였다. 기본적인 모의 영역과 메쉬 구성은 Fig. 2와 같다.

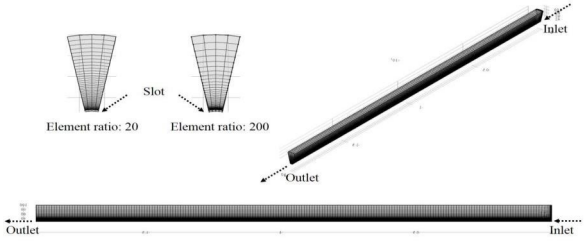


Fig. 2. The model domain and mesh discretization.

실내 실험을 통해 산정한 각 추적자의 확산계수와 분배계수 (흡착)를 활용하여, WPDE 실험에서 시간에 따라 유출되었을 각 추적자들의 농도를 예측하였다. 그리고 각 계수들이 갖는 불확실성에 따른 모델링 결과의 민감도 분석 또한 함께 이루어졌다. Cl-36은 확산계수가 작고 흡착이 일어나지 않아 여러 추적자들 중에서 가장 빠르고 높은 첨두농도 (peak normalized decay corrected activity)와 뾰족한 형태의 이력곡선 (breakthrough curve)을 나타냈다. Cl-36과 HTO의 민감도 분석 결과, 주어진 확산계수의 불확실성 범위 내에서는 실험 결과가 크게 달라지지 않는 것으로 판단되었다. 한편, WPDE-2 실험에서 대부분 추적자들이 540-735시간 이내에 최고 농도에 이르렀던 반면, Ba-133은 강한 흡착성으로 인해 유출구로의 거동이 상당히 지연되어 2544 시간이 되어서야 최고농도에 이르렀다. 또한 시험 종료까지도 최고농도의 29% 이하로 농도가 떨어지지 않는 등 테일링 (tailing) 현상이 뚜렷하게 나타났다 (Fig. 3). 더욱이 Ba-133의 경우 주어진 분배계수의 범위 안에서 최고농도가 나타나는 시점이 1918 시간에서 3186 시간까지 완전히 달라지는 등 예측 결과가 산정값의 불확실성에 매우 민감하게 영향을 받고 있었다.

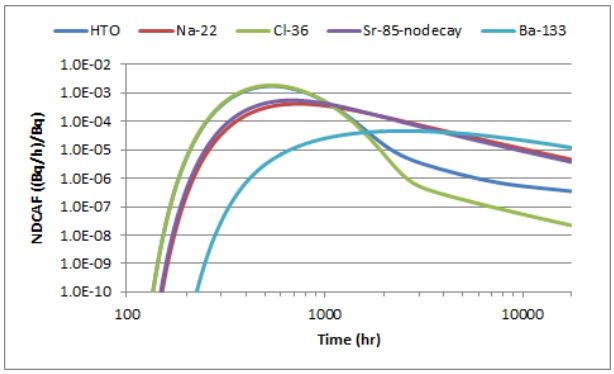


Fig. 3. The prediction results for WPDE-2.

나아가 메쉬 의존성 (mesh dependency) 평가를 통해, Ba-133과 같이 강한 흡착성을 갖는 추적자들을 모의하는 경우 이들이 단열면로부터 매질로 확산하는 것 또한 상당히 지연될 것이라는 점을 고려하여 단열과 매질 사이의 경계면에 해당하는 부분의 메쉬를 보다 촘촘하게 구성해야함을 보인 바 있다.

4. 결론 및 향후 연구

이와 같이 TASK 9A는 기초적인 수준에서의 예비 모델링 단계였지만, 단열 암반 매질 내에서의 용질 거동 특성과 모델링 과정에 관한 여러 시사점을 주었다. 이미 그 결과가 다른 연구기관들의 결과들뿐만 아니라 실제 WPDE 실험 결과와도 비교된 바 있으나, TASK 9의 진행 과정상 이후 단계에서 다시 면밀히 살펴보게 될 예정이다.

현재 진행 중에 있는 TASK 9B는 Äspö HRL에서 수행된 LTDE-SD 프로젝트에 초점을 두고 있다. 이는 자연적으로 형성된 단열면을 통한 매질로의 확산에 관한 실험을 포함하고 있으며, 실험 결과 추적자가 단열면 주변과 매질 내부에 상이한 형태로 분포하고 있음이 보여졌다. 이러한 실험 결과가 단열면 근처에서의 광물 분포나 구조, 매질 내 소규모 (μm-mm) 단열 등에 따른 불균질성과 직간접적으로 관계가 있을 것으로 보고, 이에 대한 모델링 방안을 구체적으로 마련하고자 한다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업의 지원(NRF-2012M2A8A5007440)으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

[1] M. Löfgren, K. Nilsson, and G.W. Lanyon, "Task 9: Increasing the realism in solute transport modelling- Modelling the field experiments of REPRO and LTDE-SD (Task description 9A)", SKB TASK FORCE on Modelling of Groundwater Flow and Transport of Solutes, p44 (2015).

KURT 지하수 내 유기물과 우라늄(VI) 화학종의 착물 형성에 관한 연구

정의창*, 백민훈, 조혜륜, 김희경, 차완식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ecjung@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물의 처분 안전성을 예측하기 위한 연구의 일환으로 처분부지의 지하수와 악티나이드 원소의 화학반응을 이해하는 것이 필요하다. 대표적인 화학반응으로 산화환원, 착물 (complex) 형성, 광물 표면 흡착 반응 등을 꼽을 수 있다. 이 연구에서는 레이저 분광학 기술을 이용하여 KURT에서 채취한 지하수에 존재하는 유기물과 우라닐(VI) 화학종의 착물 형성 반응을 조사하였다.

지하수에 존재하는 유기물과 악티나이드 원소의 착물 형성 반응에 관한 연구는 오랜 기간 동안 처분 안전성에 관한 연구를 수행해 온 나라에서도 어렵게 여기고 있는 분야이다. 현재까지도 대표적인 유기물로 휴믹산을 대상으로 한 일부 실험결과만이 발표된 실정이다. 연구가 어려운 이유는 지하수에 함유된 유기물의 종류가 지역마다 다르고, 그 종류를 구분할 수 있는 화학종 규명 (chemical speciation) 기술도 체계적으로 확립되지 않았기 때문이다. 일반적으로 지하수에 함유된 유기물의 양은 용존 유기 탄소 (DOC, dissolved organic carbon) 농도에 비례한다고 알려져 있다. KURT 지하수에서 채취한 6개의 시료에는 Table 1에서 나타낸 농도 범위의 DOC와 우라닐(VI) 화학종이 함유되어 있다.

이 실험에서는 시간분해 레이저 형광 분광학 (TRLFS, time-resolved laser fluorescence spectroscopy) 기술을 이용하여 KURT 지하수에 존재하고 있는 유기물 및 우라닐(VI) 화학종에서 발생하는 발광 (luminescence) 스펙트럼을 각각 측정하였다. 현 시점에서 유기물의 종류를 정확하게 구분할 수는 없지만 여러 종류의 유기물이 공존한다는 것과 지하수에 존재하는 우라닐(VI) 화학종이 Ca-U(VI)-CO_3 착물이라는 것을 확인하였다. KURT 지하수 조건과 유사한 조건에서 제조한 Ca-U(VI)-CO_3 착물을 지하수에 섞어 발광 스펙트럼을 측정함으로써 유기물과 우라닐(VI) 화학종의 착물 형성 여부를 조사한 결과에 대해 논의한다.

2. 실험

2.1 지하수 시료

지하 41.7-299.7 m 깊이에서 지하수 시료를 채취하였다. 참고문헌 [1]에 각 깊이별로 채취한 시료의 물리화학적 특성이 정리되어 있다. Table 1에 6개 지하수 시료에 함유된 DOC 농도와 우라늄 농도를 나타내었다.

Table 1. Concentrations of DOC and uranium in KURT groundwater samples

Sample	DOC (mg/L)	U (mg/L)
S1	0.386	33.97 ± 0.20
S2	0.360	788.41 ± 2.51
S3	0.521	151.37 ± 0.78
S4	1.130	0.16 ± 0.02
S5	1.743	4.89 ± 0.05
S6	0.384	1.62 ± 0.01

2.2 TRLFS 장치

실험에 이용한 TRLFS 장치의 구성을 Fig. 1에 나타내었다. 장치의 각 구성부품에 대한 설명은 참고문헌 [2]에 상세하게 정리되어 있다. 유기물의 흡수 및 발광 특성을 추가적으로 측정하기 위해 분광 광도계 및 형광 분광계를 각각 이용하였다.

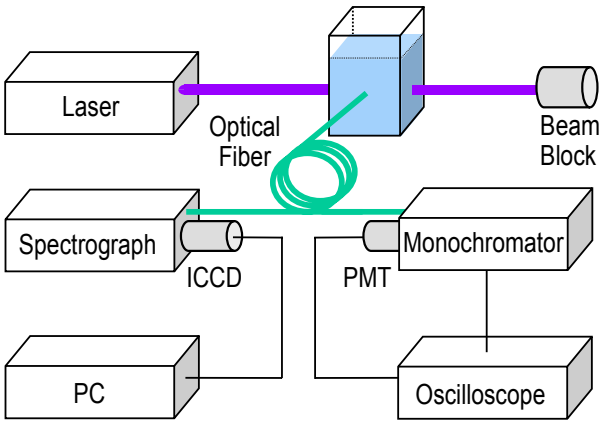


Fig. 1. Experimental setup for TRLFS.

3. 결과 및 논의

3.1 유기물 분광 특성

Table 1의 시료 S1과 S5에서 측정한 발광 스펙트럼을 Fig. 2에 나타내었다. DOC 농도가 높은 시료 S5에서는 유기물의 발광 스펙트럼이 강하게 나타난다. 시료 S1에서 우라닐(VI) 화학종의 존재를 나타내는 발광 봉우리를 점선으로 표시하였다.

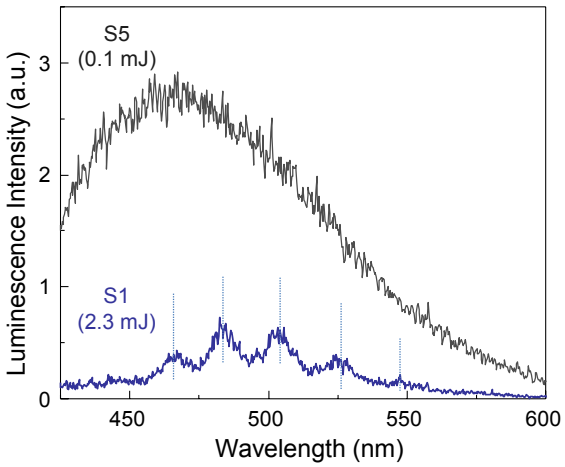


Fig. 2. Luminescence of the raw groundwater samples (gate delay 36 ns, gate width 200 ns).

3.2 우라늄 정량분석 및 우라닐(VI) 화학종 규명

Fig. 1의 TRLFS 장치를 이용하여 지하수 시료의 우라늄 총량을 간편하게 결정할 수 있는 방법에 대해 설명하고, 우라닐(VI) 화학종의 종류를 구분한 결과에 대해 논의한다. Fig. 3에 지하수 시료 S2에서 측정한 발광 스펙트럼과 실험실에서 제조한 U(VI)-CO_3 [3], Ca-U(VI)-CO_3 착물의 발광 스펙트럼을 비교하였다. 또한 이 화학종들의 발광 수명을 측정한 결과에 대해 논의한다.

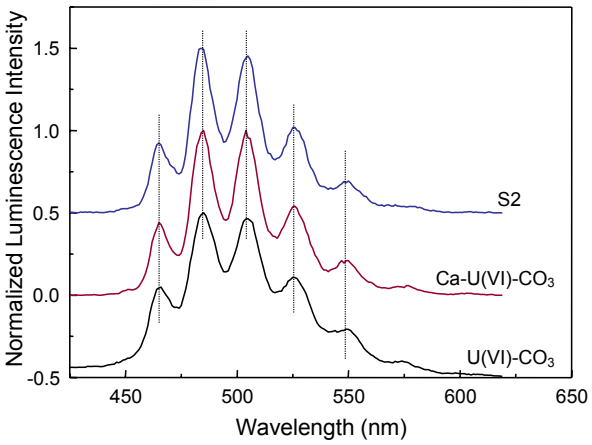


Fig. 3. Luminescence spectra of the groundwater sample S2, Ca-U(VI)-CO_3 and U(VI)-CO_3 species.

3.3 유기물과 우라닐(VI) 화학종 착물 형성 반응

Fig. 4에 실험실에서 제조한 Ca-U(VI)-CO_3 화학종을 지하수 시료 S5에 섞었을 때 우라닐(VI) 화학종의 발광 세기가 감소한 실험 결과를 나타내었다. 우라닐(VI) 화학종과 지하수 내 유기물이 발광에 기여하지 않는 새로운 착물을 형성하는 것으로 이 결과를 해석할 수 있다. 각각의 농도를 변화시키면서 측정한 결과를 비교하였다.

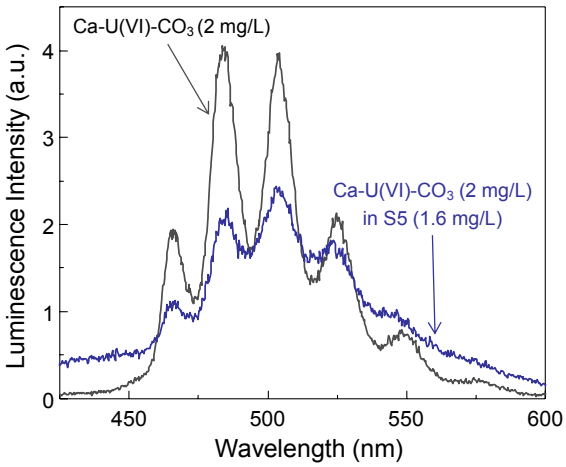


Fig. 4. Luminescence spectra of Ca-U(VI)-CO_3 in groundwater sample S5 (gate delay 100 ns).

4. 결론

KURT에서 채취한 지하수에 존재하고 있는 유기물과 우라닐(VI) 화학종은 착물을 형성하고 있는 것처럼 보인다. 유기물과 우라닐(VI) 화학종 각각의 분광 특성을 살펴보았고, 화학종을 구분할 수 있는 방법을 논의하였다.

5. 참고문헌

[1] M.H. Baik, E.C. Jung, and J. Jeong, "Determination of uranium concentration and speciation in natural granitic groundwater using TRLFS", J. Radioanal. Nucl. Chem. 305, 589-598, (2015).

[2] E.C. Jung, H.-R. Cho, W. Cha, J-H. Park, and M.H. Baik, "Uranium determination in groundwater using laser spectroscopy", Rev. Anal. Chem. 33(4), 245-254 (2014).

[3] E.C. Jung, H.-R. Cho, M.H. Baik, H. Kim, and W. Cha, "Time-resolved laser fluorescence spectroscopy of $UO_2(CO_3)_3^{4-}$", Dalton Trans. 44, 18831-18838 (2015).

우라닐 카보네이트 화학종의 알루미나, 실리카, 카올리나이트에 대한 흡착특성 규명

조용흠, 윤종일*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*yongheum@kaist.ac.kr

1. 서론

자연 지하수 환경에서 방사성 핵종의 흡착반응은 심지층처분장에서 핵종이동을 지연하는 중요 메커니즘 중 하나이다. 사용후핵연료의 주요 핵종 중 하나인 우라늄은 중성 및 약알칼리 지하수 환경에서 카보네이트 및 칼슘 이온과의 착화합물 반응을 통해 우라닐 카보네이트 화학종 및 칼슘 우라닐 카보네이트 화학종으로 주로 존재하는 것으로 사료된다[1]. 이에 본 연구는 우라닐 카보네이트 화학종이 지배적으로 존재하는 환경에서 알루미나, 실리카 및 카올리나이트에 대한 흡착특성을 규명하기 위해 시간분해 레이저형광 분광법(TRLFS)와 감쇠 전반사 푸리에변환 적외선 분광법(ATR-FTIR)을 이용하여 표면 흡착종의 분광학적 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 시료준비

흡착실험 전 우라닐 카보네이트 화학종이 지배적으로 형성될 수 있도록 수용액을 제조하였다. 수용액은 우라늄(VI) 농도는 9×10^{-5} M, 카보네이트 농도는 Na_2CO_3를 사용하여 0.025 M로 제조되었다. 시료의 pH는 TRIS를 사용하여 7.5, 8.0, 그리고 9.0으로 완충하였다. 모든 용액의 이온세기는 $NaClO_4$를 이용하여 0.1 M로 유지하였다. 수용액 제조이후 TRLFS 및 화학종 계산을 통해 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$, $CaUO_2(CO_3)_3^{2-}$ 및 $Ca_2UO_2(CO_3)_3(aq)$가 지배적으로 존재하는 것을 확인하였다.

제조된 수용액과 흡착 광물질을 3 g/L의 비율로 섞고, 2 일 동안 지속적으로 교반시켜 흡착실험을 진행하였다. 그 후, 원심분리(30 min, 10,000 rpm) 및 주사기 필터(0.02 μm)를 사용하여 상층액과 고체상을 분리하였다. 분리된 고체상은 흡착된 화학종의 분광학적 특성을 분석하기 위해 사용되었다.

2.2 표면 흡착종에 대한 TRLFS 분석

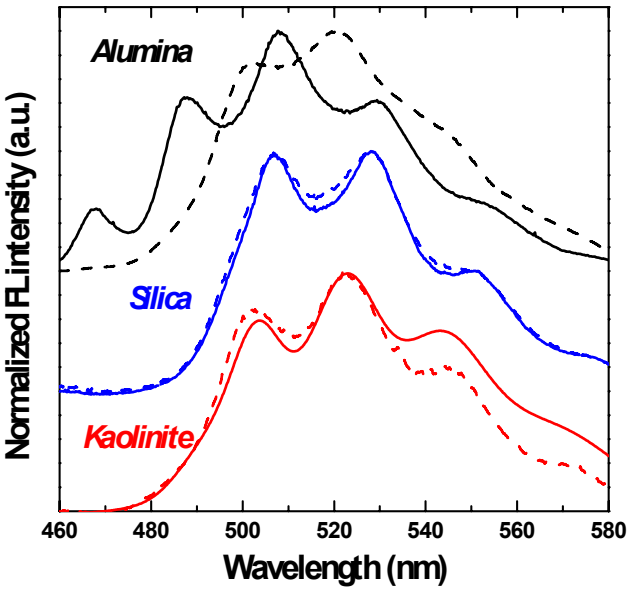


Fig. 1. Fluorescence spectra of adsorbed U(VI) species onto alumina, silica and kaolinite. Solid lines and dashed lines represent adsorbed species in the presence and absence of carbonate ions, respectively.

카보네이트가 존재하는 환경에서 알루미나에 흡착된 우라늄 표면 화학종은 우라닐 하이드록소 표면 화학종과 비교하였을 때 청색편이 된 형광스펙트럼을 보여준다(Fig. 1). 이러한 형광분광학적 특성은 두 개 이상의 카보네이트 이온을 포함하고 있는 수용액 우라닐 카보네이트 화학종[2]과 우라닐 카보네이트 광물[3]에서도 관찰되는 것으로 말미암아, 알루미나 표면에서는 우라닐 카보네이트 표면 착화합물이 형성되는 것으로 사료된다. 반면, 실리카 및 카올리나이트 표면 화학종은 카보네이트 이온의 존재와 무관하게 동일한 형광 분광학적 특성을 보이므로, 우라닐-하이드록소 표면 착화합물이 형성되는 것으로 관찰된다.

2.3 표면 흡착종에 대한 ATR-FTIR 분석

ATR-FTIR 분광법을 이용하여 카보네이트 환경에서 흡착된 우라늄 화학종 분석결과, 알루미나 의

경우 1508 및 1377 cm^{-1}에서 두 개의 카보네이트 특성 흡수봉우리를 확인할 수 있었다. 반면 실리카 및 카올리나이트 표면에서는 카보네이트 특성 흡수봉우리는 관찰되지 않았다(Fig. 2). 알루미나 시료에서 관찰된 131 cm^{-1} 흡수봉우리의 간격은 흡착된 화학종에서 카보네이트가 두 자리 리간드로 참여하는 것을 보여준다[4].

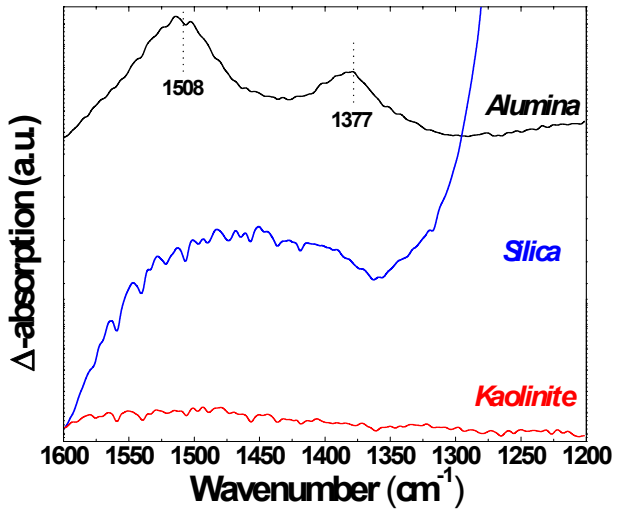


Fig. 2. ATR-FTIR of adsorbed U(VI) species onto alumina, silica, and kaolinite in uranyl carbonate system.

3. 결론

우라닐 표면 흡착화학종을 두 개의 분광법을 통해 분석한 결과, 알루미나 표면에서는 카보네이트 이온이 흡착 화학종에 참여하지만, 실리카 및 카올리나이트 표면에서는 카보네이트 이온이 참여하지 않고, 흡착 과정에서 탈착되는 것으로 사료된다. 본 논문의 결과와 기 보고된 결과들을 종합적으로 평가한 결과[5], 우라닐 카보네이트 표면 착화합물 반응은 표면전하특성에 민감한 것으로 예측된다. 알루미나와 같이 PZC(Point of Zero Charge)가 상대적으로 높은 pH(~ 7)에서 관찰되는 광물질에서는 카보네이트가 우라닐 흡착종에 참여하나, PZC가 낮은 pH(< 4)에서 관찰되는 실리카 및 카올리나이트 표면에서는 카보네이트 표면 착화합물 반응은 저해될 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1305032).

5. 참고문헌

[1] G. Bernhard, G. Geipel, V. Brendler and H. Nitsche, "Speciation of Uranium in Seepage Waters of a Mine Tailing Pile Studied by Time-Resolved Laser-Induced Fluorescence Spectroscopy (TRLFS)", Radiochimica Acta 74 (1996).

[2] Z. Wang, J. M. Zachara, W. Yantasee, P. L. Gassman, C. Liu, and A. G. Joly, "Cryogenic Laser Induced Fluorescence Characterization of U(VI) in Hanford Vadose Zone Pore Waters" Environmental Science and Technology 38, no. 21 (2004).

[3] Z. Wang, J. M. Zachara, C. Liu, P. L. Gassman, A. R. Felmy, and S. B. Clark, "A cryogenic fluorescence spectroscopic study of uranyl carbonate, phosphate and oxyhydroxide minerals", Radiochimica Acta 96 (2009).

[4] K. Gückel, A. Rossberg, V. Brendler, and H. Foerstendorf, "Binary and Ternary Surface Complexes of U(VI) on the Gibbsite/water Interface Studied by Vibrational and EXAFS Spectroscopy", Chemical Geology 326-327 (2012).

[5] J. R. Bargar, R. Reitmeyer, and J. A. Davis, "Spectroscopic Confirmation of uranium(VI)-Carbonato Adsorption Complexes on Hematite", Environmental Science and Technology 33 (1999).

SIT 계산을 활용한 토륨-아르세나조 III 착물형성반응의 형성상수 연구

최승규, 윤종일*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*jiyun@kaist.ac.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물 처분시설의 안전성 및 신뢰도 증진을 위하여 해결해야할 가장 중요한 기술적 과제는 심지층 지하수 조건에서 우라늄, 플루토늄, 아메리슘과 같은 주요 악티나이드 핵종들의 화학적 거동에 대한 정확한 열역학 자료를 도출하는 것이다. 악티나이드 핵종들은 수용액의 산화환원전위에 따라 다양한 산화상태로서 존재할 수 있으나 일반적으로 심지층 지하수는 환원조건을 제공하므로 대부분의 악티나이드 핵종들은 심지층 지하수 내에서 4가 이온으로 존재할 것으로 예상된다. 토륨은 수용액의 산화환원전위에 관계없이 안정한 4가 이온으로 존재하고 이온 반경 또한 다른 악티나이드 핵종들과 비슷하기 때문에 악티나이드 4가 이온의 화학적 동족체로 활용되고 있다. 따라서 토륨의 수착반응, 착물형성반응과 같은 다양한 화학적 거동을 이해함으로써 심지층 지하수 내 악티나이드 핵종들의 화학적 거동을 계산 및 예측할 수 있다. 토륨의 정량분석방법으로 질량분석법이 많이 사용되고 있으나 실험실 단계에서는 비용과 분석시간 측면에서 장점을 가지는 아르세나조 III 화합물을 이용한 분광광도법적 분석을 많이 이용한다. 아르세나조 III는 S.B. Savvin[1]에 의해 그 활용성이 보고된 후 다양한 금속 이온의 분광광도법적 분석에 널리 사용되고 있으나 아직 토륨-아르세나조 III 착물형성반응의 열역학 데이터와 반응 용매의 산도 같은 수화학적 특성들이 반응에 어떤 영향을 주는지에 대한 이해가 부족한 상황이다. 이에 본 연구에서는 다양한 산도의 염산수용액에 대한 토륨-아르세나조 III 반응의 형성상수를 SQUAD 코드를 활용하여 계산하였고 SIT(Specific ion Interaction Theory)계산을 통해 상관관계를 도출하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 모든 시약은 분석용 등급이었으며 저장 용액(stock solution) 제조와 착물형성반응을 포함한 모든 실험은 상온의 일반적인 대기조건 하에서 수행되었다. 아르세나조 III 저장 용액은 고체 아르세나조 III를 염산 수용액에 바로 용해시켜 제조하였으며 토륨 저장 용액의 경우에는 고체 pentahydrate thorium nitrate ($Th(NO_3)_4 \cdot 5H_2O$) 시료를 1 M 질산 용액에 용해시켜 고농도의 저장 용액을 제조한 후 다시 염산 용액에 희석하여 원하는 농도로 조절하여 실험에 활용하였다. 제조된 아르세나조 III와 토륨 저장 용액의 농도는 ICP 분석을 통해 결정하였으며 실험에 사용된 질산, 염산 수용액과 고체 시료의 순도 또한 ICP 분석을 통해 확인한 결과, 불순물(우라늄, 지르코늄, 토륨)의 양이 반응에 영향을 주지 않을 것으로 확인하였다.

2.2 형성상수 계산

일반적으로 토륨과 아르세나조 III는 강산 수용액 조건에서 1:1 착물과 1:2 착물을 형성하는 것으로 알려져 있으며 본 연구에서도 1 M-6 M 염산 수용액 조건에서 토륨-아르세나조 III 착물의 화학양론(stoichiometry)을 Job's plot(Fig. 1)을 통해 확인한 결과 해당 조건에서 1:1 착물과 1:2 착물이 모두 형성되는 것을 확인하였다. Fig. 1에서 선그래프는 각 파장에 대한 SQUAD 코드로부터 계산된 착물형성상수와 몰흡광계수를 활용하여 재계산한 각 수용액의 흡광도를 의미한다.

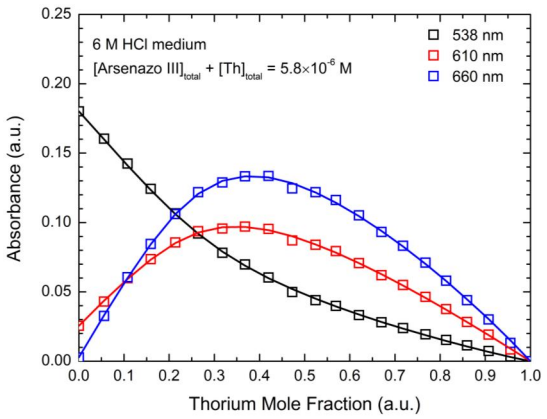


Fig. 1. Stoichiometries of thorium-arsenazo III complexation.

1 M-6 M 염산 수용액 조건에서 토륨-아르세나조 III 착물형성반응의 화학평형모델은 보고된 토륨-아르세나조 III 결합 메커니즘, 아르세나조 III의 이온화상수와 토륨염화이온의 열역학 데이터를 고려하여 아래 식 (1), (2), (3)과 같이 결정하였다[2,3,4].

$$H_8Az + Th^{4+} \rightarrow (H_5Az)Th^{+} + 3H^{+} \quad (1)$$

$$2H_8Az + Th^{4+} \rightarrow (H_6Az)_2Th + 4H^{+} \quad (2)$$

$$Th^{4+} + Cl^{-} \rightarrow ThCl^{3+} \quad (3)$$

각 산도 조건에서 1:1 착물과 1:2 착물의 형성상수와 몰흡광계수는 반응 수용액들의 흡광도를 입력값으로 하는 GAUSSIAN NEWTON 알고리즘 기반 SQUAD 코드를 활용하여 계산되었으며 Fig. 1에서 확인할 수 있는 것과 같이 각 수용액의 계산된 흡광도와 측정된 흡광도가 큰 오차 없이 일치하였다. Table 1에 각 산도 조건에서 계산된 형성상수와 오차범위를 나타내었다.

Table 1. Stability constants determined using SQUAD

Acidity (HCl)	This Work					Ref.[5]
	1 M	2 M	3 M	4 M	6 M	6 M
$\log\beta_{11}$	6.16 (0.30)	7.17 (0.14)	7.47 (0.35)	7.77 (0.07)	9.15 (0.27)	8.15 (0.03)
$\log\beta_{12}$	12.18 (0.21)	13.51 (0.19)	14.14 (0.19)	14.65 (0.12)	15.94 (0.24)	14.53 (0.14)

비교값으로 제시된 H. Rohwer가 제시한 형성상수는 토륨염화이온의 형성이 고려되지 않은 화학평형모델로부터 계산된 값이고 따라서 토륨-아르세나조 III 착물형성이 저평가되었기 때문에 본 연구에서 계산한 형성상수보다 작은 것으로 판단된다.

2.3 SIT 계산을 활용한 이온세기 보정

반응 수용액의 이온세기(산도)와 형성상수 사이의 상관관계는 SIT 계산을 통해 결정되었다. SIT 계산법에 의하면, 수용액 내 이온 i의 활동도계수는 25℃에서 아래 식 (4), (5)와 같이 표현된다.

$$\log\gamma_i = -z_i^2 D + \sum\epsilon(i,j)m_j \quad (4)$$

$$D = 0.509\sqrt{I}/(1+1.5\sqrt{I}) \quad (5)$$

식 (4), (5)를 기반으로 선형회귀분석을 통해 다음과 같은 형성상수와 이온세기 사이의 상관관계를 도출하였다(Fig. 2). $\log\beta^\circ_{11}$ = 8.65±0.20, $\Delta\varepsilon_{11}$ = -0.52±0.05 kg mol^{-1}, $\log\beta^\circ_{12}$ = 14.44±0.19, $\Delta\varepsilon_{12}$ = -0.74±0.05 kg mol^{-1}.

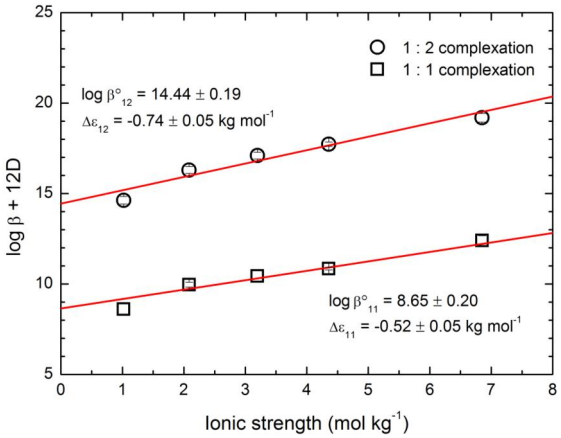


Fig. 2. SIT parameters of thorium-arsenazo III complexation.

3. 결론

본 연구에서는 강산 조건에서 토륨-아르세나조 III 착물형성반응의 화학평형모델을 결정하였고 계산된 형성상수와 이온세기 사이의 상관관계를 SIT 계산을 통해 도출하였다. 본 연구결과는 향후 아르세나조 III를 이용한 분광광도법적 정량분석에 응용될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1305032).

5. 참고문헌

[1] S.B. Savvin, Talanta, 8, 673 (1961).
[2] S.B. Savvin, Talanta, 11, 7 (1964).
[3] B. Buděšínský, Talanta, 16, 1277 (1969).
[4] M. Rand, J. Fuger, I. Grenthe, V. Neck, and D. Rai, OECD NEA Data Bank, OECD Publications, Paris, 2008.
[5] H. Rohwer, N. Rheeder, and E. Hosten, Anal. Chim. Acta, 341, 263 (1997).

3분과

고준위폐기물처분 (Poster)

국외 고준위방사성폐기물 심층처분 관한 규제기관 사전역할 고찰

박진용*, 이호진, 박동극, 정해용, 안상면
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*jinyong@kins.re.kr

1. 서론

산업자원통상부는 사용후핵연료를 포함한 고준위 방사성폐기물 장기관리에 관한 국가정책을 수립하고, 이를 이행하기 위한 기본계획을 2016년 7월 확정하였다[1].

고준위방사성폐기물 심층처분시스템은 수십 년간 장기적으로 개발되고, 인허가 신청 전 다양한 사업자의 활동이 수반됨에 따라, 심층처분시설의 안전성을 처분시설 개발 초기단계부터 효율적이고 합리적으로 확보할 수 있도록 해외 선도국에서는 규제기관이 개발 초기단계부터 사전 개입하는 제도를 도입하여 왔다.

OECD/NEA는 과거 20여 년간 방사성폐기물 관리 분야에서 규제기관 역할의 변화를 검토하였으며, 적극적인 규제기관의 참여가 성공적인 부지선정을 이끌어 왔으며, 규제기관의 조기 참여가 규제의 독립성을 유지하면서도 가능하며 이 또한 바람직하다고 언급하고 있다[2]. 또한, IAEA는 부지선정단계 중 개념설계 및 계획단계에서는 규제기관과 협의하여 부지선정계획을 수립·이행하고, 부지조사단계에서는 선호부지가 처분시설 건설에 적합한지 여부와 계획된 부지확정조사가 허가신청으로 이어질 수 있을지 여부 등을 규제기관이 검토하도록, 부지선정단계에서 규제기관의 역할에 대해 역할에 대해 명시하고 있다[3].

본 논문에서는 고준위방사성폐기물 심층처분 관련, 규제기관의 사전역할에 대해 해외 선도국의 사례를 조사·분석하여, 추후 국내 심층처분 개발에 대한 규제기관의 사전역할 모델을 개발하는데 활용할 예정이다.

2. 본론

2.1 미국

방사성폐기물정책법(NWPA)[4]에는 부지 일반지침 개발, 부지특성조사 계획 및 활동에 대한 검토, 최종 권고된 부지에 대한 검토, 건설허가 심사기간 등에 대한 임무를 규정하고 있으며, 미국 연방법인 10CFR Part 60[5]에는 부지특성조사 관련 상세 활동을 기술하고 있다.

처분사업 책임부처인 에너지부(DOE)는 방사성폐기물정책법에 따라 부지특성조사 이전에 부지조사에 관한 다음 사항을 규제기관(NRC)으로부터 검토·의견을 받도록 규정하고 있다.

- 부지에서 수행될 부지특성조사에 대한 일반계획
- 폐기물형태 또는 처분용기에 대한 설명, 폐기물형태 또는 처분용기와 해당 부지 지질과의 관계에 대한 설명, 이와 관련한 사업자가 수행하는 조사에 대한 설명
- 부지특성요건을 고려한 처분시설 개념설계

부지특성조사를 수행하는 동안 DOE는 NRC에 적어도 6개월에 한번 조사의 유형, 규모 그리고 조사로부터 개발된 정보를 보고하도록 규정하고, 또한 처분부지 승인을 받기 위해서 부지 제안서와 함께 이 제안서의 근거에 대한 종합적인 설명서를 대중이 이용할 수 있도록 하고 대통령에게 제출하여야 한다. 고준위 심층처분에 관한 규정을 포함하는 미국 연방법인 에는 처분시설에 대한 사전허가 검토단계와 인허가 단계를 거치도록 규정하고 있다.

2.2 핀란드

핀란드는 원칙결정이라는 제도를 도입하여, 원자력시설의 건설이 사회 전체의 이익에 부합한다는 원칙적인 판단을 건설허가 신청 이전에 정부가 결정하고 국회가 승인한다. 원칙결정을 위해 규제기관의 예비안전평가서가 정부·국회에 제출되며, 처분장의 건설 예정부지가 건설허가 신청 이전에 결정된다는 특징을 가진다.

핀란드의 부지선정 절차는 부지확인조사, 예비부지조사, 세부부지조사의 3단계로 이루어진다. 규제기관인 STUK은 각 단계마다 사업자의 평가결과를 검토하여, 안전평가에 대한 의견서를 정부에 제출한 바 있다. 또한 건설허가 신청 이전 단계에 수행되는 지하특성조사시설의 건설에 대해서도 STUK이 지속적으로 사업자의 건설 및 조사를 감독한다[6].

2.3 독일

고준위 심층처분을 위해 고어레벤이 가장 유력한 후보부지로 고려되어 1979년부터 지표조사, 이후 1983년부터 지하조사가 지속적으로 수행되었으나, 해당 후보부지 선정 배경이 과학적 근거보다는 정치적인 영향이라는 지적이 지속적으로 제기되어, 이후 해당 고어레벤 부지를 전면 백지화하고 처분부지 선정절차를 법률로 정하여 투명한 절차에 따라 처분부지를 결정할 필요성이 제기되어 2013년 "고준위방사성폐기물 최종처분시설 건설부지 조사 및 선정에 관한 법률"을 제정하였다[7].

해당 법령에 따라 새로운 규제기관(BfE)을 설립하고, 또한 사업기관(BfS)과 규제기관, 정부(BMUB)의 역할을 해당 법령에 명시하였다. 독일의 부지선정은 후보지구조사, 지상조사, 지하조사, 심지층조사의 4단계로 이루어진다. 독일의 처분시설 부지선정은 규제기관이 주도적으로 사업을 이끌어가도록 주문하고 있다. 실제 부지조사와 관련한 사항은 사업기관인 BfS가 수행하나, BfS가 부지조사를 위한 조사지구 선정을 규제기관에 제안하면 규제기관이 사업기관의 계획을 검토하고 대중의 의견을 수렴하여 정부와 의회에 승인을 받는 절차를 채택하고 있다.

2.4 일본

일본은 고준위방폐물 최종처분부지를 확보하기 위해 "특정방사성폐기물의 최종처분에 관한 법률"을 제정하여, 부지선정절차와 관련 기관의 역할과 책임에 대해 명시하고 있다. 일본의 부지선정절차는 문헌조사, 개요조사, 정밀조사의 3단계 처분부지선정 절차를 규정하고 있다[8].

사업부처인 경제산업성은 특정방사성폐기물 최종처분을 계획하고 안정적인 수행을 위해 기본방침을 정하도록 하고, 기본방침 내용 중 최종처분의 실시 및 기술 개발에 관한 사항 중 안전성확보를 위한 규제에 관한 사항은 규제기관(원자력규제위원회)의 의견을 청취하도록 규정하고 있다. 또한 최종처분계획 수립에 있어서도 안전성 확보와 관련한 사항은 규제기관의 의견을 청취하도록 규정하고 있다.

3. 결론

국제기구(OECD/NEA, IAEA)와 해당 분야의 국외 선도국 사례에 비추어, 고준위 심층처분의 인허가 신청 이전, 부지선정과정에서부터 부지특성조사까지 사업자의 사전활동에 대해 규제기관이 참여하는 것이 국제적인 추세이다. 다만 규제기관의 해당 활동은 규제기관의 독립성과 신뢰성 확보를 위해 법률에 기반을 두어야 한다. 이를 이행하기 위해, 국내 고준위 심층처분 개발 계획에 따라 규제기관의 사전 역할을 조속히 수립하는 것이 바람직하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 원자력안전연구사업의 일환으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 산업통상자원부, "고준위방사성폐기물 관리 기본계획" (2016).
[2] OECD/NEA, "The Evolving Role and Image of the Regulator in Radioactive Waste Management (2012).
[3] IAEA, "Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste", SSG-14 (2011).
[4] US DOE, Nuclear Waste Policy Ac, (1982).
[5] US NRC, Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories.
[6] STUK, "Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management", the 5th Finnish National Report (2014).
[7] 독일 BMJV, "고준위방사성폐기물 최종처분시설 건설부지 조사 및 선정에 관한 법률" (2013).
[8] 일본 경제산업성, "특정방사성폐기물의 최종처분에 관한 법률" (2000).

KURT 화강암 내의 U-Th 함유광물의 산출 특성 및 장기 안정성
Occurrence and Long-term Stability of U-Th Containing Minerals in the KURT Granite

조완형*, 백민훈, 박태진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cho0714@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물을 안전하게 영구적으로 처분하기 위해 심층처분시설의 안전성을 평가하고, 평가의 신뢰도를 향상하기 위한 연구가 지속적으로 수행되고 있다. 현재 국내 지질환경을 고려할 때 고준위 방사성폐기물 처분 대상 암종으로 화강암과 같은 결정질 암석이 유력하다. 화강암은 지하 깊은 곳에서 고온의 마그마가 서서히 냉각되어 생성된 결정질 암류로 열과 압력, 물리·화학적 풍화에 강한 특징을 갖는다. 또한 지하수의 양이 매우 적고 수리전도도가 낮아 암반 내에서 지하수의 유동성이 제한적이기 때문에 안정적으로 처분할 수 있는 이점을 가지고 있다.

본 연구는 한국원자력연구원 내의 지하처분연구시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 화강암에 존재하는 U-Th 함유광물의 산출특성을 확인하고, 장기 안정성에 대한 분석적 연구를 수행하여 추후 암반 내에서 U, Th 등 악틴족 핵종들의 장기거동을 예측하기 위한 연구의 기초자료로 활용하기 위해 수행되었다.

2. 본론

2.1 시료 채취 및 분석

본 연구에 사용된 화강암 시료는 한국원자력연구원 내 KURT에 분포하는 화강암으로, 시추공 DB-1-18 (97.6 m, 99 m구간), DB-1-28(156.2 m 구간)에서 채취한 시추코어의 일부이다. U-Th 함유광물의 산출상태와 결정구조식을 파악하기 위해 시추코어를 연마박편으로 제작하여 전자현미탐침분석(Electron Micro Probe Analysis: EPMA)을 실시하였다(SHIMADZU 1600, 한국기초과학지원연구원). 분석조건은 가속전압 15 kV, 전류 20 nA이며, 빔 크기는 1 ㎛이다. 후방산란전자영상 (Back Scattered Electron, BSE) 영상을 이용하여 EDS(Energy Dispersive Spectrometer)로 정성분석을 실시하였다. EDS로 광물의 함유원소를 확인하였고 U-Th이 확인된 광물은 WDS(Wavelength Dispersive Spectrometer)로 정량분석을 수행하였다. Table 1은 U-Th 함유광물로 확인된 광물의 정량분석 결과이다.

Table 1. The chemical compositions of U-Th containing minerals(wt.%)

Ele.	J1-3-Th-1-1	J17-3-Th-1-1	J5-7-Th-2-1*	J5-7-Th-4-1*
F	0.23	0.17	0.56	0.58
Na2O	0	0	0.02	0.02
MgO	0	0.01	0.03	0.04
Al2O3	0	0	0.44	0.49
SiO2	16.97	15.87	16.96	16.36
P2O5	0.23	0.98	5.80	6.96
K2O	0.10	0.09	0.08	0.13
CaO	1.56	1.62	6.38	9.84
TiO2	0.11	0.03	0.21	0.04
MnO	0.10	0.14	0.06	0.03
FeO	0.23	3.45	1.18	1.23
Y2O3	0.01	0.94	2.09	1.76
ZrO2	0	0.05	1.86	2.82
La2O3	0	0	0.11	0
Ce2O3	0	0.01	0.25	0.14
HfO2	0	0.02	0.12	0.12
PbO2	0.56	0.03	0.20	0.16
ThO2	41.61	44.17	50.24	50.19
UO2	33.19	25.48	3.72	3.39
Total	95.09	93.04	90.31	94.27

*U-Th Overflow

분석결과에서 U-Th 함유광물의 총 함량이 100wt.% 보다 낮게 나타나게 하는 요인들은[1] 총 함량에 비해 매우 작은 부분을 차지하기 때문에 분석결과에 큰 영향을 미치지 않을 것으로 판단된다. 그러나 분석에 사용되는 U과 Th의 표준시료가 소량일 경우, 정량분석 시 과잉(Overflow)되어 제한된 U과 Th의 함량만을 측정하기 때문에 정확한 함량을 얻는데 어려움이 있다. 추후 이를 보완하여 추가적인 재분석이 필요할 것으로 판단된다.

2.2 U-Th 함유광물 산출상태

KURT 화강암에 존재하는 U-Th 함유광물은 대부분 30 ㎛ 이하의 크기로 석영, 장석, 운모의 경계에서 타형으로 존재하고 있으며, 2차 광물인 녹니석과 견운모가 관찰된다. 분석결과 U-Th 함유광물의 U과 Th는 REEs(Rare Earth Elements) 및 Zr이 미량으로 치환되어 있으며, Si는 +3가 양이온인 Al이 매우 소량 치환되어 존재하는 것으로 판단된다. 또한 U-Th 함유광물은 인회석(Apatite) 또는 황철석(Pyrite)과 접하거나 포획된 상태로 확인되며(Fig. 1), 이는 열수작용(변질과 교대작용)이 있었음을 지시한다. 그 외에 Monazite, Bastnaesite, Rutile 등의 광물들이 주변에서 빈번히 관찰된다.

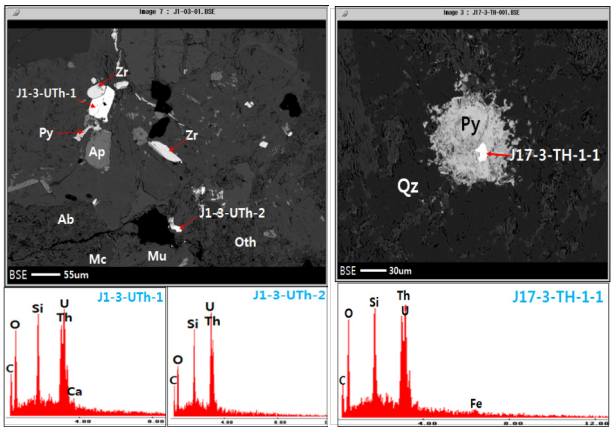


Fig. 1. BSE Image and EDS peak of J1-3(Left, J17-3(Right).

관찰된 U-Th 광물들의 결정구조식은 Table 1에 정리한 정량분석 결과를 이용하여 결정하였다. 결정구조식 계산 결과 KURT에 존재하는 U-Th 함유광물은 독립사면체형 규산염광물인 Thorite와 Uranothorite인 것으로 추측된다(Table 2).

Table 2. Calculated empirical formular of U-Th minerals

Sample No.	Empirical Formula	U-Th Mineral
J1-3-TH-1-01	$(U_{0.41}Th_{0.53})Si_{0.95}O_4$	Uranothorite
J5-7-TH-2-01*	$(Th_{0.54}U_{0.04})Si_{0.79}O_4$	Thorite
J5-7-TH-4-01*	$(Th_{0.50}U_{0.03})Si_{0.72}O_4$	Thorite
J17-3-TH-1-1	$(U_{0.32}Th_{0.56})Si_{0.89}O_4$	Uranothorite

*U-Th Overflow

U-Th을 함유하는 독립사면체형 규산염광물은 (U, Th, Y....)A(Si,P)BO4 형태의 구조를 가진다. Thorite와 Uranothorit의 U-Th은 구성원소 배위상 8개, Si는 4개의 배위수를 가지며[2], 결정구조상 U-Th은 +4가 형태의 이온으로 존재하기 때문에 화강암반 내에서 지하수 등의 지화학적 요인에 의해 쉽게 용해되지 않고 장기간에 걸쳐 안정적인 상태로 존재할 것으로 추정된다.

3. 결론

Thorite와 Coffinite 그리고 Uranothorite와 같은 고용체(solid solution)는 화강암과 페그마타이트 내에 형성 되거나 또는 열수작용에 의해 산출된다. 마그마 분화에 의해 형성된 KURT 화강암은 후기 열수에 의한 변질과 교대작용이 수반되었으며, 이때 열수의 온도, 압력, pH 등의 지화학적 조건에 의해 재결정작용을 일으킨 것으로 추정된다. 또한 재결정작용 중 반복적인 용해/침전 과정 중 열수에 함유된 U의 유입으로 U 양이 증가하여[3] Uranothorite와 같은 고용체가 형성되었을 것으로 판단된다. 따라서 KURT에 존재하는 Thorite와 Uranothorite의 Th와 U는 +4가 형태로 존재하기 때문에 화강암반 내에서 지하수 등의 지화학적 요인에 의해 쉽게 용해되지 않고 안정적인 상태로 존재할 것으로 추정된다.

4. 사사

이 논문은 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

5. 참고문헌

[1] H. -J. Forster, Composition and origin of intermediate solid solutions in the system thorite-xenotime-zircon-coffinite, Lithos, 88, p.35-55 (2006).

[2] J. A. Speer, The actinide Orthosilicates. Reviews in Mineralogy 5, 2nd ed, p.113-135 (1982).

[3] Costin et al., How to explain the difficulties in the coffinite synthesis from the study of uranothorite?, J. Inorg. Chem., 50, p.11117-11126 (2011).

K-PAM을 이용한 핵종별 보조안전지표와 주안전지표의 상관성 분석

김정우*, 조동건, 정종태, 고낙열, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jw_kim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 심층처분시스템의 안전성평가에서 주안전지표(primary safety indicator)는 피폭선량(exposure dose)과 위험도(risk)가 고려된다. 하지만, 피폭선량과 위험도는 필연적으로 많은 불확실성을 포함하고 있으며, 방사선적 개념 등에 의해서 일반 대중의 이해도가 떨어진다. 이를 극복하기 위하여, 주안전지표와 더불어 처분시스템 내 핵종의 농도 또는 유량(flux)과 같은 보조안전지표(complementary safety indicator)를 함께 고려함으로써 처분시스템 Safety Case의 신뢰성을 향상시키는 방법이 활용되고 있다[1]. 보조안전지표를 활용하기 위해서는 참조값(reference value)을 확보해야 하며, 일반적으로 자연계에서 측정된 주요 방사성동위원소의 농도와 유량이 대표적이다. 하지만, 고준위방사성폐기물에는 핵분열생성물과 같이 자연계에 존재하지 않는 핵종들(예, ^{135}Cs, ^{129}I, ^{99}Tc 등)이 다수 포함되어 있고, 그 중 일부는 안전성평가에서 주요 핵종으로 고려되고 있다. 이러한 참조값 활용의 한계를 극복하고 처분시스템 Safety Case 개발의 보조안전지표 활용도를 향상시키기 위하여, 본 연구에서는 각 핵종별 보조안전지표들과 주안전지표의 상관성 분석을 수행하였다. 이를 위해서, 최근 한국원자력연구원에서 고준위폐기물 기준 처분시스템[2]을 대상으로 개발한 종합성능평가 모델(K-PAM; KAERI Performance Assessment Model)[3]을 이용하였다.

2. 본론

2.1 보조안전지표의 종류

K-PAM에서 고려되는 보조안전지표는 Table 1과 같이 종류별로 농도와 유량으로 구분되고, 위치별로 공학적방벽, 균열암반, 주단열대, 생태계 대수층으로 구분된다. 각 보조안전지표는 핵종별로 구분하여 검토하였다. 보조안전지표에 영향을 미치는 매개변수로는 Table 1과 같이 각 위치별 핵종 수착계수와 투수계수가 대표적으로 고려되었다.

Table 1. Complementary safety indicators and influential parameters in K-PAM

Complementary Safety Indicator		Influential Parameter
1. Concentration		
EBS	Tunnel EDZ (M[1])	$K_{d,B}$, K_B(M)
	Tunnel EDZ (C[2])	$K_{d,B}$, K_B(C)
	Borehole EDZ (C)	$K_{d,B}$, K_B(C)
NBS	Fractured rock (M)	$K_{d,B}$, K_B(M), K_F(M)
	Fractured rock (C)	$K_{d,B}$, K_B(C), K_F(C)
	MWCF (M)	$K_{d,B}$, $K_{d,R}$, K_B(M), K_F(M), K_M(M)
	MWCF (C)	$K_{d,B}$, $K_{d,R}$, K_B(C), K_F(C), K_M(C)
	MWCF	$K_{d,B}$, $K_{d,R}$, K_B(M,C), K_F(M,C), K_M(M,C)
Biosphere	Aquifer	$K_{d,B}$, $K_{d,R}$, K_B(M,C), K_F(M,C), K_M(M,C)
2. Flux		
EBS → Internal fracture (M)		$K_{d,B}$, K_B(M)
EBS → Internal fracture (C)		$K_{d,B}$, K_B(C)
Internal fracture → MWCF (M)		$K_{d,B}$, K_B(M), K_F(M)
Internal fracture → MWCF (C)		$K_{d,B}$, K_B(C), K_F(C)
MWCF → Aquifer		$K_{d,B}$, $K_{d,R}$, K_B(M,C), K_F(M,C), K_M(M,C)

[1]M: Metal Waste
[2]C: Ceramic Waste
$K_{d,B}$: Partitioning coefficient in buffer
$K_{d,R}$: Partitioning coefficient in rock
K_B: Hydraulic coefficient in backfill
K_F: Hydraulic coefficient in fractured rock
K_M: Hydraulic coefficient in MWCF

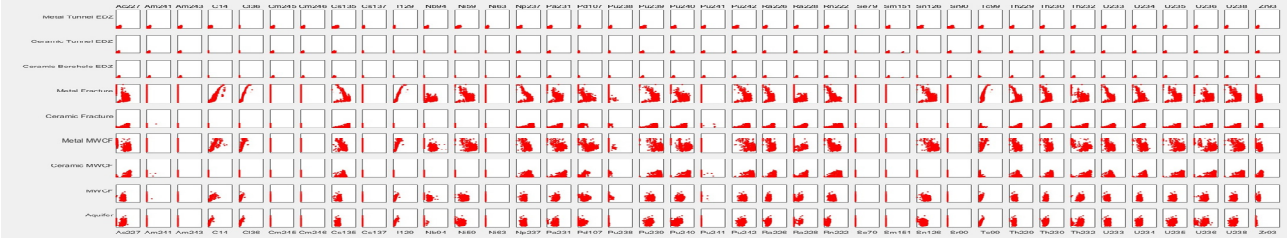


Fig. 1. Correlations between complementary safety indicators(concentration) and primary safety indicator for each radionuclide.

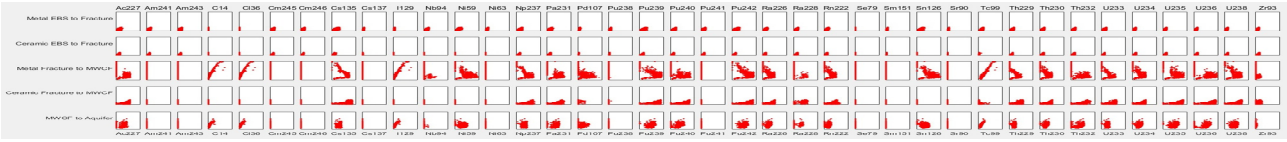


Fig. 2. Correlations between complementary safety indicators(flux) and primary safety indicator for each radionuclide.

2.2 보조안전지표-주안전지표 상관성 지표

보조안전지표와 주안전지표(피폭선량)의 상관성(R_C)은 다음과 같이 각 계산값을 무차원(dimensionless)화하고 핵종별 전체 피폭선량에 대한 기여도를 고려하여 나타내었다.

$$R_C = \left| \frac{\frac{D_{p+\Delta p} - D_p}{(D_{p+\Delta p} + D_p)/2}}{\frac{C_{p+\Delta p} - C_p}{(C_{p+\Delta p} + C_p)/2}} \right| \times \frac{(D^r_{p+\Delta p} + D^r_p)/2}{(D_{p+\Delta p} + D_p)/2} \quad (1)$$

여기서, D_p는 관련 매개변수(p) 변경 전 전체 피폭선량(D), $D_{p+\Delta p}$는 관련 매개변수 변경 후 전체 피폭선량, C_p는 관련 매개변수 변경 전 보조안전지표 계산값(C), $C_{p+\Delta p}$는 관련 매개변수 변경 후 보조안전지표 계산값, 그리고 D^r는 개별 핵종(r)에 의한 피폭선량이다. 최종적으로, 시계열(time-series) 결과에 대하여 평균값을 취함으로써, 각 보조안전지표의 주안전지표와의 상관성을 단일값으로 나타내고 상호 비교하였다.

2.3 보조안전지표-주안전지표 상관성 분석

보조안전지표와 주안전지표의 상관성은 농도관련 보조안전지표의 경우 Fig. 1, 그리고 유량관련 보조안전지표의 경우 Fig. 2와 같이 나타났다. 여기서, x축과 y축은 다음과 같이 정의된다.

$$x: \left| \frac{C_{p+\Delta p} - C_p}{(C_{p+\Delta p} + C_p)/2} \right|, \quad y: \left| \frac{D_{p+\Delta p} - D_p}{(D_{p+\Delta p} + D_p)/2} \right| \quad (2)$$

그 결과, 금속폐기물 관련 공학적방벽 이후에서의 보조안전지표에서 상관성이 상대적으로 높게 나타났다. 그리고, 상관성이 높은 핵종은 ^{242}Pu, ^{99}Tc, ^{239}Pu, ^{14}C, ^{135}Cs 등의 순으로 나타났다(Fig. 3).

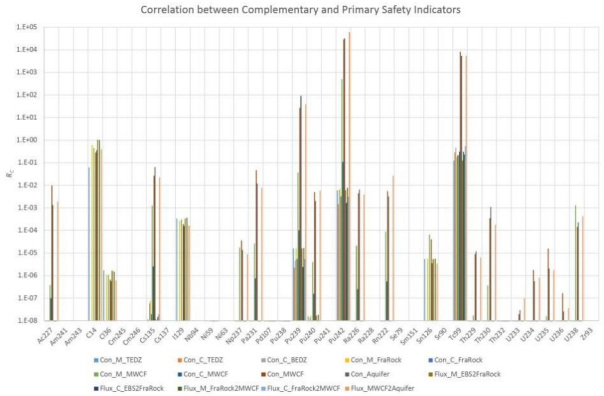


Fig. 3. Correlation values between complementary and primary safety indicators for each radionuclide.

3. 결론

본 연구에서는 종합성능평가 모델(K-PAM)을 이용하여 각 핵종별 보조안전지표들과 주안전지표의 상관성 분석을 수행하였다. 본 연구결과는 향후 참조값을 구하기 어려운 핵종에 대한 보조안전지표의 활용도를 높여 처분시스템 Safety Case의 신뢰성 향상에 기여할 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2016년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

5. 참고문헌

[1] 정종태, 김정우, 백민훈, “Safety Case 개발 지원을 위한 보조안전지표 기술현황 분석”, KAERI/AR-1072 (2015).
[2] J.W. Choi, D.S. Bae, S.H. Ji, G.Y. Kim, and K.S. Kim et al., “Geological Disposal of Pyroprocessed Waste from PWR Spent Nuclear Fuel in Korea”, KAERI/TR-4525 (2011).
[3] 김정우, 고낙열, 조동건, 정종태, 백민훈, “처분시스템 복합시나리오를 고려한 종합성능평가 모델 개발”, 2015 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, 167-168, 10.14-16, 2015, 부산.

콘크리트 방사화방사선원항 정량화를 위한 중성자흡수단면적 보정핵종 도출

조동건*, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dkcho@kaeri.re.kr

1. 서론

대체적으로 방사선원항 평가 코드가 내장하고 있는 구조물의 핵반응단면적은 조사(irradiation)되는 구조물에 대한 핵반응단면적과 다르므로 보다 정확한 방사선원항을 도출하기 위해서는 방사선원항 평가코드에 내장되어 있는 핵반응단면적을 보정하여야 한다[1]. 예를 들어, 중성자의 방사화에 의해 ^{60}Co이 생성될 때, 코발트 원소는 천연상태에서 ^{59}Co로 100% 존재하므로 원자로에서 중성자 한 개를 흡수하면 방사성 핵종인 ^{60}Co으로 변한다. 따라서 ^{59}Co(n, γ)^{60}Co 반응은 ^{60}Co 생성에 기여하는 중요한 반응이다. ^{58}Co이 중성자 한 개를 흡수하면 ^{59}Co가 생성되므로 만일 타핵종의 방사화로 인해 ^{58}Co이 생성되면 ^{58}Co(n, γ)^{59}Co 반응 또한 간접적으로 ^{60}Co의 생성에 기여하게 된다. 이런 관점에서 볼 때, ^{60}Co보다 중성자 개수가 적은 모든 코발트 동위원소는 중성자를 흡수함으로써 ^{60}Co의 생성에 기여함을 알 수 있다. ^{60}Co은 ^{60}Fe의 베타붕괴에 의해서도 생성된다. 그런데, ^{60}Fe은 천연상태에서는 존재하지 않으며, ^{59}Fe의 중성자흡수에 의해 생성되거나 ^{60}Mn의 베타붕괴에 의해 생성된다. ^{59}Fe 또한 천연상태에서는 존재하지 않으며 천연상태에 존재하는 ^{58}Fe이 중성자 한 개를 흡수함으로써 생성된다. 따라서 콘크리트 최초 구성성분에 철이 포함되어 있으면, ^{58}Fe의 중성자 흡수에 의한 ^{59}Fe의 생성반응 또한 ^{60}Co의 생성에 간접적으로 기여하게 된다.

이렇듯, 구조물 내에서의 방사화핵종 생성은 초기 조성으로 함께 장전된 다른 안정핵종의 중성자 흡수반응으로 인한 방사화핵종의 생성 및 이렇게 생성된 방사화핵종의 붕괴와 복잡하게 연관되어 있다. 따라서 관심대상 핵종의 생성에 관여하는 모든 핵종의 중성자흡수단면적은 보정해야 하며 이는 매우 방대한 작업이다.

그런데, ^{59}Co의 중성자흡수는 직접적으로 ^{60}Co을 생성하지만 ^{59}Fe의 중성자흡수는 ^{60}Fe을 거쳐 ^{60}Co을 생성하게 되고, ^{60}Fe은 반감기가 크므로 ^{59}Co의 중성자 흡수와 ^{59}Fe의 중성자 흡수는 ^{60}Co의 생성 측면에서 기여도가 다르다. 즉, 관심 방사성핵종을 정확히 정량화하기 위해서는 그 핵종의 생성반응 및 소멸반응에 관여하는 중성자흡수단면적을 보정해야 하는데, 이는 매우 방대한 작업이며, 어떤 핵종이 초기에 함께 장전되었는 지와 기여도에 따라 필수적으로 보정해야할 핵종의 수가 달라지게 된다.

이런 관점 하에 본 논문에서는 가압경수로 원전의 생물학적 차폐체로 설치된 콘크리트를 대상으로 방사화핵종 정량화 측면에서 중성자흡수반응단면적을 보정해야 할 핵종을 도출하였다.

2. 콘크리트 방사화 특성

2.1 콘트리트 조성

계산에 고려된 콘크리트 조성은 무게분율 기준으로 H(0.60%), C(17.50%). O(41.00%), Mg(3.30%), Al(1.10%), Si(3.50%), K(0.10%), Ca(32.10%), Fe(0.80%), Co(2.55E-04%), Eu(2.94E-05%) 이다.

2.2 방사화 특성

ORIGEN-2 코드를 이용하여 콘크리트가 중성자에 의해 방사화 되었을 경우 냉각시간에 따른 방사능 세기 변화 특성을 평가하였다. 울진 3호기 콘크리트 생물학적 차폐체에서의 중성자속과 유사한 값인 1.0E10 n/cm^2-sec을 적용하였으며 40 년 동안 지속적으로 조사됨을 가정하였다.

Fig. 1은 방사화된 콘크리트 총 방사능량을 기준으로 주요 핵종이 차지하는 비율을 나타내는데, 원자로 영구정지시부터 약 1 년까지는 전체 방사능의 2-40% 정도만을 차지하지만, 약 5 년 이후부터는 7개 핵종이 전체 방사능량의 100% 정도를 차지함을 볼 수 있다. 이는 원전 해체의 주 관심이 되는 시점인 5～10 년 이전에 단반감기 핵종이 대부분 붕괴하여 소진됨을 의미한다. Fig. 1에서 보는 바와 같이, 10 년 시점에서는 ^{152}Eu가 약 50%, ^{55}Fe가 약 15%, ^{60}Co이 8%, ^{154}Eu가 4% 정도를 차지함을 볼 수 있다.

앞서 제시된 핵종 중 우리나라 중저준위폐기물 방사능농도 제한치와 연관된 핵종은 ^{14}C와 ^{60}Co 뿐이

며, 이 또한 제한치를 크게 하회하므로 개략적인 계산결과 만을 보더라도 중저준위폐기물처분장에 수용될 수 없는 콘크리트 폐기물은 없을 것으로 판단된다. 따라서 결국 주 관심사는 중저준위폐기물 처분장에 처분하지 않고 자체처분 할 수 있는 콘크리트 양을 정확히 정량화하는 것이며, 이러한 측면에서 관심핵종은 ^{60}Co, ^{152}Eu, ^{154}Eu 뿐이다.

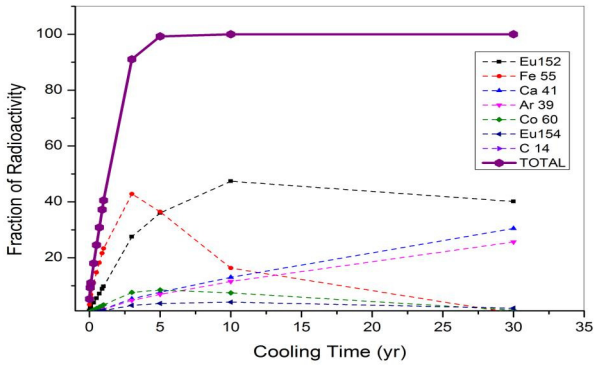


Fig. 1. Ratio of Radioactivity for Major Nuclides.

3. 중성자흡수단면적 보정핵종 도출

중성자 조사로 인한 ^{60}Co의 생성·소멸 측면에서신뢰도 높은 정량화를 위해서는 초기조성으로 장전되는 ^{59}Co의 중성자흡수단면적과 중성자에 의한 소멸을 나타내는 ^{60}Co의 중성자흡수단면적은 보정되어야 한다. 또한, 앞서 2.1절에 기술된 바와 같이, 콘크리트는 철(Fe)을 포함하고 있으므로 ^{59}Fe의 생성에 기여하는 Fe 동위원소, 즉 ^{54}Fe, ^{55}Fe, ^{56}Fe, ^{57}Fe, ^{58}Fe, ^{59}Fe의 중성자흡수단면적은 엄밀히 말해 모두 보정되어야 한다. 그런데, 앞서도 언급했듯이 ^{60}Co의 생성에 대한 기여도는 모두 다르므로 ^{60}Co 생성측면에서 중성자흡수반응의 각 핵종별 중요도를 평가하였다.

Table 1에는 최초 장전된 1톤의 콘크리트 내에 함유되어 있는 ^{59}Co 및 Fe의 동위원소가 40 년 동안 조사되었을 때, 각 안정동위원소로부터 생성된 ^{60}Co의 방사능 세기를 나타낸다. Table에는 냉각기간 5 년 및 10 년 시점에서의 값이 기재되어 있으며, Table에서 보는 바와 같이, ^{60}Co은 거의 대부분 ^{59}Co의 중성자 흡수에 의해 생성되며, Fe의 안정동위원소에 의한 생성은 무시할 만 한 것으로 나타났다.

유로피움(Eu)의 경우에는 인접한 원소가 함께 장전되지 않으므로 유로피움을 구성하고 있는 동위원소로 인한 ^{152}Eu 및 ^{154}Eu의 생성 및 소멸에 관여하는 중성자 흡수단면적만 보정하면 된다.

Table 1. Radioactivity of ^{60}Co Induced from Each Nuclide

안정동위원소	콘크리트 1톤당 초기장전량 (g)	^{60}Co의 방사능세기 (Bq)	
		5년시점	10년시점
Co-59	2.55×10^{0}	6.50×10^{2}	3.37×10^{2}
Fe-54	4.68×10^{2}	0.00×10^{0}	0.00×10^{0}
Fe-56	7.34×10^{3}	3.05×10^{-12}	1.58×10^{-12}
Fe-57	1.70×10^{2}	7.03×10^{-8}	3.64×10^{-8}
Fe-58	2.26×10^{1}	7.45×10^{-3}	3.86×10^{-3}

결국, ^{60}Co의 정량화 측면에서 공학적 소모시간을 줄이면서도 생성 및 소멸반응을 타당하게 고려하기 위해서는 ^{59}Co 및 ^{60}Co의 중성자흡수단면적만 보정되면 되며, ^{152}Eu 및 ^{154}Eu의 정량화 측면에서는 ^{151}Eu, ^{152}Eu, ^{153}Eu, ^{154}Eu의 중성자흡수단면적만 보정하면 타당할 것으로 판단된다.

4. 결론

표준형 원전에 설치되어 있는 콘크리트 생물학적 차폐체를 대상으로 방사화 계산시 중성자흡수단면적을 보정해야할 핵종을 선정하였다. 평가결과, 방사능측면에서 관심 핵종은 ^{59}Co, ^{152}Eu, ^{154}Eu로 나타났으며, 공학적 측면에서 중성자흡수단면적을 보정해야할 핵종은 ^{59}Co, ^{60}Co, ^{151}Eu, ^{152}Eu, ^{153}Eu, ^{154}Eu로 나타났다.

5. 감사의 글

이 논문은 2016년도(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

6. 참고문헌

[1] D. K. Cho, et. al., "Verification of Source Term Estimation Method against Measured Data for Decommissioning Waste from a CANDU Reactor," Journal of Nuclear Science and Technology, **48**, No.7, p. 1087-1093 (2011).

공학적방벽의 고속전단시험모듈 개발

이민수*, 최희주, 이종열, 김현아
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minm@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 혹은 사용후핵연료를 안전한 심지층에 처분하는 방안이 전 세계적으로 연구되고 있다. 심지층은 인간에 의한 사고를 방지하기에는 유리하지만, 지진과 같은 지각변동은 피해갈 수 없다. 따라서 지층처분을 고려하고 있는 나라들은 설계된 공학적 방벽을 관통하는 암반의 전단거동에도 처분용기가 파손되지 않고 안전한지를 확인하려고 한다. 처분용기가 견딜 수 있는 전단 조건은 일본의 경우에는 전단속도 1 m/s, 전단거리 10 cm이며 [1], 스웨덴의 경우에는 전단속도 1 m/s, 전단러기 5 cm이다[2]. KAERI에서 설계한 A-KRS 시스템에서의 전단조건은 전단속도 1 m/s, 10 cm이다[3]. 실제 규모로 1 m/s의 속도로 공학적 방벽을 관통하는 전단움직임을 실험적으로 구현하는 것은 거의 불가능에 가깝다. 따라서 많은 나라에서는 축소 규모 실험과 전산모사를 병행하여 실시하면서, 실제 상황에서의 안전성을 입증하려고 노력 중에 있다. 외국의 경우 실험적 전단속도는 160-100 mm/s 정도로 실제 기준의 1/10 수준으로 시험하고 있다. 이에 본 연구에서는 실규모는 아니지만, 전단속도를 1.0 m/s 수준에서 시험할 수 있는 모듈을 개발하고자 하였다.

2. 본론

2.1 전단시험 기기의 구성

일반적으로 시험되는 전단시험기기는 공학적방벽에 단층이 발생할 경우를 가정하여, 전단 움직임에 의한 축소판 EBS 움직임과 건전성을 실험실에서 살펴보기 위하여, 실린더형 전단 모듈 안에 완충재와 시험용기를 장착하고, 한쪽을 INSTRON과 같은 기계장치로 일정한 속도로 눌러서 전단시험을 수행하고 있다(Fig. 1). 그리고 전단시험에서 측정된 완충재 혹은 시험용기의 응력값과 FEM(finite element method)로 전산모사한 해석 결과와 비교하여 모델링의 정확성을 높이고 있다. 최종적으로는 실제 규모의 단층 거동(최대 1m/sec, 및 전단움직임 10 cm 이상)에 대한 전산모사의 정확도를 높이는데 그 의미가 있다.

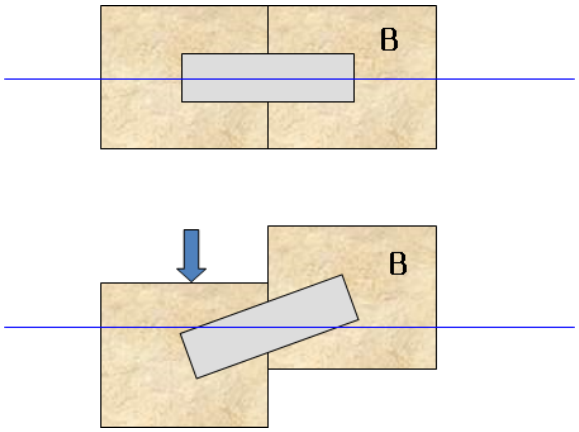


Fig. 1. Schematic diagram of a boreshear motion.

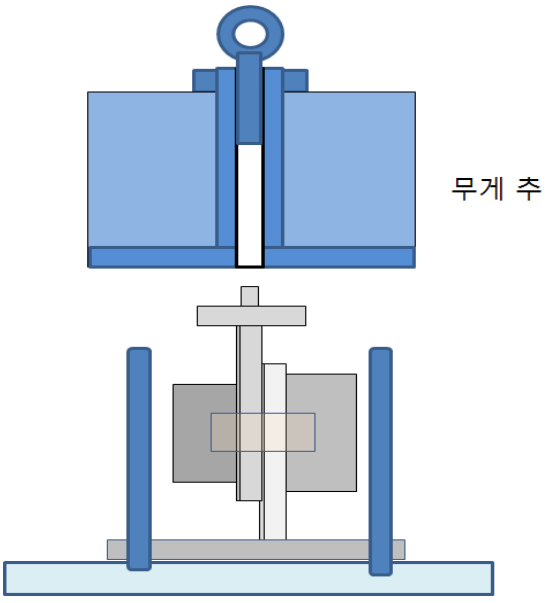
2.2 고속 전단시험 기기의 구성과 작동

전단시험모듈은, 내부 구리용기(외경 30 mm, 길이 60 mm)는 압축벤토나이트(외경 70 mm, 길이 120 mm)로서 실규모의 약 1/30 크기이다. 시험모듈의 반쪽을 누르면서 전단거동이 성립되도록 되어 있다. 일반적으로 모듈에 전단을 가하는 장치는 고속프레스를 많이 사용한다. 그러나 최고 속도 1 m/s를 만족시키는 장비는 구하기 힘들기 때문에, 고하중의 낙하추를 반쪽 모듈 위로 떨어뜨려, 전단움직임을 얻고자 하였다(Fig. 2).

전단시험모듈은, 내부 구리용기(외경 30 mm, 길이 60 mm)는 압축벤토나이트(외경 70 mm, 길이 120 mm)로서 실규모의 약 1/30 크기이다. 시험모듈의 반쪽을 누르면서 전단거동이 성립되도록 되어 있다. 일반적으로 모듈에 전단을 가하는 장치는 고속프레스를 많이 사용한다. 그러나 최고 속도가 1 m/s를 만족시키는 장비는 구하기 힘들기 때문에, 고하중의 낙하추를 반쪽 모듈 위로 떨어뜨려, 전단움직임을 얻고자 하였다(Fig. 2).

자유낙하를 시킬 경우, 떨어지는 추가 1 m/가 되는 거리는 자유낙하방정식을 통해 구한 결과, 50.97 mm 이었다. 낙하추가 모듈에 가하는 운동에너지는 낙하추의 무게와 속도에 의해 결정되며, 모듈이 전단되면서 낙하추에서 전해진 운동에너지를 흡수하게 된다. 낙하추를 100 kg으로 하고, 충돌 속도를 2

m/s로 가정한 경우, 운동에너지는 약 196.2 J로 계산되었으며, 약 15 mm 정도 모듈이 전단되면서 약 193.6 J이 흡수될 것으로 예상하였다. 예상되는 193.6 J은 프레스를 통한 저속 사전시험에서 얻어진 값이었다. 낙하추가 다시 15 mm 더 전단거동을 추진하면서 내려가기 때문에 15 mm 만큼의 위치에너지가 운동에너지로 더해지게 된다. 따라서 최종 15 mm 전단거동이 완료된 후, 추의 속도는 약 0.6 m/s로 계산되었다. 한편, 15 mm 전단 후, 낙하추는 모듈 모서리 4군데 설치된 안전용 지지대와 충돌하면서 완전히 정지하게 되도록 되어 있다.



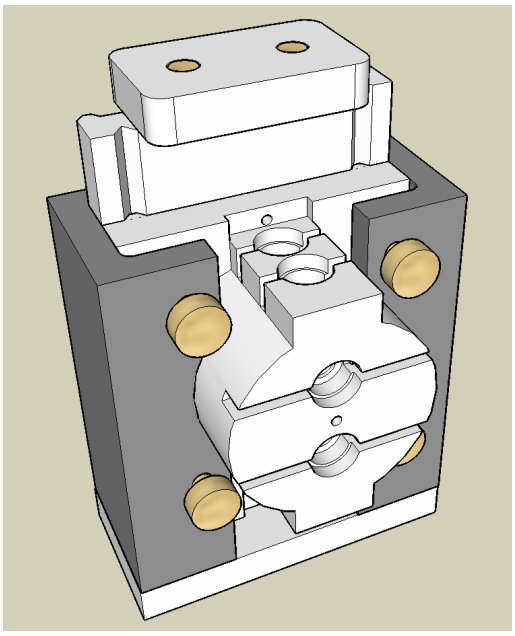


Fig. 2. Lateral sketch of a boreshear device(top) and its shearing module (below).

2.3 전단시험모듈

전단시험모듈은 1/30 정도 규모로 모듈형으로 설계되었으며, 2개의 분리된 실리더형 챔버가 맞닿는 면이 물리적으로 미끄러지는 구조로 되어 있다. 내부에 위치한 완충재와 시험용기는 전단되면서 변형되거나 회전이 된다. 시험용기는 구리봉(직경 30 mm, 길이 60 mm)으로 제작되었으며, 내부에는 막대형 자석이 있어서, 외부에서 나침판을 사용하여 해체하지 않고도 처분용기의 회전상태를 점검할 수 있도록 하였다. 모듈내 완충재 공간은 직경 70 mm, 길이 60 mmx2이다. 완충재가 접하는 모듈 내면에는 물이 스며들 수 있도록 챔버 양단에 2 mm 두께의 금속 필터 설치되어 있으나, 실린더 벽면에는 없다. 모듈의 전단범위는 0-30 mm 정도이다. 전단시험 시 압력 변화를 측정하기 위해 위치가 고정된 챔버 반쪽 내면에는 6개의 다이아프램형 압력센서가 설치된다. 그리고 하강하는 반쪽 챔버 하단에는 변위센서가 설치되어 전단 속도를 측정할 수 있도록 하였다. 무게추는 갠트리 크레인을 통해 들어 올린 후, 연결끈을 풀어서 떨어뜨리는 구조이다.

3. 결론

앞으로 제작될 전단시험장치는 실제 지진에 대비한 한국형 공학적 방벽의 안전성을 확인하는데 사용될 예정이다. 실험적으로 얻어진 전단시험 결과들은 실제규모의 전단거동을 모사할 수 있는 정확한 전산모델을 개발하는데 이용될 예정이며, 현재 전산모사 모델개발도 별도로 추진 중에 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] KAERI Technical report, 'KAERI HLW 공학적 방벽의 JAEA 전단시험 준비', KAERI/TR-3745/2009.

[2] SKB Technical Report, 'Earthquake induced rock shear through a deposition hole', SKB/TR-10-33.

[3] KAERI Technical report, '심지층 처분용기 설계 및 제작 기술성 분석', KAERI/TR-4458/2011.

국내 방사성폐기물 처분연구와 연관성 높은 자연유사연구 정리

박태진*, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*etjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분과 관련한 연구개발 분야에서 방사성폐기물은 오랜 시간이 경과하면 결국 처분장에 유입된 지하수와 접촉하고, 용해된 방사성 핵종들은 지하수 흐름을 따라 주위 매질과의 상호반응을 하며 유출될 것으로 예상된다. 지하수에 용해된 방사성 핵종들의 이동은 주어진 조건에 따른 핵종의 용해도 및 핵종과 다양한 매질과의 반응에 의해 영향을 받게 된다[1]. 이러한 방사성 핵종들의 이동 특성 및 장기적인 거동을 이해/해석하고 평가하는 것은 방사성 핵종의 유출에 대해 그 처분장 시스템의 장기적인 안전성을 평가하고 그 평가의 신뢰도를 높이는 데 반드시 필요하다.

방사성물질 중 우라늄은 가장 대표적인 관심 고준위 핵종들 중 하나이며, 수용액에서 다양한 화학종으로, 그리고 고체상에서 다양한 광물상으로 존재한다. 따라서 우라늄의 장기거동을 예측하고 평가하기 위해선, 우라늄이 어떠한 화학종 및 광물상으로 존재하는지 아는 것과 주어진 조건에서 이들이 얼마나 상대적으로 안정한 지를 평가하는 것이 매우 중요하다. 아울러 우라늄의 장기거동을 예측하기 위하여(즉, 우라늄의 미래를 알기 위하여) 우라늄의 과거를 돌아보는 것은 매우 현실적이고 논리적이다. 처분장 개념의 환경과 매우 유사한 환경이 있고, 방사성물질이 과거부터 오랜 기간 그 환경에서 격리되어 안전하게 유지되고 있다면 이는 방사성물질이 안전하게 격리될 것이라는 근거를 제공할 것이다. 한국원자력연구원에서는 이러한 자연유사적 접근방법을 통해 우라늄의 장기거동을 이해하고 해석하기 위한 연구를 준비하고 있다[2].

본 연구에서는 국내 처분 환경과 연관성이 매우 높은 자연유사부지들에 대한 대표적인 연구와 이들을 바탕으로 국내 한국원자력연구원에서 수행한 관련 연구에 대해 살펴보았다. 이는 자연발생한 핵분열 원자로로 알려진 OKLO 부지, 실제 처분장 다중방벽 개념과 매우 유사한 Cigar Lake 부지, 그리고 국내 화강암과 그 지하수 조건과 매우 유사한 Palmottu 부지를 포함한다(Fig. 1). 한국원자력연구원 수행내용으로 자연유사연구 결과의 정보자료 구축과 그 적용방안에 대한 연구 및 국내 벤토나이트 광상에 대한 자연유사 기초조사에 대한 내용을 포함하였다.

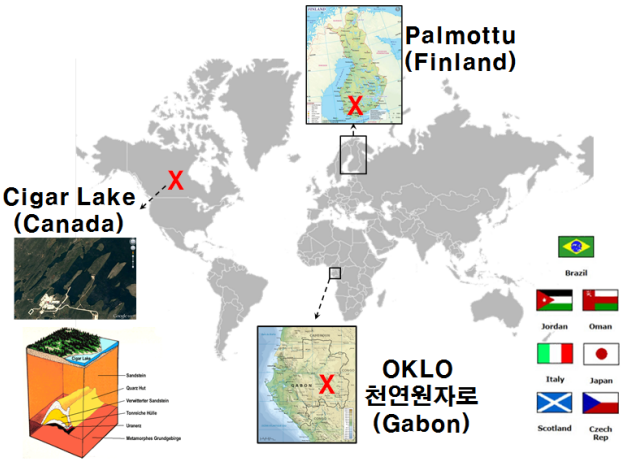


Fig. 1. (a) A world map showing where the OKLO (Gabon), Cigar Lake (Canada), and Palmottu (Finland) sites located. Other national flags represent the countries possessing the natural analogues (NA) sites and performing NA studies.

2. 본론

2.1 OKLO 부지

"OKLO, Natural Analogue for a Radioactive Waste Repository" 라는 프로젝트는 EU의 재정지원과 프랑스 CEA 관리 하에 시작되었다. Oklo 부지는 전세계 유일한 자연적으로 발생한 핵분열 원자로로 약 17억 년 전 핵분열이 시작되어 현재까지 진행되고 있다. 처분연구 관점에서 Oklo 자연유사연구의 핵심 중 하나는 방사성폐기물의 거동이 해당 부지 내에 국한되었다는 점이다. 이는 핵분열이 발생하는 지역이 사암층으로 둘러쌓여 있고 (Fig. 2) 보다 바닥 지역에 화강암으로 존재하는 것과 물의 방사선 분해에도 불구하고 전체적인 환경이 환원 환경인 것이 중요한 역할을 한다고 알려져 있다.

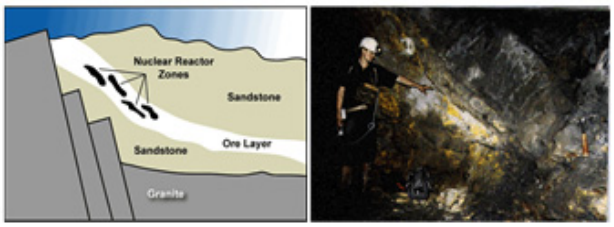


Fig. 2. (a) Schematics of high-temperature oxide melt solution calorimetry, (b) image of a commercial high-temperature oxide melt solution calorimeter.

2.2 Cigar Lake 부지

고준위폐기물 처분에 있어서 가장 핵심적인 개념 중 하나는 다중방벽 개념이다. 이는 방사성물질의 누출을 최대한 억제하고 처분 안전성을 높이기 위해 고화체, 공학적방벽, 자연방벽의 다중방벽 개념을 적용하는 것이다. 이런 개념을 자연을 통해 확인할 수 있는 곳(즉 자연유사부지)이 바로 Cigar Lake 부지이다. Fig. 3에 나타냈듯이 실제 처분장 개념과 매우 유사하며 우라늄의 누출이 억제된 것은 i) 우라늄이 점토광물로 둘러싸여있고, ii) 주변 지하수의 용존 산소가 희박하기 때문이라 알려져 있다.

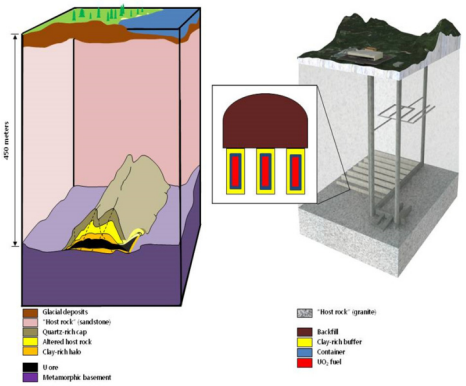


Fig. 3. A comparison between the natural Cigar Lake structure and the engineered barrier system (EBS) concept.

2.3 Palmottu 부지

핀란드 남서부에 있는 Palmottu Lake 부지는 한국원자력연구원 내 KURT(KAERI Underground Research Tunnel) 환경과 가장 유사한 화강암 기반이다. Palmottu 부지는 우라늄 광화작용으로 조성된 두께 1-15 m, 길이 400 m, 지하 300 m에 이르는 수직 광화대 지역으로, 우라늄의 경우 우라니나이트와 변형생성물(코핀석) 및 저어콘 등이 확인되었다.

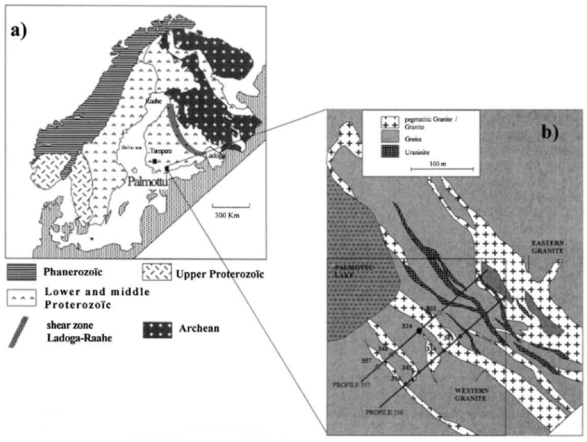


Fig. 4. Geological map of Palmottu Natural Analogue study site.

3. 결론

자연유사연구는 제안된 지질학적 처분장에 대해 예상되는 거동, 현상 또는 물질들과 유사한 자연 및 생태를 조사하는 것이다. 국내 처분개념 및 환경과 밀접한 자연유사연구를 통해 처분장 거동에 대한 이해를 높이고 안전성 평가 모델링에 대한 신뢰도를 향상하는데 매우 중요한 교훈을 얻을 수 있으며, 여기서는 아프리카 가봉의 Oklo, 카나다 Cigar Lake, 핀란드 Palmottu 자연유사연구를 살펴보았다. 정량적인 접근에 더불어 이런 자연유사연구는 대중수용성 확보에도 매우 효과적으로 활용될 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업(No. 2012M2A8A5025589)의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Kim, J.-I., *Nucl. Eng. Technol.* 38(6), 459-82 (2006).
[2] M.H. Baik and T.J. Park, et al., *Swiss J. Geosci.* 108, 139-46 (2015).

KURT 내부 In-DEBS 시스템에 설치된 벤토나이트 완충재의 균질성 평가

윤석[1], 김진섭[1], 김건영[1]*, 김경수[1], 소재철[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)맥테크, 대구광역시 달서구 성서서로 47길 19
*kimgy@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장은 대부분 지하 500-1,000 m 깊이의 심지층에 설치되는 방안이 고려되고 있다[1]. 심지층처분시스템은 처분용기, 완충재, 뒷채움재 등을 포함하는 공학적 방벽시스템과 원래 상태의 암반인 자연방벽시스템으로 구성되어져 있다. 이 중 처분장으로부터 방사성 핵종이 유출되는 것을 저지하는데 1차적으로 중요한 역할을 하는 것이 완충재이기 때문에 완충재가 가져야 할 성능 및 요건은 전체 다중방벽개념에서 매우 중요한 역할을 한다[2]. 한국원자력연구원에서는 지하처분연구시설 내에 1/2.3 규모의 공학적방벽 현장시험 시스템을 (In-DEBS, In-situ demonstration of engineered barrier system) 구축하였다(Fig. 1). 이 중 완충재는 경주지역에서 산출되는 칼슘벤토나이트가 사용되었다. 완충재는 지진 등의 외부 충격으로부터 처분 용기를 보호해야 하기에 양호한 물리적 역학적 성질을 가져야 하는데 이 중 건조밀도는 1.6 g/㎤ 이상의 값을 가져야 한다[1]. 따라서 본 연구에서는 KURT에 설치된 벤토나이트 완충재의 균질도를 확인하기 위하여 2.3 m 높이의 벤토나이트 블록에서 임의의 27개 지점에 대해 시료를 채취하여 이에 대한 균질도를 평가하고자 하였다.

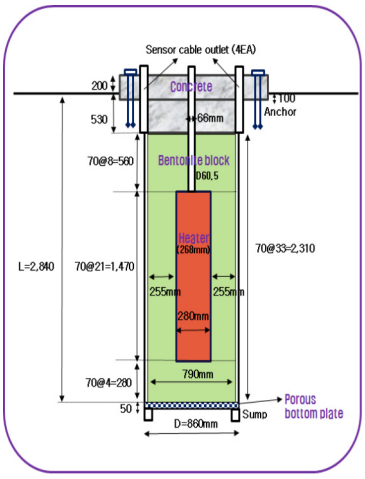


Fig. 1. Diagram of In-DEBS system.

2. 본론

2.1 시료 제작

In-DEBS 시스템에 설치된 벤토나이트 완충재의 한 개 층은 직경 800 mm, 높이 70 mm로 4등분하여 제작되어 총 132개의 블록이 설치되었다. 이 중 임의로 27개 지점에 대해 직경 30 mm, 높이 25 mm의 원기둥의 샘플에 대해 함수비 및 건조밀도를 측정하였다. 27개의 샘플을 110±5°C의 건조로 내에 24 시간 건조 후 함수비 및 단위중량 측정하였다[3].

2.2 결과 및 토의

Table 1은 27개 샘플에 대한 기초 통계량을 나타낸다. 평균 함수비는 11.2%, 평균 건조단위중량 1.88 g/㎤, 평균 습윤단위중량 2.09 g/㎤의 값을 나타냈다. 완충재 성능 조건과의 비교를 위해 통계검증을 실시하였다. 함수비, 건조단위중량 및 습윤단위중량에 대해 정규성 검증을 실시하였다. Table 2에서 알 수 있듯이 왜도와 첨도의 절대값이 모두 2보다 작았으며 데이터의 정규성 검증을 위해 Shapiro-Wilk 및 Kolmogorov-Smirnov 검정 결과 유의확률(P-value)이 0.05보다 크기에 정규성을 만족함을 알 수 있다[4]. 또한 Fig. 2와 같이 모두 정규성 분포도를 보였으며 이를 토대로 일표본 t-test를 통하여 기준치와 비교하였다. 건조단위중량의 경우 도출된 표본값을 근거로 모평균을 추정하여도 기준치인 1.6 g/㎤ 값보다 크게 도출되었으며 함수비 또한 기준치인 13%보다 작게 도출되었다(Table 3). 신뢰도 95% 범위에서 유의확률이 모두 0에 가까울 정도로 나타났기에 In-DEBS에 설치된 벤토나아트의 건조단위중량과 함수비와 같은 기본 물리적 성질을 충분히 충족시켰음을 알 수 있다.

Table 1. Summary of descriptive statistics quantity

	최대값	최소값	평균	표준편차	왜도	첨도
함수비 (%)	0.115	0.110	0.112	0.001	0.728	0.471
건조단위중량 (g/㎤)	1.924	1.820	1.878	0.030	-0.232	-1.113
습윤단위중량 (g/㎤)	2.139	2.022	2.089	0.033	-0.293	-1.053

Table 2. Results of normality analysis

	Kolmogorov-Smirnov		Shapiro-Wilk	
	통계량	P-value	통계량	P-value
함수비	0.139	0.200	0.952	0.235
건조단위중량	0.133	0.200	0.949	0207
습윤단위중량	0.133	0.192	0.949	0.207

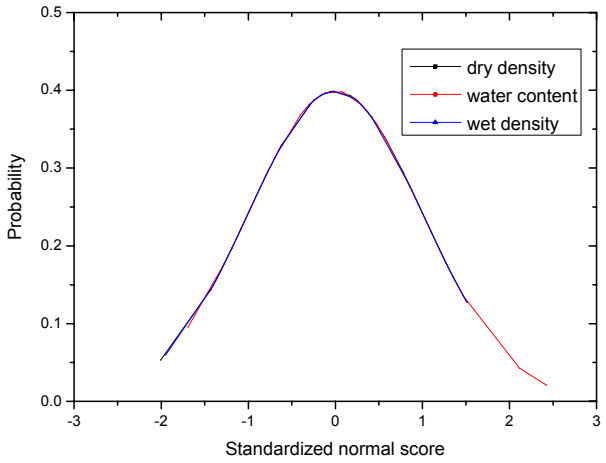


Fig. 2. Standard normal distribution curve.

3. 결론

본 연구에서는 In-DEBS 시스템에 설치된 벤토나이트 완충재에 대한 균질성을 평가하였다. 2.3 m 높이의 벤토나이트 블록에서 임의의 27개 지점에 대해 시료를 채취하여 대표적인 물리적 물성값인인 건조단위중량, 습윤단위중량 및 함수비를 측정하였으며 표준편차가 0.1-3% 이내로 균질하게 벤토나이트 블록이 형성되었음을 알 수 있다. 또한 데이터들이 정규분포를 이루었기에 기준치 검정을 위해 일표본 t-test를 실시하였으며 건조단위중량 및 함수비가 모두 기준치를 충족함을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 한국연구재단의 원자력 기술개발사업의 지원을 받아 수행되었으며, 이에 깊은 감사를 드립니다.

5. 참고문헌

[1] 이재완, 이민수, 최희주, 이종열, 김인영, "고준위폐기물처분장의 완충재 개념 도출: 접근방안", KAERI/TR-5824 (2014).

[2] 김건영, 김승수, 최종원, "방사성폐기물처분을 위한 완충재의 성능 및 요건 검토", 한국광물학회지, 20(1), 10-18 (2007).

[3] S. Yoon, "Suggestion of Design Parameters and Evaluation of Thermal Efficiency in Energy Piles by Thermal Performance Tests, Ph.D Thesis, KAIST (2015).

[4] 윤석, 이승래, 강신항, 박도원, "통계 분석을 통한 산사태 토석류 전이규준 모델", 한국지반공학회논문집, 31(6), 59-69.

Table 3. Result of one sample t-test

	t	자유도	유의확률 (양쪽)	평균차	차이의95% 신뢰구간	
					하한	상한
함수비 (검정값: 0.13)	-75.910	26	.000	-0.0182	-0.0186	-0.0177
건조단위중량 (검정값: 1.6)	48.213	26	.000	0.279	0.267	0.290

팽윤압 측정용 압력센서 모듈 개발

최영철*, 김건영, 윤석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cyc@kaeri.re.kr

1. 서론

In-DEBS에서 벤토나이트 완충재의 팽윤압을 측정하기 위해서는 압력센서가 필요하다. 하지만, 대부분의 압력센서는 최대 측정 압력이 20 kgf/cm2, 즉 1.96 MPa이다. 벤토나이트 완충재의 팽윤압은 15 MPa 이상까지 발생할 수 있으므로 더 높은 압력을 측정할 수 있는 센서가 필요하였다.

본 논문에서는 Fig. 1과 같이 힘센서를 이용하여 팽윤압을 측정할 수 있는 모듈에 대해 기술하고자 한다.

Fig. 1. Force sensor.

2. 본론

2.1 압력센서 모듈

물리적으로 압력은 힘에 접촉면적을 나눈값이다. 따라서 접촉면적을 알고 힘을 측정한다면 압력을 측정할 수 있다. Fig. 2는 힘센서를 이용하여 압력을 측정할 수 있는 센서 모듈 및 제작완료된 구성요소 사진을 보여주고 있다.

선정한 힘센서는 최대 2 kN까지 측정할 수 있고, In-DEBS에서 팽윤압에 의한 최대압력이 15 MPa이기 때문에 센싱부의 면적을 역으로 계산할 수 있다.

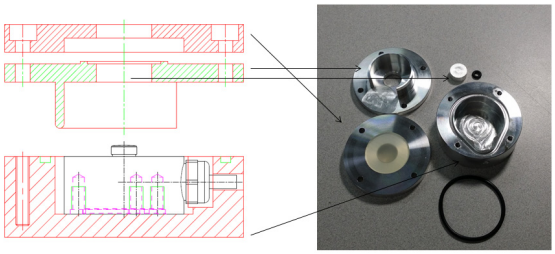


Fig. 2. Pressure sensor module by using force sensor.

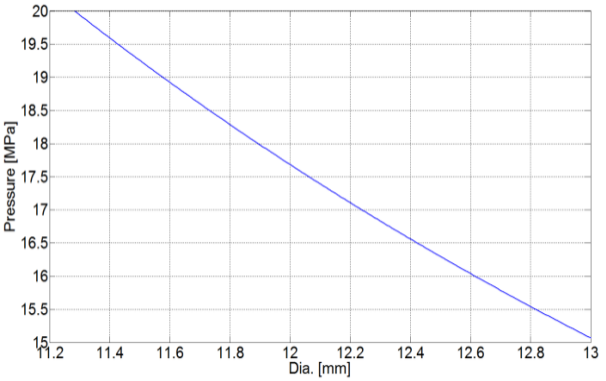


Fig. 3. The relation pressure and diameter of sensing part when force is 2 kN.

Fig. 3은 2 kN의 힘센서를 이용하여 압력을 측정할 때 센싱부 지름과 압력과의 관계를 보여주고 있다. 센싱부가 원형일 경우 지름이 12 mm일 경우 측정할 수 있는 최대압력이 약 17.7 MPa임을 알 수 있다. 따라서 센싱부의 지름을 12 mm하여 최대 17.7 MPa의 압력을 측정할 수 있도록 설계하였다.

Fig. 4. Assembling pressure sensor module.

Fig. 4는 힘센서를 이용한 압력센서 모듈을 조립하는 순서를 보여주고 있다. 실리콘 및 고무링을 사용하여 센서 내 물이 들어오지 못하도록 방수를 하였다.

2.2 압력센서 모듈 교정기

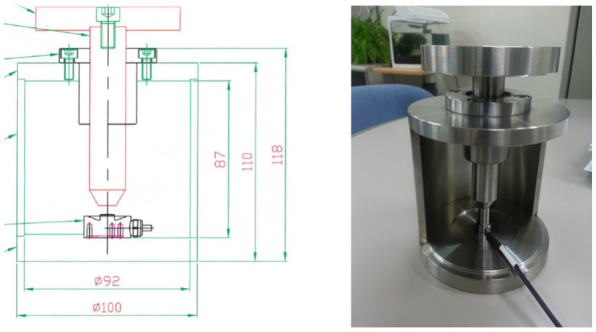


Fig. 5. Calibrator for pressure sensor module.

개발된 압력센서 모듈을 교정하기 위해 Fig. 5와 같이 압력센서 교정기를 개발하였다.

(a) (b) (c)

Fig. 6. Pressure sensor calibration.
(a) 5.74 kgf, (b) 12.379 kgf, (c) 20.446 kgf.

Table 1. Calibration results

Ch.	Force (kgf)			Pressure (MPa)		
	5.74	12.38	20.44	0.498	1.074	1.177
1	6.33	13.02	20.95	0.549	1.129	1.817
2	6.06	12.81	20.97	0.526	1.111	1.819
3	6.38	13.90	22.58	0.553	1.206	1.959
4	5.74	12.21	19.68	0.498	1.059	1.707
5	6.29	13.83	22.60	0.546	1.200	1.960
6	5.72	12.30	20.56	0.496	1.067	1.783
7	6.53	13.43	21.15	0.566	1.165	1.835
8	5.72	12.30	20.56	0.496	1.067	1.783
9	6.64	13.51	21.71	0.576	1.172	1.883
10	5.61	11.97	19.77	0.487	1.038	1.715

압력센서는 Fig. 6와 같이 5.74 kgf, 12.379 kgf, 그리고 20.446 kgf에서 교정을 수행하였다. 이때 압력은 각각 0.498 MPa, 1.074 MPa, 그리고 1.177 MPa이다. 교정압력의 최대값이 1.177 MPa로 작지만, 더 큰 무게의 추를 달 수 없어서 낮은 압력에 대해서만 교정을 수행하였다.

교정결과를 Table 1에서 정리하였다. 이 결과로부터 커브피팅을 통해 직선식으로 아래와 같이 표현하였다.

$$
\begin{aligned}
Mf01[MPa] &= 0.0862 \times V + 0.05712 \\
Mf02[MPa] &= 0.08794 \times V + 0.02149 \\
Mf03[MPa] &= 0.08661 \times V + 0.002943 \\
Mf04[MPa] &= 0.09547 \times V + 0.01191 \\
Mf05[MPa] &= 0.08215 \times V + 0.03191 \\
Mf06[MPa] &= 0.09613 \times V - 0.0006186 \\
Mf07[MPa] &= 0.08612 \times V + 0.08157 \\
Mf08[MPa] &= 0.08758 \times V - 0.01031 \\
Mf09[MPa] &= 0.089 \times V + 0.05583 \\
Mf10[MPa] &= 0.08353 \times V + 0.00611
\end{aligned}
\qquad (1)
$$

Fig. 7은 압력 센서의 측정결과 (점으로 표시)와 식 (1)과 같이 커브피팅식(직선으로 표시)으로 보여주는 그래프이다.

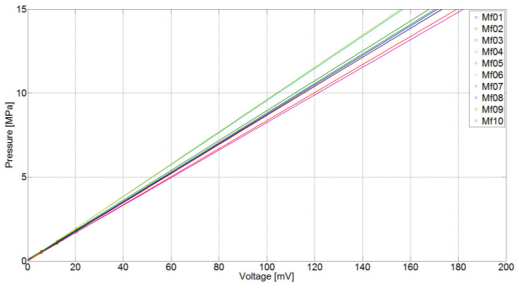


Fig. 7. The result of pressure sensor calibration.

따라서, 식 (1)을 계측기에 넣음으로써 압력데이터를 바로 저장할 수 있게 세팅을 하였다

3. 결론

본 논문에서는 벤토나이트 완충재의 높은 팽윤압을 측정하기 위해 압력센서 모듈을 개발하였다. 이 센서의 계측 정밀도를 개선하기 위해 압력 센서교정기를 개발하여 교정을 실시하였다. 그 결과 최대 17.7 MPa의 팽윤압을 측정할 수 있는 압력센서 모듈을 개발하였다.

국제공동연구 DECOVALEX-2019 소개

이창수[1*], 이재원[1], 김건영[1], 김경수[1], 박정욱[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
*leecs@kaeri.re.kr

1. 서론

열-수리-역학적 복합거동을 모사하기 위한 수치해석 기법은 여러 연구자들에 의해 개발되고 있으며, 이러한 수치해석 기법의 신뢰성을 향상시키기 위해 처분시스템을 모사한 실험실 및 현장시험 결과와 비교·검증하고 있을 뿐만 아니라 개발된 해석기법의 검증과 신뢰도 향상을 위해 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments)와 같은 국제공동연구도 진행 중에 있다.

2. DECOVALEX-2019

1992년 DECOVALEX-I이 시작된 이래로 4 년 단위로 새로운 프로젝트가 수행이 되어져왔다. DECOVALEX-II, -III을 거쳐 DECOVALEX-THMC, -2011, -2015가 수행되었고 현재 DECOVALEX-2019 (D-2019)가 진행 중이다. D-2019는 2016년 4월에 미국 Lawrence Berkeley National Laboratory에서 개최된 첫 번째 워크샵을 시작으로 총 7개의 Task에 대한 연구를 수행 중에 있다. D-2019는 2019년까지 4 년간 약 1,200,000(USD)의 출자금으로 운영될 예정이며, 12개의 정식회원기관(Funding Organization, FO)인 ANDRA(프랑스), BGR/UFZ(독일), CNSC(캐나다), DOE(미국), ENSI (스위스), IRSN(프랑스), JAEA(일본), KAERI(한국), RWM(영국), SURAO(체코), SSM(스웨덴), TaiPower (대만)가 4 년간 동일하게 분담금을 지급하기로 하였다. D-2019의 조직도는 Fig. 1과 같고 총 참여기관은 FO와 연구기관(Research team)을 포함하여 2016년 8월 현재 총 29개 기관이다. 한국의 경우, 한국원자력연구원이 D-2011과 D-2015에 이어 D-2019의 정식회원기관과 연구기관으로 참여하고 있으며, 한국지질자원연구원은 D-2019부터 한국원자력연구원의 협력 연구기관으로 참여하게 되었다. 한편, 서울대 민기복 교수 연구팀이 스웨덴 원자력규제기관인 Swedish Radiation Safety Authority (SSM)으로부터 위탁을 받아 협력 연구기관으로 참여하고 있다. 본 논문에서는 한국원자력연구원과 한국지질자원연구원이 참여한 Task A, B, D에 대해 간략히 소개하기로 한다.

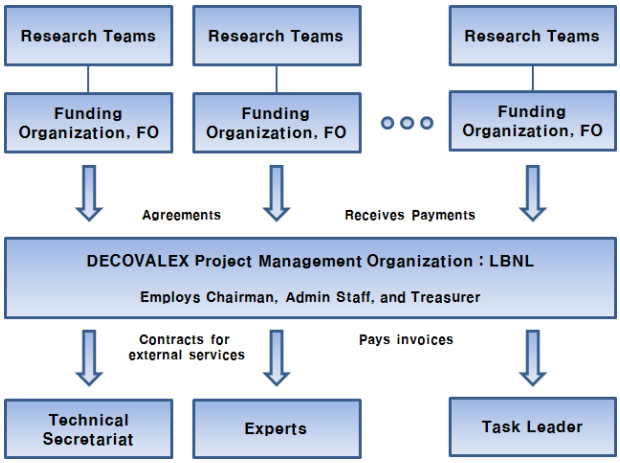


Fig. 1. DECOVALEX-2019 Organization.

2.1 Task A

한국원자력연구원에서 수행중인 Task A는 처분장 공학적 방벽의 주요 구성요소인 벤토나이트와 같은 저투수성 매질 내 가스 유동을 연구주제로 한다. 공식명칭은 'ENGINEER: modElliNg Gas INjection ExpERiments'이며, 총 8개의 연구기관이 참여하고 있다. Task A의 최종 목표는 저투수성 매질에서의 가스 축적에 의한 미소 파괴와 투수율 증가를 고려한 가스 유동을 모사할 수 있는 수치코드를 개발하는 데에 있다. 향후 개발된 수치모델을 영국 BGS에서 수행한 실내시험(Fig. 2)에 적용하여 실측 결과와의 비교를 통해 그 타당성을 검증할 예정이다.

2.2 Task B

한국지질자원연구원에서 수행중인 Task B는 'Fault Slip Test: Modelling the induced slip of a fault in argillaceous rock'으로 Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate(ENSI)이 제안하였고, 한국지질자원연구원을 포함해 6개의 연구기관이 참여하고 있다. Task B의 최종목표는 단층 내 유

체의 유입(주입)으로 인한 단층 활성화와 역학적 거동 및 유동특성의 변화를 모사할 수 있는 수치모델을 개발하는 데에 있다. 향후 개발된 수치모델링 기법을 스위스 Mont Terri URL의 현장시험(Fig. 3)에 적용하여 실측 결과와의 비교를 통해 그 타당성을 검증할 예정이다.

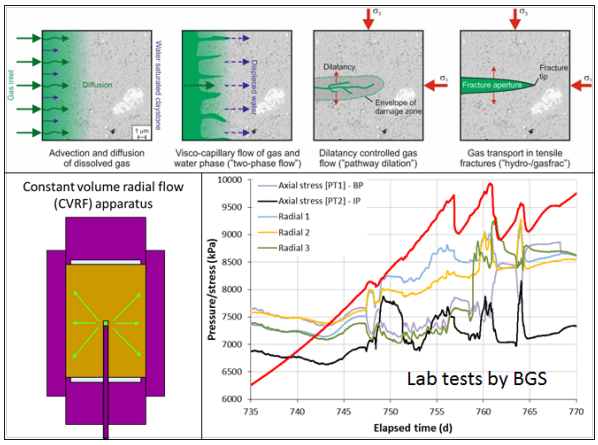


Fig. 2. Conceptual models and layout of Constant Volume and Radial Flow test.

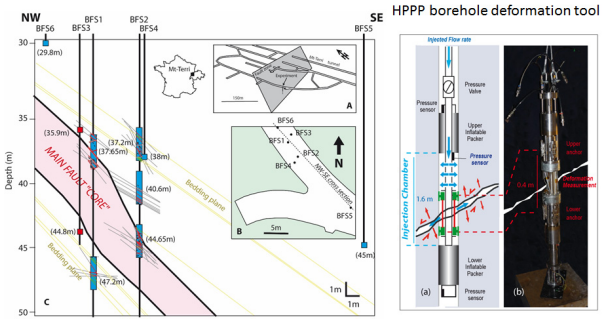


Fig. 3. Fault activation experiment setting and HPPP probe protocol.

2.3 Task D

한국원자력연구원에서 수행중인 Task D는 'INBEB: INteractions in Bentonite Engineered Barriers'으로 스페인 ENRESA가 제안하였고, 한국원자력연구원을 포함해 5개의 연구기관이 참여하고 있다. Task D의 연구 주제는 Fig. 4에 나타나 있는 스위스 Mont Terri rock laboratory에서 수행된 실규모 현장 시험(full scale in-situ test)인 EB 시험(Engineered Barrier emplacement experiment)과 Fig. 5에 나타나 있는 스위스 Grimsel Test Site에서 수행된 FEBEX 시험(Full-scale Engineered Berrier EXeriment in crystalline host rock)에 대한 수리-역학적(HM), 열-수리-역학적 (THM) 복합거동 모델링 기법개발이다.

3. 결언

DECOVALEX 프로젝트에서는 단순히 현장 및 실험실 실험 결과에 대한 정보 교환의 틀을 벗어나 동일한 문제에 대한 수치해석 결과를 상호 검증함으로써 보다 효과적인 해석기법의 개발을 하고 있다. 따라서 한국의 많은 방사성폐기물처분관련 연구자들이 다양한 Task에 참여하여 처분시스템의 신뢰도를 높이고 수치해석 기법 개발의 효율성을 더욱더 높이는 기회로 삼을 필요가 있을 것으로 판단된다.

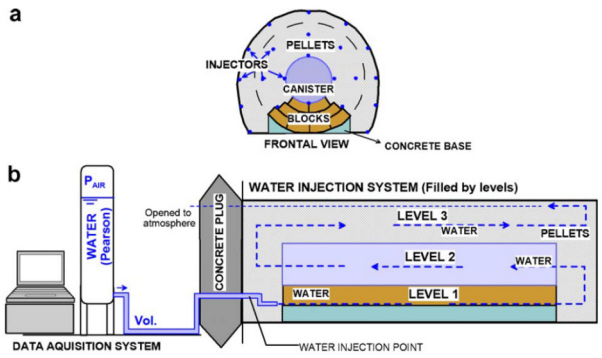


Fig. 4. Scheme of the hydration system.

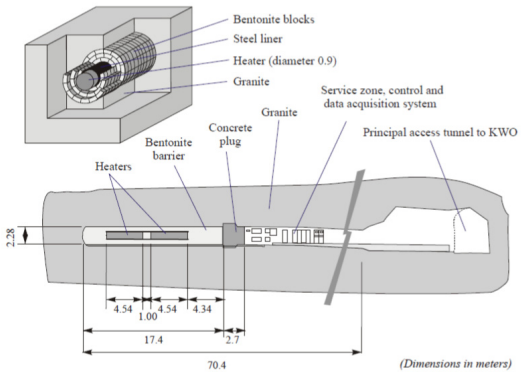


Fig. 5. FEBEX in-situ test layout.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술개발 과제(53344-16)로 수행되었습니다.

다층 심지층처분장에서 층간 거리가 처분장 온도 분포에 미치는 영향

조원진*, 김건영
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wjcho@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 제안된 사용후핵연료 심지층처분장 개념은 지하 수백 m 깊이에 위치한 안정된 암반층 내에 터널망(tunnel network)으로 구성된 처분터널을 건설하고, 그 처분터널 바닥에 굴착된 원통형 처분공 내에 처분용기를 정치시키는 단일층 심지층처분장 개념 (single-layer repository concept)이다.

단일층 심지층처분장 개념은 처분장의 구조가 단순하여, 건설과 운영이 용이하고, 열 및 방사선의 부하가 적어 처분 안전성 측면에서 유리하기 때문에 일찍부터 캐나다, 스웨덴, 핀란드 등을 중심으로 개발되어 왔다. 그러나 이 개념은 처분밀도가 낮아 주어진 양의 사용후핵연료를 처분하기 위해 필요한 부지의 면적이 크다는 문제점이 있다. 따라서 국토가 넓고, 인구밀도가 적은 국가에서는 적용 가능할지 모르나, 국토가 협소하고 인구밀도가 상대적으로 높은 국가에서는 채택하기 어려운 측면이 있다. 우리나라는 국토가 협소할 뿐 아니라 특히 인구밀도가 높기 때문에, 민간 거주 지역으로부터 멀리 떨어지고, 양질의 심부암반을 가진 넓은 부지를 확보하는 것이 현실적으로 쉽지 않다. 따라서 사용후핵연료 처분밀도를 높여, 부지 소요 면적을 줄일 수 있는 새로운 심지층처분장 개념을 개발하여야 한다. 이를 위해 기존 단일층 심지층처분장 개념의 대안으로 동일 부지에 심도가 다른 다수의 처분터널 망(network)을 건설하는 다층 심지층처분장 (multi-layer repository) 개념의 설계 특성을 분석하였다.

다층 심지층처분 개념에서 중요한 설계인자 중의 하나가 각 층 사이의 간격이다. 이 층간 간격에 따라, 심지층처분장 첨두온도 (peak temperature)의 최고치와 장기적 변이 경향도 달라진다. 이 연구에서는 다층 심지층처분장에 대해 층간 거리를 변화시키면서, 처분공 주변의 온도 분포를 해석하여, 층간 간격이 처분장 첨두온도 분포에 미치는 영향을 분석하였다.

2. 모델링

다층 심지층처분장의 열해석에는 TOUGH2 컴퓨터 코드 [1]가 사용되었다. 열해석은 복층 처분장 (double-layer repository)인 경우와 삼층 처분장 (triple-layer repository)인 경우로 나누어 수행하였다. 다층 처분장 (multi-layer repository)의 열해석을 위한 도메인들을 Fig. 1에 나타내었다. 이 Fig에서 보는 바와 같이, 해석 도메인은 심지층처분장의 중심부에 위치하고 있으며, 심지층처분장 내에 처분되는 모든 처분용기들이 동시에 처분공 내에 정치된다고 가정하였다.

복층 처분장은 상층 처분터널이 지하 400 m에 위치하고, 상층 처분터널과 동일한 구조인 하층 처분터널은 상층 처분터널 아래에 각각 100 m, 200 m 및 300 m 간격을 두고 겹쳐서 설치된 구조이다. 삼층 처분장에서도 상층 처분터널은 지하 400 m에 위치하고, 상층 처분터널과 동일한 구조인 중간 층 및 하층 처분터널이 각각 상층 및 중간층 처분터널 아래로 각각 100 m, 200 m 및 300 m 간격을 두고 겹쳐서 설치된다고 가정한다. 해석 도메인의 상부 경계면은 지표면이고, 하부는 하층 처분터널 바닥 아래로 200 m 깊이까지 연장된다. 경계조건은 모델의 대칭 구조를 고려하여, 해석 도메인의 측면은 단열 경계면이고, 지표면은 10 ℃의 온도로 일정하게 유지되고 있다. 도메인의 바닥은 지열구배 3℃/100 m에 의해 결정되는 일정한 온도 경계면이 유지된다고 가정한다. 처분공 중심과 인접 처분공 중심 사이의 간격은 8 m이고, 인접 처분 터널 사이의 거리는 40 m이다.

3. 결과 및 토의

하나의 처분공에 한 개의 처분용기를 정치시키는 단일 처분용기 개념의 복층 처분장에서 층간 거리가 100 m 일 때, 처분장 폐쇄 후 처분용기 외벽과 완충재의 계면에서의 첨두온도의 최고치가 100℃ 이하로 나타났다. 처분장 폐쇄 초기에는 지열구배로 인해, 하층 처분터널의 첨두온도가 높게 나타났

으나, 약 500 년 경과한 후에는 상층 처분터널의 첨두온도가 높아졌다. 삼층 처분장에서는 층간 거리에 무관하게 중간층 처분터널의 첨두온도가 항상 가장 높게 나타났다. 이는 상층 처분터널에서 발생된 열은 지표 쪽으로, 하층 처분터널에서 발생된 열은 아래쪽 심부암반으로 주로 발산되는 데 반해 중간층에서 발생된 열은 상층과 하층의 처분터널에 가로 막혀 주위로 배출되기 어렵기 때문이다. 층간 거리가 100 m 인 삼층 처분장에서는, 중간 처분터널의 첨두온도가 처분장 폐쇄 후 약 1000 년 경과한 후에도 100℃ 이상을 유지하였다. 첨두온도가 100℃ 이상을 유지하는 기간은 층간 거리를 증가시킬수록 줄어들어, 층간 거리가 300 m인 경우에는 처분장 폐쇄 후 100 년이 경과하면 첨두온도가 100℃ 이하로 떨어진다. 현재에는 첨두온도 제한이 100℃이나, 다층 처분장 개념을 도입하기 위해서는 제한 온도의 상승이 필요하다. 최근 첨두온도 제한을 125℃까지 상승시켜도 큰 영향이 없다고 보고되었다 [2].

4. 결론

사용후핵연료 다층 심지층처분장의 열해석 결과, 복층 처분장의 경우는 층간 거리가 100 m 일 때, 첨두온도가 100℃ 이하로 유지되었으며, 삼층 처분장의 경우는 층간 거리가 300 m일 때, 처분장 폐쇄 후 100 년이 경과하면 첨두온도가 100℃ 이하로 떨어진다.

5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] K. Pruess, C. Oldenburg, and G. Moridis, "TOUGH2 User's Guide, Version 2.0", LBNL 43134, Lawrence Berkeley National Laboratory (1990).

[2] W. J. Cho and G. Y. Kim, "Reconsideration of thermal criteria for Korean spent fuel repository", Annals of Nuclear Energy, 88, 73-82 (2016).

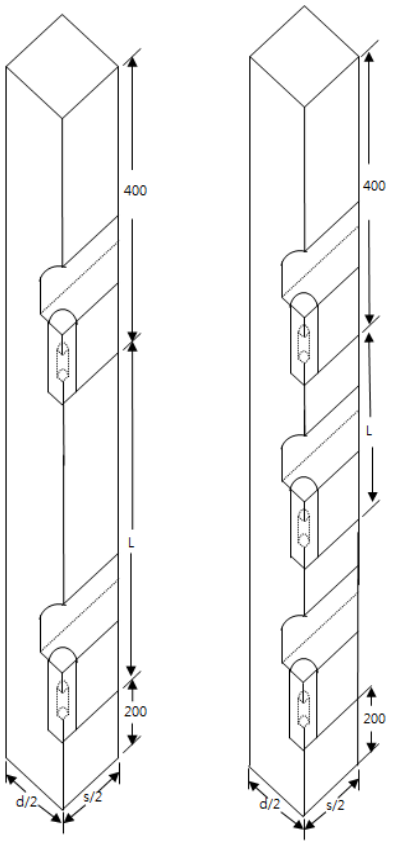


Fig. 1. Analysis domain representing a quarter of the unit multi-layer geological repository (unit: m, not to scale).

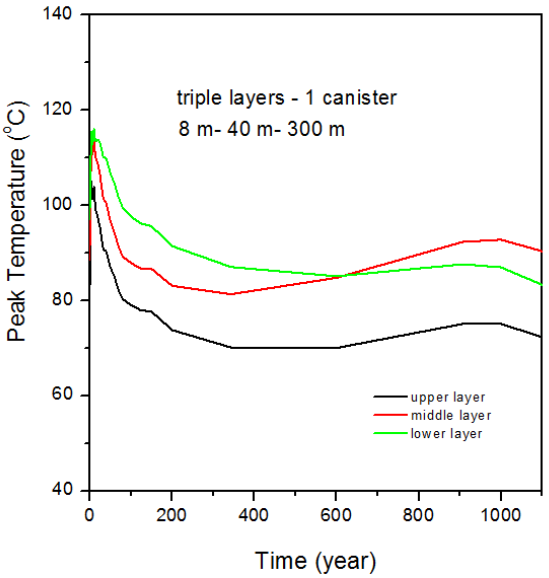


Fig. 2. Peak temperature history at the mid-height of the canister in the triple-layer repository after the closure of the repository.

사용후핵연료 다층 처분시스템 열적안정성 분석

이종열*, 최희주, 이민수, 김경수, 김현아
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전으로 국내에서 소요되는 총 전력량의 약 30%를 생산하고 있으며, 1978년 원자력발전소 고리 1호기가 상업운전을 시작한 이래로 원자력발전소에는 전기를 생산하고 난 후 발생된 사용후핵연료가 지속적으로 누적되고 있으며, 이를 처분하기 위한 처분면적도 증대될 것으로 예상하고 있다. 이는 국토의 활용효율 측면에서나 고준위폐기물 처분장에 대한 주민 수용성 측면에서도 불리하게 작용할 것으로 예상되므로, 처분면적을 감소시켜 처분효율성을 극대화하는 방안에 대한 연구가 필요하다.

사용후핵연료 등 고준위폐기물은 처분심도 500 m 정도의 깊이에 공학적 방벽과 천연방벽으로 이루어진 다중방벽 시스템을 도입한 KBS-3 형 처분개념이 현재 기술로 생태계로부터 장기간 안전하게 처분하는 기준개념으로 고려하고 있다. 이 개념은 공학적방벽을 구성하는 완충재인 벤토나이트의 온도가 100℃가 넘지 않게 시스템을 구성하도록 요건을 규정하고 있다. 따라서 처분면적을 최소화하기 위하여 공학적 방벽의 효율을 향상시키는 등 다양한 연구들이 수행되고 있다.

본 논문에서는 처분면적 효율화 방안의 하나로 사용후핵연료를 다수 층으로 처분하는 개념에 대하여 열적인 안정성 측면에서 분석하였다. 본 분석은 향후 실제 부지에 대한 지질 특성자료를 상세 분석이 필요하며, 연구결과는 처분효율분석을 위한 입력자료로 활용이 가능하다.

2. 기준 고준위폐기물 심지층 처분시스템

사용후핵연료를 처분대상으로 한 고준위폐기물 처분연구를 착수한 이래로 기준사용후핵연료 처분시스템 개념이 도출되었다. Fig. 1은 최근 기준사용후핵연료로 설정한 평균연소도는 55 GWd/MtU의 Plus-7 형 사용후핵연료를 처분대상으로 한 기준 사용후핵연료 처분개념이다. 이 시스템의 열적안정성 분석결과, 처분 터널간격 40 m, 처분공 간격 9 m로 설정되었다[1]. 이 기준시스템을 바탕으로 처분효율 향상방안으로 다양한 다수층 처분개념을 설정하여 열적안정성 분석을 수행하였다.

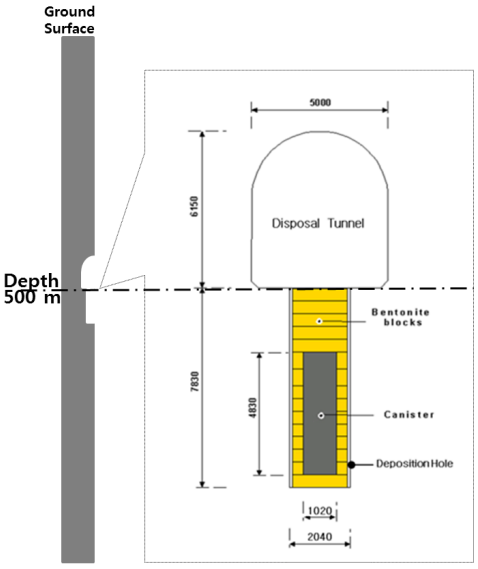


Fig. 1. Reference disposal system.

3. 사용후핵연료 다수층 처분시스템 개념

3.1 다수층 처분시스템 개념 도출

본 연구에서는 기존에 수행한 복층 처분 시스템 개념에 대한 열적 안정성 분석 결과[2]를 바탕으로 기준 고준위폐기물 심지층 처분시스템 개념에 대하여 처분면적 감소 등 처분효율 향상을 위하여 고려할 수 있는 다수층 처분시스템 개념을 도출하였다. Fig. 2에서 보여주는 바와 같이 기준개념으로부터 상부와 하부에 일정 간격(75 m, 100 m)을 유지하여 처분시스템이 위치하는 개념을 도출하였다.

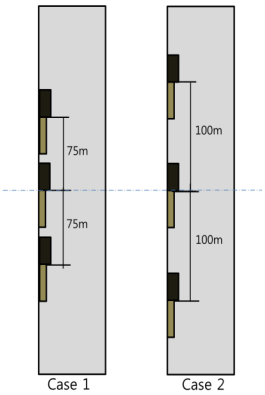


Fig. 2. Disposal systems for multi-layers.

3.2 다수층 처분시스템 개념 열해석

다수층 처분개념으로 설정된 시스템들은 심지층 처분시스템의 온도 제한요건인 공학적 방벽의 완충재의 온도가 100℃를 넘지 않도록 하는 열적요건 만족하여야 한다. 이러한 열적 안정성 성능평가를 위하여 여부를 평가하기 위하여 열해석을 수행하였다.

본 연구에 있어서의 열해석 수행을 위한 초기 및 경계조건은 처분시스템에서의 열해석 수행과 동일한 재료 물성과 사용후핵연료 붕괴열 및 초기-경계조건을 활용하였다[2].

- 초기조건 및 경계조건

초기조건 : 심도에 따른 온도구배 3℃/ 100m

경계조건 : 지표온도 10℃, 하부온도 40℃로 고정
양측면은 단열

Table 1. Material Properties

	Density (kg/m^3)	Thermal Conductivity ($W/m℃$)	Specific Heat ($J/kg℃$)
Copper shell	8,900	386	383
Cast insert	7,200	52	504
Buffer	1,970	0.8	1,380
Backfill	2,270	2	1,190
Rock	2,650	3.2	815

- 사용후핵연료 PWR Plus 7 감소식 : 1ton 사용후핵연료, 4.5wt.% 55GWd, plus7 16*16

$$y = y0 + A1*\exp(-(x-x0)/t1) + A2*\exp(-(x-x0)/t2) + A3*\exp(-(x-x0)/t3) \quad (1)(2)(3)$$

Table 2. Coefficients of the regression equation

	y0	x0	A1	t1
10 <t≤ 100	297.9526	0.7805	3218.3828	2.9441
	A2	t2	A3	t3
	10394.938	1.0966	2036.4309	42.7499

3.3 다수층 처분시스템 개념 열해석 결과

Fig. 3은 기준 처분시스템인 500 m 심도를 기준으로 상부와 하부에 75 m 간격과 100 m 간격으로 처분시스템을 구성한 3층 처분시스템에 대한 열적 안정성 해석 결과를 보여주고 있다. Fig에서 기준 처분시스템에서 각각 75 m 간격으로 3개층 처분시스템을 구성하는 경우 열적안정성 요건을 만족하는 것으로 나타났으며, 상하부로 100 m 간격으로 처분시스템을 구성한 3층 처분시스템의 경우 처분시스템 열적 요건인 완충재의 온도 100도를 초과하는 것으로 나타났다. 이는 지하심도에 따른 온도 상승의 영향이 큰 것으로 판단된다.

Table 3. The results od Casw 1 and 2

Max. T. of Case 1	Max. T. of Case 2
99.75 ℃	100.44 ℃

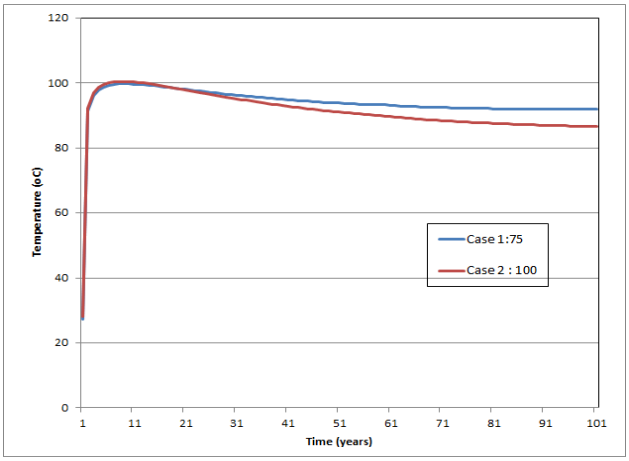


Fig. 3. Results of multi-layers Disposal systems.

4. 결론

본 연구에서는 현재 가장 안전한 사용후핵연료 또는 고준위폐기물 처분방안으로 고려되고 있는 심지층 처분시스템에 있어서 처분면적 감소 등 처분효율을 향상시키는 방안으로서 다수층 처분개념에 대하여 열적 안정성 측면에서 분석을 수행하였다. 분석결과 처분시스템 요건을 만족시키기 위한 상하층간의 이격거리 및 처분 시점 설정 등으로 처분효율을 향상시킬 수 있을 것으로 판단하였다.

본 분석은 기준 처분시스템을 바탕으로 수행한 것으로, 냉각기간의 증대, 열효율이 향상된 공학적방벽의 활용 등을 통하여 보다 처분효율을 향상시킬 수 있을 것이다.

향후, 보다 구체적인 효율 분석을 위하여 실제 부지특성자료 입력 및 암석역학적 분석이 필요하다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] H. J. Choi, J. Y. Lee, and J. W. Choi, Korean Reference HLW Disposal System, Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/ TR-3563/2008, pp. 23-35 (2008).

[2] 이종열, 최희주, 이민수, 김경수, 김현아, "열적 안정성 측면에서의 고주위폐기물 복층처분개념 분석", 2016 춘계 방사성폐기 물 학회 학술발표 발표논문집(2016).

지하 동굴 유출지하수의 지구화학특성에 따른 미생물군의 분포 특성

권장순*, 류지훈, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jskwon@kaeri.re.kr

1. 서론

그동안 국내 부존 암반지하수 및 유출지하수에 관한 연구는 주로 수량 확보 측면에서 이루어져 왔다. 특히, 수리지구화학적 특성과 오염에 관한 연구는 제한적으로 수행되었으며, 대부분 주요 용존이온의 분포 및 거동 특성 해석과 물-암석반응 규명을 목적으로 연구가 진행되었다[1,2]. 하지만 근래 국가 지중 시설의 건설에 있어 지중 환경 변화의 관측과 향후 예측은 공공의 관심을 받고 있으며, 이에 따른 과학적인 접근과 해석이 요구되고 있다. 본 연구에서는 지중 시설 건설활동에 따른 유출지하수의 지구화학특성 및 그에 따른 생지구화학적 환경특성을 규명하기 위하여 부유/침전물 내 미생물 동정 및 분석을 실시하였다.

2. 본론

2.1 시료채취 및 전처리

지하수의 용존이온 분석 및 기타 지구화학적 측정/분석에 해당하는 내용은 그 내용의 보편성으로 본 지면에서는 생략하기로 하였다. 미생물분석에 있어 활용되는 부유/침전물 시료는 우선 완전 건조되지 않게 현장 상태로 원심분리용 튜브에 채취하여 분석전까지 냉동상태로 보관하였다. 이후 실험실 내 전처리에 있어서도 사용된 모든 기구들은 무균 제품 또는 멸균을 통하여 사용하였으며, 피펫 등 실험도구들은 클린 벤치에서 15 분 간 자외선 조사 후 사용을 실시하였다.

추출 및 원심분리를 통하여 DNA 추출을 실시하였으며, DNA 농도 및 염기서열 분석을 각각 Qubit fluorometer 및 3730xl DNA analyzer (Macrogen), ABI3730XL(Applied Biosystems)를 활용하여 실시하였다.

2.2 차세대 염기서열 분석법

2004년에 도입된 차세대 염기서열 분석법(Next-generation sequencing, NGS)은 대용량 염기서열 정보를 분석함에 있어 시료별 유전자 데이터 획득량 및 장비별 처리 가능량에서 기존 기술 대비 우월성을 가지는 분석 방식으로 평가되고 있다. 특히 Sanger sequencing과 비교하면 시료별 획득 데이터량 측면에서 매우 유리하다. 본 실험에서 이용된 MiSeq은 v4 hyper variable의 모든 부분을 분석할 수 있고, 수 일의 짧은 시간 내에 분석이 가능하며, 기존의 pyrosequencing에 비하여 더 많은 서열을 동시에 분석할 수 있었다.

2.3 미생물 결과해석 유의사항

토양 또는 지하수에서 DNA 상태로 존재하는 미생물이 반드시 대사적으로 활발한 상태임을 의미하는 것은 아니며, DNA를 기반으로 분석된 미생물 다양성이 반드시 실제로 활동 중인 미생물의 다양성과 일치하지 않을 수도 있다. 또한 시료 내 특정 미생물 종, 즉 특정 종과 유사한 DNA 시퀀스가 발견되었다는 것은 해당 미생물의 존재와 활동 가능성을 의미하는 것으로서 주변 지하수화학에 미치는 미생물의 직접적인 영향을 평가하기에 한계가 따르므로 반드시 지하수화학 결과와 함께 해석이 이루어져야 한다. 따라서 지하수 내 미생물 군집의 변화를 비교분석하기 위해서는 해당 지하수에 대한 지속적인 지구화학적 조사와 함께 미생물 군집 모니터링이 필수적으로 수행되어야 한다.

2.4 지하수 지구화학

연구지역 지중 유출지하수는 건설활동에 따라 지하수위 하강과 더불어 지하수압 감소로 해당 지역이 해안지역에 위치하는 특성으로 염수의 유입이 진행되고(CAVE14-1), 특정구간의 이온교환반응 등과 같은 지구화학반응, 그라우팅 등과 같은 인위적인 활동으로 인하여 수질의 특성이 결정(CAVE14-6)되었다. 염수 유입 특성과 더불어 특히 유출지하수 중 최고 38 mg/L의 용존 Fe의 농도가 분석되었으며(CAVE14-3), 이는 연구부지 내 널리 산재되어 있는 황철석(pyrite)의 용해반응 결과로 사료된다. 또한 동굴 내 관로 및 집수정을 따라 발생한 적갈색의 부유/침전물의 경우 전함량분석 및 지구화학 모델링 결과 Fe-(oxy)hydroxide임을 유추할 수 있

었다. 구간별로 염기성 유출지하수가 산출되는 지역에서는 탄산염광물의 부유/침전물의 형태도 관찰되었다.

2.5 미생물 분석결과

염수의 유입 영향으로 가장 높은 전기전도도(EC) 및 Na, Cl, SO_4 농도를 보이는 CAVE14-1 구역에서는 비교적 우세한(>14.7%) 황산염환원 박테리아(*Desulfobacteraceae, Desulfuromonas* 등)의 풍부도를 보였다. 그라우팅 등의 영향으로 강알칼리성 환경을 보여주는 CAVE14-5 및 CAVE14-6 구역에서는 기존 문헌 내 알칼리성 동굴에서 관찰되는 *Variovorax*가 각각 50.8% 및 81%로 분석되었다. 비교적 낮은 pH(6.8)와 높은 용존 Fe의 함량으로 특징되었던 CAVE14-3 구역은 철산화 박테리아(*Gallionellaceae* 13.8%, *Nitrosomonadaceae* 6.4%) 및 호산성 박테리아(*Holophagaceae* 5.1%, *Coxiella* 1.6%), 그리고 특별히 *Magnetospirillum* 1.7%의 존재와 관계가 있는 것으로 평가된다. pH 10 정도의 산도를 갖는 CAVE14-4 및 CAVE14-5 구역에서는 *Silanimonas*(각 4.2% 및 5.8%), *Erysipelothrix*(각 3% 및 2.2%)와 같은 호알칼리성 박테리아가 관찰되었다. 하지만 연구지역 내 유출지하수 중 가장 높은 pH를 보이는 강알리성의 CAVE14-6에서는 호알칼리성 박테이라가 관찰되지 않았으며, 이는 해당 박테리아가 생존할 수 없는 정도의 극심한 환경의 조성 때문인 것으로 사료된다.

3. 결론

유출지하수 내 침전물의 지구화학분석 결과는 미생물 분석 결과와도 현장 환경에 따라 분류되는 유사성을 보였으며, 강한 염기 환경 하에서는 미생물의 존재 역시 감소함을 확인하였다. 특히 염수의 영향을 받고 있는 구간에서는 15% 정도의 황산염환원 미생물이 우세하고, 호염성 박테리아가 관측되었다. 상대적으로 낮은 pH 환경 내 고농도의 용존 Fe 함량이 나타나는 구간에서는 철산화, 황산화 미생물이 동정되었다.

해당 연구지역 미생물 분석결과를 통하여 해당 지중 환경에서 매우 다양한 미생물 군집이 나타나고 있음을 확인하였고, 건설활동에 따른 주위 지구화학적 환경의 변화(특히 pH 및 염도)에 따라 미생물 군집의 조성이 매우 극적으로 변화되고 있음을 확인하였다. 이에 인간의 인위적 건설활동에 따른 지중 환경의 변화 및 향후 변동예측을 위하여 지속적인 생지구화학적 모니터링이 필요함을 제안하는 바이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구(핵연료주기사업)입니다.

5. 참고문헌

[1] S.R. Kim, S.T. Yun and G.T. Chae, “Hydrogeochemical characteristics of groundwater from the Youngcheon diversion tunnel: preliminary results”, Proc. of Symp. Korea Inst. Mineral and Energy Resour. Eng. April 1998, 38-43 (1998).

[2] S.T. Yun, Y.K. Koh, C.S. Kim and C.S. So, “Geochemistry of geothermal waters in Korea: environmental isotope and hydrochemical characteristics I. Bugok area”, Econ. Environ. Geol., 31, 185-199 (1998).

가압경수로 원전의 콘크리트 해체폐기물 방사화방사선원항 예비 평가

조동건*, 백민훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dkcho@kaeri.re.kr

1. 서론

원전 구조물 중에서 생물학적 차폐체로 사용되는 콘크리트는 중성자에 의해 방사화 되어 해체시 방사성 폐기물 대상이 되며, 이때 중저준위폐기물 방사능 농도 제한치와 연관된 주 핵종은 ^{14}C 및 ^{60}Co이다[1,2]. 그런데 이 핵종들 또한 우리나라 중저준위폐기물 처분농도 제한치를 크게 하회하므로 중저준위폐기물 처분장에 수용되지 못하여 심층처분 대상이 되는 방사화 콘크리트 폐기물은 없다. 따라서 결국 주 관심사는 중저준위폐기물처분장에 처분하지 않고 자체처분 할 수 있는 콘크리트 양이 어느 정도인가 하는 것이다.

이런 관점 하에 본 연구에서는 가압경수로 원전의 생물학적 차폐체로 설치된 콘크리트를 대상으로 방사선원항에 대한 예비 평가를 수행하였다.

2. 중성자속 및 핵반응단면적 평가

2.1 대상 원자로

콘크리트 생물학적 차폐체에서의 중성자속 및 핵반응단면적 평가를 위해 고려된 원자로는 울진 3&4호기이다. 원자로 초기노심 제원을 이용하여 콘크리트에서의 중성자속 및 핵반응단면적 계산을 위한 MCNP 모델을 수립하였으며, 노심 모델은 축방향으로 1/2, 반경방향으로 1/4을 적용하고 반사체경계조건을 이용하였다.

2.2 중성자속

앞서 언급한 MCNP 모델을 이용하여 ORIGEN2 방사화 계산에 필요한 중성자속을 콘크리트 반경방향을 따라 산출하였다.

중성자속은 축방향으로 가장 높을 것으로 예상되는 지점인 노심 중앙에서 50 cm 영역에 대해 평균된 값을 산출하였으며 반경방향으로는 콘크리트 안쪽 면에서 30 cm까지는 두께 2 cm에 대해 평균된 값을, 그 이후 영역에 대해서는 10 cm에 대해 평균된 값을 도출하였다. 즉, 반경방향으로 30 cm까지는 반경방향으로 2 cm, 축방향으로 50 cm에 대해 평균된 값을 산출하였으며, 반경방향으로 30 cm 이후부터는 반경방향으로 10 cm, 축방향으로 50 cm에 대해 평균된 값을 산출하였다.

Fig. 1은 반경방향 깊이에 따른 콘크리트 내 중성자속 세기를 나타낸다. Fig. 1에서 보는 바와 같이, 콘크리트를 투과함에 따라 속중성자는 지속적으로 감소하지만 열중성자속은 증가하다 감소하는 경향을 나타냈다. 이는 콘크리트 안쪽 일부영역에서는 속중성자가 감속되어 열중성자화 되는 양이 열중성자가 흡수되어 사라지는 양보다 크기 때문이다.

전체적으로 총중성자속은 초기 5 cm 정도까지는 일정한 값을 보이다가 그 이후부터는 반경방향을 따라 지속적으로 감소하는 것으로 나타났다. Fig. 1에서 "0"은 콘크리트 안쪽 면을 의미하며, 총중성자속에 대한 MCNP 계산결과 값의 통계오차는 1σ 유의수준에서 1% 이하이다.

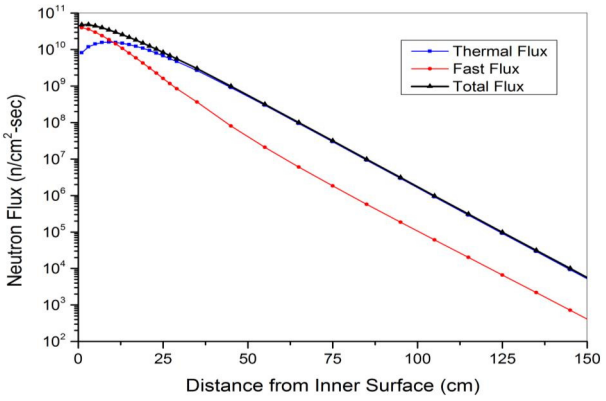


Fig. 1. Neutron Flux Distribution in Concrete.

2.3 핵반응단면적

ORIGEN2 계산시 핵반응단면적을 보정하기 위하여 단일그룹(one-group) 핵반응단면적을 MCNP 코드를 이용하여 콘크리트 반경방향을 따라 각 영역별로 산출하였다.

앞서 중성자속을 산출한 영역과 동일한 곳에서 핵반응단면적으로 산출하였으며, Fig. 2에 일례로서 Eu-151, Eu-152, Eu-153, Eu-154 동위원소에 대한 중성자흡수단면적 변화를 콘크리트 깊이에 따라 나타내었다. Fig. 2에서 보는 바와 같이, 콘크리트

안쪽 면에서는 중성자스펙트럼이 급격히 변함에 따라 중성자흡수단면적도 급격히 변화함을 볼 수 있으나, 깊이 30 cm 정도 이후부터는 스펙트럼의 변화가 없어 거의 일정하게 유지됨을 볼 수 있다. Fig. 2 산출시 MCNP 계산 결과 값의 통계오차는 1σ 유의수준에서 5% 이하이다.

참고로 ORIGEN2의 PWRU.LIB에 있는 핵반응단면적과 MCNP로 산출한 핵반응단면적은 상호간에 약 2~10배의 차이를 나타내었다.

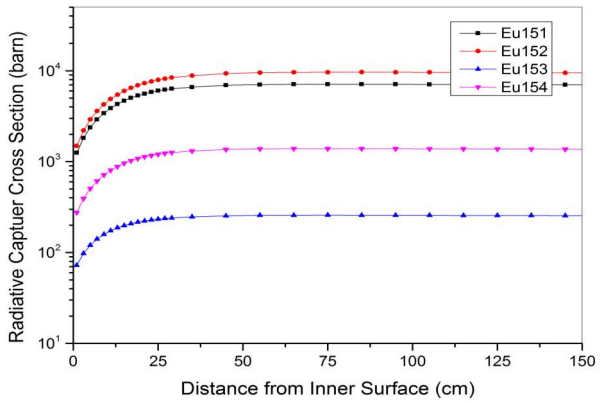


Fig. 2. Neutron Absorption Cross-section for Eu Isotopes.

3. 콘크리트 방사화 특성 분석

앞서 계산된 각 영역별 중성자속 및 핵반응단면적을 적용하여 ORIGEN2 코드를 이용하여 콘크리트 반경방향에 따른 방사능 세기를 산출하였다. 콘크리트는 원자로에서 40 년 동안 조사됨을 가정하였으며, 보수성을 위해 재장전을 위한 원자로 정지기간은 없는 것으로 가정하였다. Fig. 3은 5 년 동안 냉각된 시점에서의 콘크리트 차폐체 내의 주요 핵종에 대한 방사능 세기 변화를 나타낸다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 대부분의 방사능은 ^{152}Eu가 차지함을 볼 수 있다.

Fig. 3에서 콘크리트 내벽에서 안쪽으로 약 15 cm까지는 중성자가 콘크리트를 투과함에 따라 방사능 세기도 병행하여 증가함을 볼 수 있는데, 이는 충중성자속은 감소하지만 Fig. 2에서 보는 바와 같이 중성자흡수단면적이 급격히 증가하기 때문에 전체적으로 방사화되는 양은 증가하기 때문이다. 15 cm 이후부터는 두께가 증가함에 따라 방사능 세기도 감소함을 볼 수 있다.

계산결과, 냉각기간 5 년 된 콘크리트의 비방사능 세기는 약 9.2E+4 Bq/g으로 나타났으며, 냉각기간 10 년 된 콘크리트의 비방사능 세기는 약 4.9E+4 Bq/g으로 나타나 10 년 냉각된 콘크리트의 방사능 세기는 5 년 냉각된 콘크리트에 비해 약 55% 정도인 것으로 나타났다.

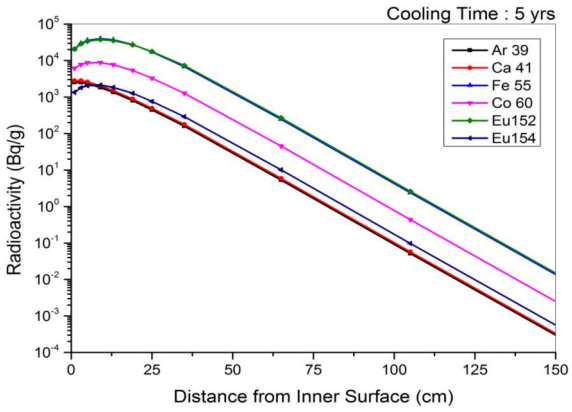


Fig. 3. Radioactivity for Major Nuclides.

4. 결론

표준형 원전에 설치되어 있는 콘크리트 생물학적 차폐체를 대상으로 각 핵종별 방사선원항 예비 계산을 수행하였다. 계산결과, 냉각기간 5 년 및 10 년 된 콘크리트의 비방사능 세기는 각각 9.2E+4 Bq/g, 4.9E+4 Bq/g으로 나타나 10 년 냉각된 콘크리트의 방사능 세기는 5 년 냉각된 콘크리트에 비해 약 55% 정도인 것으로 나타났다.

본 연구의 결과는 향후 자체처분 물량 산정시 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

5. 감사의 글

이 논문은 2016년도(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

6. 참고문헌

[1] 조동건 외, “콘크리트 방사화방사선원항 정량화를 위한 중성자흡수단면적 보정핵종 도출,” 2016 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 (2016).

[2] 방사성폐기물분류 및 자체처분 기준에 관한 규정, 원자력안전위원회 고시 제2014-003호 (2014).

고준위 방사성폐기물 처분 시스템 개념 설정을 위한 Safety Case 개발 계획

고낙열*, 백민훈, 정종태, 김경수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물을 심층 처분하는데 있어 가장 중요한 것은 안전성을 확보하는 것이다. 안전성을 확보하기 위해서는 처분을 위한 안전 개념과 안전과 관련된 요구 조건 등이 정립되어야 하며, 그에 따라 처분 부지의 선정 및 처분 시스템 설계가 이루어져야 하고, 안전에 영향을 줄 수 있는 요소에 대한 객관적이고 과학적인 평가가 이루어져야 한다. 이 과정에서 이루어지는 모든 결정이나 분석, 평가에 관해서는 그것들을 뒷받침할 수 있는 근거와 반론에 대한 언급이 필요하다. 따라서 이러한 과정을 문서화한 safety case를 개발하는 것이 처분 안전성을 확보하는데 반드시 필요한 작업이 된다. 여기에서는 처분 사업자가 이미 확립된 처분 시스템의 안전성을 규제 기관 등에 제시하기 위해 작성되는 일반적인 safety case가 아닌, 방사성폐기물의 심층 처분과 관련된 처분 시스템의 개념 설정을 위해 한국원자력연구원(KAERI)에서 제안한 safety case의 개발 계획을 소개하고, 그 활용 방안을 제시하고자 한다.

2. Safety Case Portfolio

2.1 국제적 지침을 반영한 safety case portfolio

한국원자력연구원에서는 고준위 방사성폐기물 처분 안전성 신뢰도 향상을 위해 해외 전문 기관의 자문을 받아 safety case 개발 계획 및 그 이행 방안을 수립하였다[1,2]. 이는 IAEA, OECD/NEA 등 국제기관의 지침을 반영하여 작성되었으며, 안전 요건 등을 포함한 처분시스템 설계의 기초사항, 처분 부지, 폐기물 특성, 공학적 방벽, 처분장 설계, FEP (Features, Events, Processes), 핵종 이동 시나리오, 모델과 자료, 안전성 평가, 보조적인 고려사항 등에 관한 보고서와 위의 보고서를 통합하는 종합 보고서 형태로 구성되었다 (Fig. 1).

2.2 처분 시스템 개념 설정을 위한 safety case portfolio

KURT 2단계 확장 건설이 완료되면서 획득한 추가 자료를 이용하여 KURT 현장 자료를 기반으로 처분시스템 개념 개발 및 설정을 목표로 하는 safety case 보고서를 한국원자력연구원의 방사성폐기물처분연구부에서 준비하고 있다. 이 보고서는 앞서 해외의 자문을 받아 구성된 safety case 보고서들을 처분시스템의 안전성 확보에 관한 판단의 근거, 평가의 근거, 자료 작성 및 해당 자료의 타당성에 대한 근거를 제시할 수 있는 특성별로 구분하였다. 그리고 KURT 부지에서 획득 가능한 기반 자료 및 지금까지 수행된 고준위 방사성폐기물 처분과 관련된 연구 항목 및 결과에 따라 재구성하여 Fig. 2에 제시된 보고서들로 작성될 예정이다. 이들 보고서로 구성되는 safety case는, 처분장 건설 및 운영 등에 관한 인허가를 발급 받기 위해 처분 사업자에 의해 작성되는 일반적인 개념의 safety case와는 달리, 연구 기관인 한국원자력연구원에서 작성하여 연구・개발(R&D) 관점에서 처분시스템의 개념 설정에 중점을 두는 형태의 safety case가 되도록 계획되고 있다.

3. 결론

고준위 방사성폐기물의 심층 처분에 대한 안전성 확보를 위해 작성되어야 하는 safety case를 연구 및 개발 관점에서 처분 시스템의 개념 설정을 위한 목적을 두고 개발하고 있다. 이번에 작성되는 safety case의 주된 목적은 다음과 같으며, 원하는 목적을 달성하기 위해 앞으로도 지속적인 연구와 개발 과정을 통한 safety case의 개선 과정이 요구된다.

- 향후 처분 사업 실시에 있어 신뢰성 구축에 도움을 주기 위한 R&D 차원의 의견을 제안하기 위한 자료 작성
- KURT 부지를 기반으로 이루어진 고준위 방사성폐기물 처분 연구 내용의 결과 정리

- 연구 결과의 정리를 통해, 향후 이루어져야 할 필요가 있는 연구 주제의 도출을 위한 기초 자료의 작성 및 제시
- 안전성 평가를 위해 필요한 입력 자료 작성을 위한 기초적인 방안의 제시
- 현장 자료 획득 및 지속적인 연구를 통해 갱신(update)될 수 있는 safety case 형식의 제안

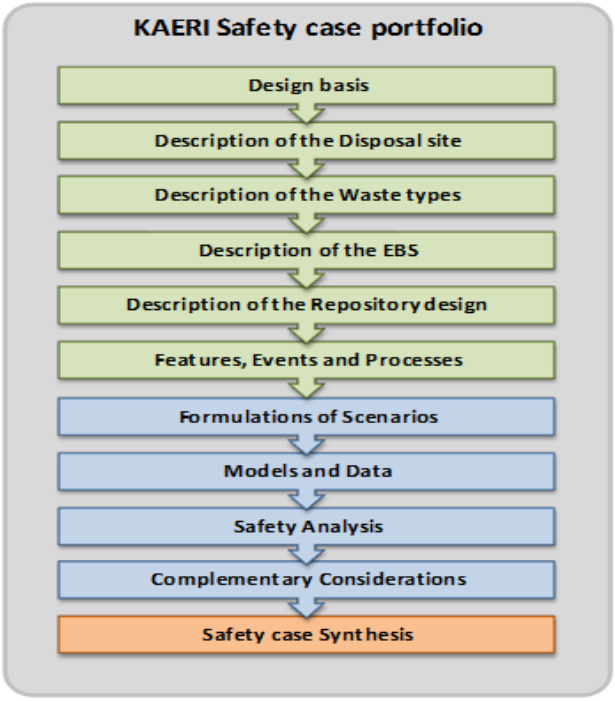


Fig. 1. Main reports of the KAERI safety case portfolio [2].

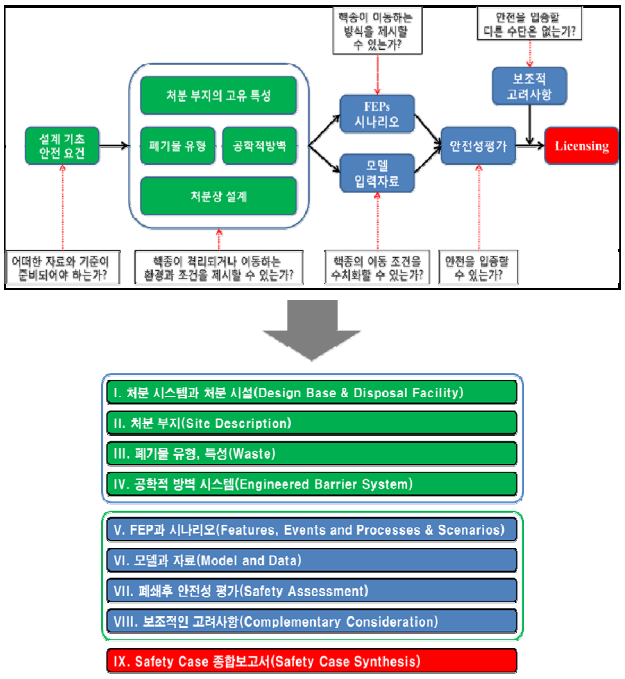


Fig. 2. Modified structure of safety case reports.

4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025589).

5. 참고문헌

[1] KAERI, Generic safety case plan for KAERI, KAERI/TR-4497/2011 (2011).

[2] KAERI, Safety case implementation plan for KAERI, KAERI/TR-4531/2011 (2011).

TOUGH2-MP/FLAC3D 코드를 이용한 In-DEBS 복합거동 예비 평가

이재원*, 이창수, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwl@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물 처분장에서 공학적 방벽은 방사성폐기물을 물리적으로 보호하고 방사성폐기물에서 발생하는 열을 주변 암반에 잘 전달하며 암반 내부의 지하수가 방사성폐기물에 최대한 늦게 접촉하도록 지연시키는 역할을 담당한다. 따라서 처분 안전성에 대한 신뢰도를 확보하기 위해서는 공학적 방벽의 열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 성능 평가가 필수적이다 [1].

고준위폐기물 공학적방벽 처분시스템 공학규모 성능 검증을 위해 한국원자력연구원에서는 공학규모 공학적방벽 열-수리-역학적 복합거동 현장시험인 In-DEBS (**In**-situ **D**emonstration of **EBS** performance at KURT)를 수행하였다. 본 연구에서는 국내산 벤토나이트 완충재의 열-수리-역학(THM) 복합거동특성을 모사하기 위해 KURT의 수리특성자료를 반영한 In-DEBS THM 복합거동 예비 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 사용 해석 코드

열-수리-역학적인 상호작용을 고려한 해석을 수행하기 위해 LBNL에서 개발된 TOUGH2-MP와 ITASCA™에서 개발된 FLAC3D를 이용하였다. TOUGH2-MP는 TOUGH2 Massively Parallel의 약자이며, TOUGH2의 병렬 해석용 버전 소프트웨어이다. TOUGH2는 다상·다중 유체 유동 해석 및 열전달 해석에 강점이 있는데, TOUGH2-MP의 경우 병렬 해석을 가능하게 해 해석속도를 비약적으로 향상시켰다. FLAC3D는 토질이나 암반의 역학적 해석에 강점이 있는 코드이다.

TOUGH2-MP/FLAC3D 연동 해석 모듈의 알고리즘은 Fig. 1에 나타나 있다.

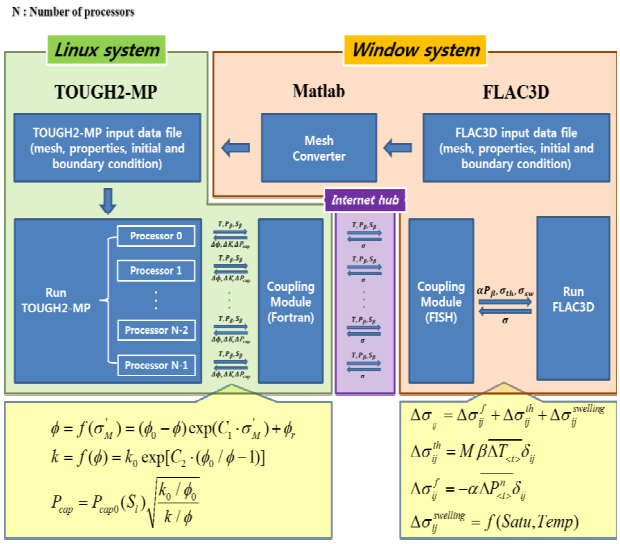


Fig. 1. TOUGH2-MP/FLAC3D coupling module algorithm.

2.2 해석 모델

KURT 수리특성 자료를 반영한 In-DEBS THM 복합거동 예비 평가를 위해 90 X 50 X 60 m 크기의 해석 모델을 생성하였다 (Fig. 2). 총 메쉬 개수는 163,923 개이며, Stabilization, Excavation, In-DEBS installation & operation 의 세 단계로 나누어 해석을 진행하였다. Stabilization 단계에서는 FLAC3D 만을 이용해 암반의 THM 초기 안정화 해석을 수행하였으며, Excavation 단계에서는 TOUGH2-MP/FLAC3D를 이용하여 처분터널 및 처분공 굴착으로 인한 THM 거동 변화 해석을 수행하였다. 마지막으로 In-DEBS installation & Operation 단계에서는 TOUGH2-MP/ FLAC3D를 이용하여 OBPA (One Body Pre-Assembly) 설치 3 개월 후, Heater 가동 (90℃) 하는 것으로 가정하고 THM 해석을 수행 하였다.

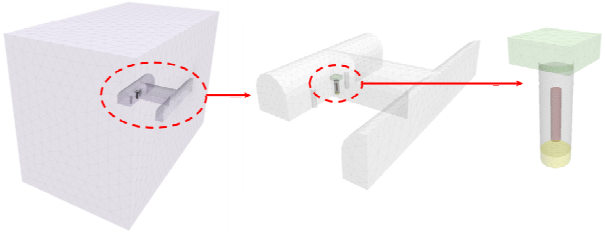


Fig. 2. Schematic view of numeric.al model.

Table 1. Properties

Parameters	Buffer	Rock	Sand	Plug	Heater
Dry density(kg/m^3)	1,600	2,650	1310	2367	7850
Porosity (-)	0.41	0.01	0.5	0.15	0.0001
Thermal conductivity (W/mK)	0.124~1.299	3.0~3.3	0.2 - 1.2	0.2 - 1.2	52.5
Thermal expansion coefficient(1/^{0}C)	2.5X10^{-5}	7.5X10-6	5.0X10^{-6}	4.30X10^{-6}	0.0X10^{-5}
Permeability(m^2)	6.00E-20	1.00E-19	1E-16	1E-19	0
Young's modulus (GPa)	0.69	28.5	0.04	20	155
Poisson's ratio (-)	0.19	0.3	0.35	0.19	0.285

암반과 완충재는 Mohr-Coulomb 역학 모델을 사용하였으며, 모레, 플러그, 히터는 탄성 역학 모델을 사용하였다. 본 해석에 사용된 물성은 Table 1에 나타나 있다.

2.3 해석 결과

Fig. 3은 히터 중심에서 특정 간격으로 떨어진 계측 지점에서의 시간에 따른 온도 및 상대습도를 나타낸 그래프 이다. 히터의 온도는 90℃ 이며, 벤토나이트 중심부의 온도는 약 50℃ 이다. 상대습도의 경우 벤토나이트 중심부가 약 95% 인데, 이는 암반으로부터 지하수 유입이 크기 때문인 것으로 판단된다.

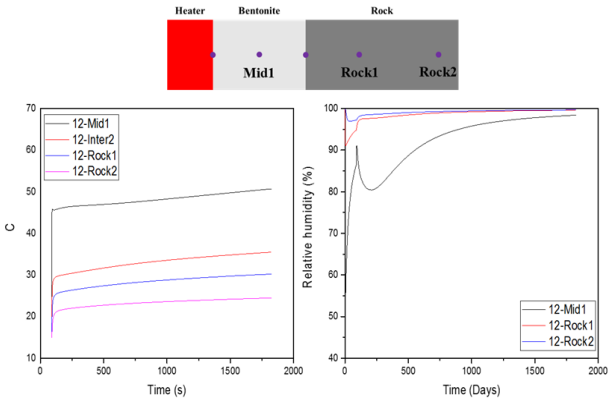


Fig. 3. Temperature and relative humidity evolution at selected points.

3. 결론

본 연구에서는 국내산 벤토나이트 완충재의 열-수리-역학(THM) 복합거동특성을 모사하기 위해 TOUGH2-MP/FLAC3D 코드를 이용하여 KURT의 수리특성자료를 반영한 In-DEBS THM 복합거동 예비 평가를 수행하였다. 온도의 경우 다른 현장시험 결과와 유사한 경향을 보였으나, 상대습도의 경우 암반으로부터 물이 많이 들어오는 현상으로 인해 매우 높게 나타났다. 추후 In-DEBS 현장시험 결과가 얻어지게 되면 이를 바탕으로 모델 검증을 수행 할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술개발 과제(53344-16)로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] K.B. Min, J. Rutqvist, C.F. Tsang, and L. Jing, "Thermally-induced mechanical and permeability changes around a nuclear waste repository - a far-field study based on equivalent properties determined by a discrete approach", International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 42(5-6), 765-80 (2005).

KURT 지질 절단면 및 심부 시추코어 연령 분석을 통한 지구조 해석 연구 방안

정수림[1*], 오창환[2], Yengkhom Kesorjit Singh[2], 고용권[1], 권장순[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]전북대학교, 전라북도 전주시 덕진구 백제대로 567
*sljung@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 심지층처분 연구에서 유해한 핵종이 생태계에 미치는 영향을 방지하기 위해서는 처분장이 위치할 심부 지질환경의 이해도가 중요하며, 장기간의 지질학적 진화과정 속에서도 처분장이 안전하게 유지될 수 있도록 심부 지질환경의 진화과정 파악과 그에 따른 장기적 안정성 평가 기술이 필요하다. 심부 지질환경은 직접관찰이 불가능하므로 이해에 어려움이 많으나, 측정 및 탐사기술의 발달로 심부 지질환경의 추정 및 해석의 불확실도가 점차 감소하고 있다. 일반적으로 심부 지질조사에는 많은 경비와 시간이 필요한데, 천부 지질정보를 기반으로 다양한 물리탐사 결과와 시추조사 자료를 통해 간접적으로 해석된다.

본 연구에서는, 한국원자력연구원 내 지하처분연구시설(KURT)을 이용하여 일반적인 야외조사에서는 관찰하기 힘든 지질 절단면 및 심부 시추자료를 비교분석함으로써 심부 지질환경 및 지체구조 발달사를 해석할 예정이며, 이에 대한 연구 계획을 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 문헌조사

먼저 사전 문헌조사를 통해 광역규모 연구지역의 지질환경을 파악하고 그에 따른 연구계획을 수립한다. 유성지역 지질도에 따르면, KURT를 중심으로 한 연구지역은 한반도의 지체 구조구상 옥천대와 경기육괴의 경계부에 위치하며, 주로 북북동의 방향성을 가지고 관입한 중생대 대보화강암체로 이루어져 있다. 이외, 선캠브리아 변성암과 옥천계에 속하는 시대미상의 변성퇴적암이 함께 기반암을 구성하고 있으며, 다양한 관입암맥이 존재한다. 유성지역의 주 구성암인 대보화강암은 흑운모화강암, 복운모화강암, 화강반암, 담홍색 중립질화강암 등 다양한 암상으로 존재하는데 이는 유성지역을 구성하는 화강암이 단 한 번의 화성활동으로 형성된 것이 아니라, 계속적이고 연속적인 화성활동 및 암맥 관입을 겪었기 때문으로 추측되고 있다. 연대측정 결과 또한 200-180 Ma의 넓은 범위를 갖는다.

2.2 지표 야외조사

문헌조사 후 지표조사를 실시한다. 지표조사에는 여러 종류의 물리탐사가 포함되지만, 이번 연구에서는 시간과 경비가 다소 필요한 물리탐사는 제외하였다. 위성사진 및 지형도를 이용한 선형구조 방향성 분석과, 야외 지질조사를 통한 암상 및 지질구조 분석이 진행되었다. KURT 인근은 개발제한구역에 속해 노두가 드러난 부분이 거의 없어 이전 조사 자료를 참고하였다.

이전 야외조사 자료에 따르면, 연구지역에 가장 광범위하게 분포하는 심성암은 복운모화강암이며, 복운모화강암에 비해 흑운모 함량이 높은 흑운모화강암과 약하게 엽리가 발달되어 있는 엽리상화강암 등이 함께 관찰되었다. 복운모화강암은 괴상의 중립질 조직을 보이며 주 구성광물은 석영, 장석, 흑운모, 백운모로 흑운모와 백운모가 함께 산출됨이 특징이다.

연구지역 지표 노두에서 측정한 절리들은 대부분 경사가 수직에 가깝고 주향은 동서방향 혹은 동북동방향의 절리군과 남북방향의 절리군이 주로 관찰되었다. 이외에 sheeting joint로 판단되는 저경사각의 절리들도 관찰된다. 지형도를 이용한 선형구조 방향성 분석 결과 역시 남북방향의 선형구조가 우세하게 분석되었고, 동서방향의 선형구조의 경우 연장성이 매우 양호한 특징을 보였다.

2.3 시추조사

처분장이 위치할 지하 심부의 지질환경을 파악하기 위해서는 시추조사가 필수적이다. 처분연구시설 내부 및 주변에서는 총 18공의 시추조사가 진행되어 왔다. 각 시추공은 지하수와 암석시료 채취, 수리시험, 지질환경 특성분석 및 모니터링 등 다양한 목적으로 굴착되었다. 시추공 위치는 KURT 내부로부터 적오산 일대까지 분포해 있으며 깊이는 100

m에서 1000 m까지 다양하다. 이번 연구에서는 이 중 지질도상 복운모화강암 지대에 위치한 적오산 인근 1000 m 공을 대상으로, 심부 지질환경 파악을 위한 암석시료 분석을 진행하였다.

시추결과, 심부의 화강암체는 지표조사에서 확인된 화강암 외에도 매우 다양한 암상의 화성암이 번갈아 등장하는 복잡한 구조를 보였으며 모든 깊이에서 여러 방향의 관입암체가 발견되었다. 시추조사의 특성상 지질구조의 방향성 확인이나 전체 지질단면도를 형상화하기는 힘들었으나, 채취된 시추코어 시료를 선별하여 화학분석 및 연대측정을 시도하였다. 연구지역의 주된 암상인 복운모화강암의 경우 지표조사와 화학성분이 일치하였으며, K-Ar 연대측정 결과 약 100 Ma의 연대가 도출되었다. 그러나 시추코어에서 발견되는 또 다른 화강암의 경우, 흑운모 함량이 더 적고 석영과 장석에 의한 SiO_2 함량이 더 높은 특징을 가지며, 연대측정 결과 약 86 Ma의 젊은 연대가 도출되었다.

2.4 KURT 내부 지질조사

한국원자력연구원에 위치한 동굴형태의 지하처분연구시설(KURT)은 긴 동굴 벽면을 따라 신선한 노두의 지질구조를 조사할 수 있는 시설이나, 불행히도 무너지기 쉬운 얕은 깊이에 위치하여 사고를 방지하기 위해 대부분의 벽면에 숏크리트를 이용한 보강공사가 완료되어 있다. 연구모듈의 일부분을 제외하고 모두 숏크리트로 덮여 있어 노두 관찰이 거의 불가능하지만, 터널 내 지질구조 연구를 돕기 위하여 두 개의 DWS(Diamond wire saw) 절단면이 추가로 시공되었다. DWS 절단면은 동굴 벽면을 평면으로 절단함으로써 자연암반 제공뿐만 아니라 굴착에 의한 손상 또한 연구할 수 있으며, 가로 5 m, 세로 2.5 m 크기의 직사각형 절단면이다.

Fig. 1. DWS-1 surface in the KURT.

지질 구조가 확연히 드러나는 이러한 DWS 절단면을 분석함으로써 연구지역을 구성하는 암반의 조직과 지질구조의 선후관계를 추정할 수 있다. 절단면 외에도 노두가 드러난 터널 벽면의 절리를 방향성 별로 구분 짓고 선후관계를 조사함으로써 연구지역 지체구조 발달사를 추정할 수 있다.

KURT 내부 지질조사는 현재 진행 중으로, 각각 DWS-1과 DWS-2로 명명한 두 개의 절단면 중 지질구조가 더 선명히 관찰되는 DWS-1을 대상으로 연구를 진행 할 예정이다.

3. 결론

화성암의 특성상 지층경계면이나 암석 조직구조가 거의 없으므로 지하연장성을 추정하기가 어렵다. 마찬가지로, 시추조사를 통해 심부 지질환경 자료를 분석하더라도 수평연장성을 추정하기가 어렵다. 따라서 KURT에서의 절단면 연구가 지하심부 지질환경 분석에 기여할 수 있기를 기대한다. KURT 내부 지질조사와 함께, 조사의 정확도를 높이기 위하여 지질도상 동일한 복운모화강암 노두를 다른 지역에서도 찾아 조사할 예정이며, 암석의 SHRIMP U-Pb 연대측정을 진행 중이다.

4. 참고문헌

[1] 박희인, 이준동, 정지곤, "한국지질도 유성도폭(1:50,000) 및 도폭설명서", 자원개발연구소, 1977.

[2] 박경우, 고용권, 김건영, "심부지질환경 특성평가를 위한 화강암·변성암 조사지역의 지질구조 특성", 한국원자력연구원 기술보고서, KAERI/TR-5109/2013.

고준위폐기물처분장 완충재 열해석에서의 갭 고려

이재완*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재는 공학적방벽의 핵심 구성요소이다. 굴착 처분공에 완충재를 설치하면, 처분용기와 완충재 사이, 완충재와 처분공 벽 사이에 빈 공간, 즉 갭(gap)이 생성된다. 완충재 주변에 이러한 갭의 존재는 완충재의 차수능(water-retarding capacity)과 열전달 효율(heat-transferring efficiency)을 떨어트리고, 지하수 침식작용 (erosion)에 의한 블록의 건전성 저하와 벤토나이트 콜로이드의 생성으로 인한 핵종 이동을 가속화할 수 있다. 본 연구에서는 KRS (Korean Reference disposal System) 처분장을 대상으로 완충재 주변의 갭이 완충재의 열적성능에 어떤 영향을 미치는지 분석하였다.

2. 대상 시스템 및 모델링

한국원자력연구원에서는 2008년에 한국형고준위폐기물처분장 기준처분시스템(KRS)을 제안한 바 있다. KRS 처분장의 설계개념[1]에 의하면, 처분장은 심부 수백 미터 깊이에 위치한, 지반이 안정되고 균열이 적은 심부 암반층에 건설되며, 여러 개의 처분동굴과 이를 연결하는 터널로 구성된다. 처분동굴 바닥에는 수직의 처분공을 굴착하여 그 속에 방사성폐기물을 밀봉한 처분용기를 넣고, 처분용기와 처분공의 암반 벽 사이의 공간은 완충재(buffer)로 충전시킨다. 그리고 처분동굴 내의 처분공들이 모두 폐기물로 채워지게 되면, 처분동굴과 연결터널들은 뒷채움재 (backfill)로 채운 후 폐쇄하게 된다 (Fig. 1).

본 연구에서 완충재 주변의 갭을 고려한 열해석은 유한요소 코드인 COMSOL Multiphysics(Ver. 5.2)의 열전달 모듈(heat transfer module)을 사용하여 수행하였다. 열전달 모듈의 지배방정식(governing equation)은 다음과 같다.

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} + \nabla \cdot (-k \nabla T) = Q \qquad (1)$$

여기서 T는 온도, ρ는 매질의 밀도, C_p는 비열(specific heat capacity), k는 열전도도 (thermal conductivity), Q는 열원 (heat source), 그리고 t는 시간을 나타낸다. 열전달 모듈의 자세한 이론적 배경은 사용자 매뉴얼에 잘 기술되어 있다.

모델의 기하학적 형상은 처분터널 간의 거리 40 m, 처분공 간의 거리가 6 m인 처분장의 단위처분공을 대상으로, x와 y축에서의 대칭을 고려하여 x-방향 20 m x y-방향 3 m x z-방향 1000 m, 3D 1/4 모델링을 수행하였다. 완충재의 안쪽과 바깥쪽 너비는 각각 1x 10^{-2} m, 5x10^{-2} m 하였다. 모든 구성물질은 균일(homogeneous)하고 등방성(isotropic)을 갖는다고 가정하였다. 사용후핵연료 캐니스터로부터 열 발생량은 Lee et al.[2]이 제안한 값을 사용하였다. 암반의 초기온도는 지표면의 온도(15℃)에 지열구배(3℃/100 m)를 고려한 값을 사용하였다. 모델 경계조건으로 x와 y축 및 모델 형상의 둘레는 대칭(symmetry)을, 상.하부면은 지열구배를 고려한 온도의 경계조건을 사용하였다. 기타 구성요소의 입력데이터는 Lee 등[3]의 논문에서 제시한 값을 사용하였다.

3. 시뮬레이션 결과 및 토의

열해석 시뮬레이션 결과, 완충재 내 온도분포는 시간이 경과할수록 주변으로 확산되었고, 완충재의 첨두온도(peak temperature)는 사용후핵연료가 들어있는 처분용기의 z축 방향 중간지점에서 나타났다. 이 지점에서의 시간에 따른 온도변이는 Fig. 2과 같다. 완충재 주변의 갭을 고려하지 않은 경우(Case A)가 갭을 고려한 경우보다 훨씬 낮은 온도분포를 보였다. 그리고 갭 고려 시에는, 완충재 안쪽만 갭을 고려하고 바깥쪽은 갭채움재를 채운 경우(Case B)가 양쪽 모두 갭으로 둔 경우(Case B)보다 낮은 온도분포를 보였다.

Table 1에서 보는 바와 같이, Case A, Case B, Case C의 첨두온도는 각각 112.6℃, 139.3℃, 189.6℃의 값을 보였다. 또 첨두온도 도달하는 시간은 각각 11년, 5.3년, 2.9년으로, 갭이 존재함으로 짧아짐을 알 수 있다. Table 1은 완충재의 열해석에서 갭의 영향이 매우 큼을 보여주고 있다. 특히, 완충재 안쪽과 바깥쪽 갭을 그냥 둘 경우 첨두온도는 설계기준(thermal design criteria)을 크게 상회함을 알 수 있다. 고준위폐기물처분장의 개념설정 단계에서는, 보통 완충재 주변의 갭에 대한 고려를 하지 않고 성능평가를 실시하지만, 이는 보수적 관점에서 실제 처분장 상황보다 과소평가(under-estimation) 할 가능성이 있다. 그러므로 신뢰성 있는 완충재의 열성능 평가를 위해서는 갭 공간을 갭 채움재(gap-fill)로 마무리 하는 완충재 개념 개발과 함께 이를 고려한 완충재의 열해석이 필요하다.

4. 결론

본 연구에서는 열해석을 통해 KRS 완충재 주변의 갭이 완충재의 온도분포에 어떤 영향을 미치는지 분석하였다. 열해석 결과, 완충재의 첨두온도는 갭의 존재에 의해 큰 영향을 받았다. 신뢰성 있는 완충재의 열성능 평가를 위해서는 갭 공간을 갭채움재(gap-fill)로 마무리 하는 완충재 개념 개발과 함께 이를 고려한 완충재의 열해석이 필요함을 확인할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업(NRF-2012M2A8A5025577)의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] 최희주 외, "한국형 고준위폐기물 처분시스템", 한국원자력연구원, KAERI/TR-3563/2008(2008).

[2] J.Y. Lee, et al., "Analysis of disposal efficiency based on nuclear spent fuel cooling time and disposal tunnel/pit spacing for the design of a geological repository", Progress in Nuclear Energy 53, 361-367 (2011).

[3] J.O. Lee, "Coupled thermal-hydro analysis of unsaturated buffer and backfill in a high-level waste repository", Annals of Nuc. Ene. 72, 63-75 (2014).

Table 1. Peak temperature in buffer

Gap	Time(year)	Peak temperature
NG	11	112.6
IGOF	5.3	139.3
IOGA	2.9	189.6

NG: no gap; IGOF: inner gap with air and outer gap with gap-fill; IOGA: inner and outer gaps with air;

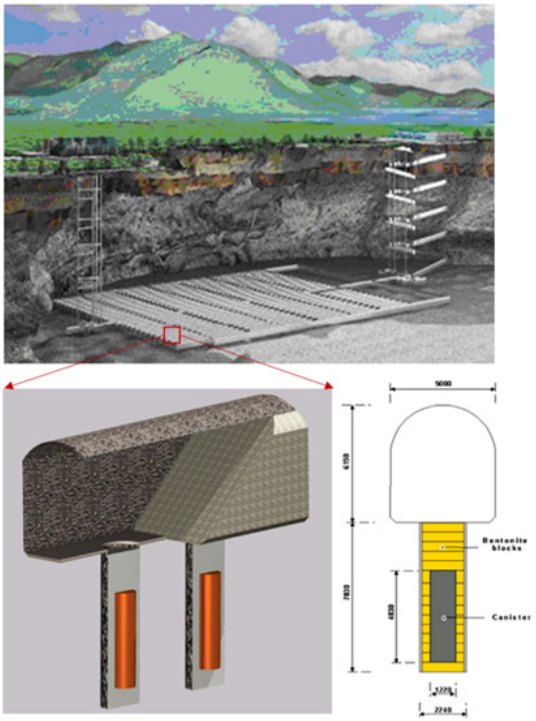


Fig. 1. Schematic picture of KRS.

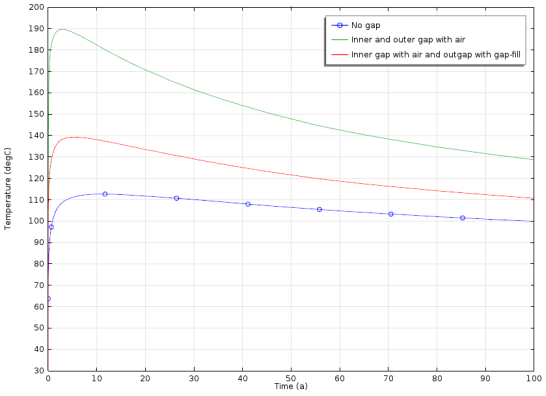


Fig. 2. Peak temperature in the buffer with respect to gap conditions.

방사성폐기물 지층처분을 위한 부지특성통합모델 연구

박경우*, 김경수, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

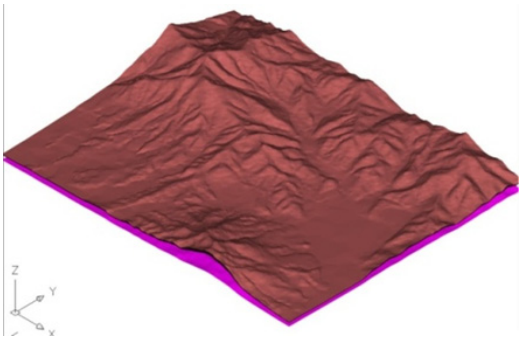
부지특성조사는 이 결과를 이용하는 각 산업 분야에서 그 목적에 맞도록 수행되어 모델로서 해석된다. 방사성폐기물의 지층 처분의 경우, 지질 환경 전반에 걸쳐 종합적인 조사가 필요한데, 특히 지질, 수리지질, 지화학 분야가 처분 안전성 관점에서 부지 선정 초기부터 중요성을 지닌다. 그리고, 도출된 지질환경 특성 조사 결과가 함께 해석되어야 비로소 공공의 수용성을 얻을 수 있는 부지특성평가가 될 수 있다.

본 논문은 KURT를 연구지역으로 하여 방사성폐기물 지층 처분을 위한 부지특성통합모델 중 지질-수리지질모델-지하수유동특성에 대한 종합 평가를 기술하였다. 본 논문의 부지특성통합모델에서는 지질모델을 근간으로, 이 결과를 이용하여 수리지질모델이 구축하였다. 수리지질모델 결과로 연구지역의 지하수 유동 특성을 해석하였으며, 향후 지화학적 특성을 종합하여 부지특성통합모델을 완성하고자 한다.

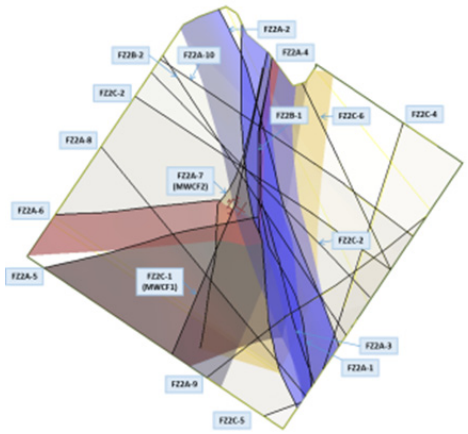
2. 본론

2.1 지질모델

일반적으로 땅속에서 지하수 흐름과 관련된 결정질 암반의 지질 모델 요소로는 층서상 지표에서부터 지하로 감에 따라 토양층 및 풍화대, 하부의 기반암 및 기반암에 존재하고 있는 단열대로 구분할 수 있다. 이는 국내 결정질 암반에 대한 일반적인 지질 모델로 적용할 수 있으며, KURT 연구지역의 지질모델에서도 개념모델을 구축할 때 같은 지질모델을 적용하였다. 특히, 지질모델의 요소 중 심부 지하수의 유동, 지하수 화학 성분 등 방사성폐기물 처분과 관련된 요소는 기반암 내에 존재하는 단열대를 들 수 있다. 결정질 암반에서의 단열대의 경우 주요하게 지구조 운동에 따라 만들어지게 되는데, 이러한 단열대의 지하수 유동 특성, 단열대내 부존하는 지하수화학 특성 등이 방사성폐기물의 지층 처분과 관련되어 안전성에 주요하게 영향을 미치게 된다. 따라서, KURT 연구지역에서 수행한 다양한 연구를 통해 지질모델에서 단열대의 폭과 방향성에 대해서 도출하였으며, 서로 연결된 단열대를 결정하여 일정한 폭을 갖는 2차원적인 평면의 지질구조를 도출하였다.



(a) Depth distribution of weathered zone and upper highly fracture rock



(b) Fracture zones

Fig. 1. Geological model around KURT area.

2.2 수리지질모델

구축된 지질모델을 근거로 각 지질모델 요소의 수리지질특성 도출을 위해 현장 수리시험을 수행하였는데, 현장시험방법으로 정압 주입시험, 양수시험과 순간충격시험을 이용하였다. 그 결과 KURT 연구지역에서 지질모델의 요소별 대응하는 수리지질모델을 도출하였으며 수리지질모델 요소에 대한 수리지질특성을 현장시험 결과를 분석하여 정리하였다. KURT 연구지역의 수리지질모델에서 가장 주요한

특성은 저경사단열을 다수 포함하고 있는 상부 수리암반대가 존재하는 것이다. 실제로 상부 수리암반대의 경우 1.05 × 10^{-7} m/sec의 수리전도도를 갖고 있으나 이는 주로 저경사 방향의 단열이 다수 분포하는 영역으로 수평방향의 수리전도도를 의미하며, 실제로 수직방향의 수리전도도는 하부 수리암반대의 수리전도도 만큰 낮은 값은 아니나 상당한 이방성을 예상할 수 있다.

Table 1. The permeability of hydrogeological units around KURT area

Hydrogeological unit			K(m/sec)	
HSD			1.83E-7	
Upper HRD			1.05E-7	
Lower HRD			7.94E-11	
	FZI	Class	K(m/sec)	T(m^2/sec)
HCD	FZ2A-1	A	1.85E-05	2.59E-04
	FZ2A-2	A	3.24E-06	5.61E-05
	FZ2A-3	A	6.40E-06	1.18E-04
	FZ2A-4	A	3.05E-08	4.58E-07
	FZ2A-5	A	4.25E-07	5.31E-06
	FZ2A-6	A	6.10E-06	1.14E-04
		A	8.79E-06	
	FZ2A-7	A	2.90E-05	4.19E-04
	FZ2A-8	A	2.03E-05	3.90E-04
	FZ2A-9	A	3.70E-06	6.29E-05
	FZ2A-10	A	5.98E-06	1.20E-04
	FZ2B-1	B	1.96E-08	1.18E-07
	FZ2B-2	B	2.65E-05	7.68E-05
		B	8.79E-06	
	FZ2C-1	C	8.99E-07	2.92E-06
	FZ2C-2	C	2.69E-07	6.73E-07
	FZ2C-3	C	3.82E-07	1.38E-06
	FZ2C-4	C	8.60E-08	3.87E-07
	FZ2C-5	C	8.04E-07	3.14E-06
	FZ2C-6	C	1.32E-07	1.32E-07

2.3. 지하수유동 특성

KURT 연구지역의 지하수유동 특성은 다음과 같이 요약하여 기술할 수 있다. KURT 지역의 지하수는 강우에 기인한다. 강수량이 많은 하절기에는 지하수위가 높으며, 강수량이 적인 가을부터 다음해 봄 까지는 지하수위가 강하되는 경향을 보이고 있으며, 그 편차는 5 m 이내로 작다. 다중패커시스템이 설치된 시추공에서 심도에 따른 수리수두를 관측해보면 심도에 따라 증가하거나 감소하는 경향성을 나타내지 않고 불규칙적인 분포 양상을 나타내는 것으로 이는 단열 암반에 존재하는 투수성 구조의 영향에 기인하는 것으로 판단할 수 있다.

즉, 강수는 KURT의 수리지질모델의 구성요소 중 지표에서 10-20 m 심도에 해당하는 수리토양대와 하부에 위치한 수평방향의 투수성이 양호한 상부 수리암반대로 유입되어 대수층을 형성하고 있다. 상부 수리암반대의 경우 수리적 이방성에 의해 수평 방향의 지하수 유동이 우세하고, 수직 방향의 지하수 흐름이 적어 하부 암반대로 지하수의 유입은 극히 제한적이다. 그러나, 상부 수리암반대와 하부 수리암반대에 존재하는 단열대가 지하수의 유동 경로를 형성하여 수두구배에 따라 지하수가 흐르는 전형적인 결정질 암반의 지하수 유동 시스템으로 판단된다. 만약 단열대가 높은 수리수두를 갖는 영역과 연결되었을 경우 단열대를 따라 전체적으로 높은 수두를 형성하며, 이 단열대에 다른 낮은 수두를 갖는 단열대가 수리적으로 연결될 경우 수두 구배에 따라 지하수가 흐를 수 있다. KURT 지역의 심부환경에서 주요하게 고려해야 할 수리투수대는 18개가 도출되었으며, 수리투수대의 투수성이 수리암반대에 비해 4 order 이상 큰 값을 보여, 수리암반대 내의 지하수 흐름은 거의 없을 것으로 판단된다.

3. 결론

KURT 지역을 연구지역으로 선정하고, 방사성폐기물 지층 처분을 위한 부지특성통합모델을 구축하였다. KURT 부지특성모델을 요약하면, 상부 토양층 및 풍화대, 상부 고밀도 단열암반대, 하부 저밀도 단열암반대와 단열대의 총 4개의 지질모델요소를 갖고 있으며, 각 지질모델의 요소들이 수리지질모델의 요소들(각각 HSD, Upper HRD, Lower HRD, HCD)로 연결되어 구축되었다. 모델을 구성하고 있는 각 요소들에 대한 수리지질학적인 특성을 바탕으로 KURT 지역의 심부 지하수 유동 특성을 수리적으로 연결된 단열대로 우세하게 지하수가 흐르고 있는 것으로 종합적으로 평가할 수 있다.

KURT를 관통하는 암반 단열의 수리특성 분석

김대희*, 지성훈, 박경우, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kdh2803@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 지층처분은 지질환경의 이해가 반드시 필요한 연구이다. 이는 방사성폐기물처장 건설의의 안정성 및 영역 제공에 밀접한 영향을 끼치기 때문이다. 방사성폐기물 처분연구는 향후 인간의 생활에 유해하지 않게 핵종 누출을 봉쇄하거나 지연시키는 것이다. 이러한 처분연구중 본 연구에서는 단열의 수리지질 특성은 처분장 부지특성을 설명하는데 가장 주요한 기본 자료가 된다. 본 연구는 KURT 내부의 MWCF의 단열 특성을 파악하고 단열의 수리적 특징을 규명하고자 한다.

2. 본론

2.1 연구지역

2.1.1 지형

연구지역인 KURT는 대전분지의 유성지역에 위치한다. 유성지역은 소규모의 집수역이 형성되어 있으며 집수역에 발달된 하천이나 지하수의 유출구에 해당한다[1]. 연구지역의 동쪽으로는 갑천이 남쪽에서 북쪽으로 흐르고, 서쪽에는 금병산이 자리하고 있는 고지대가 존재한다.

2.1.2 지질

유성지역은 주로 선캠브리아기의 편마암류와 중생대의 심성암과 맥암류로 구성되어있고 경기변성암 복합체 내에 위치한다.

2.2 조사용 시추공

시추공은 KURT 내부의 MWCF를 관통하는 TW-3, TW-4, TW-5, TW-6 4개의 시추공으로 Fig. 1의 위치에 Table 1과 같은 제원으로 굴착되었다.

Table 1. Borehole specification

	Diameter	Depth	Slope/Slope dir
TW-3	4 inch	20 m	312/45
TW-4	4 inch	20 m	302/44
TW-5	3 inch	20 m	316.2/45
TW-6	3 inch	20 m	307.8/46

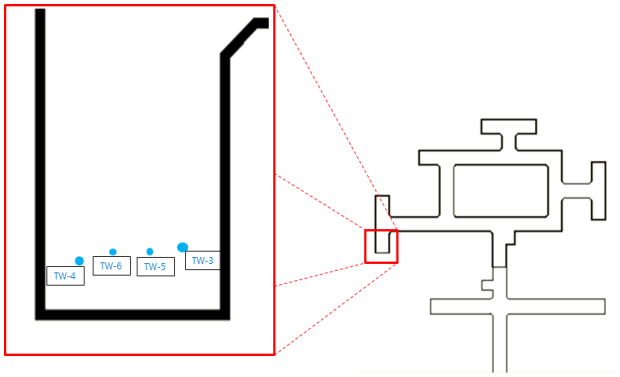


Fig. 1. Tunnel excavation for the KURT extension.

2.3 정압주입시험

사전시험으로 시추공 내의 MWCF 구간을 규명하기 위하여 TW-3, TW-4의 시추공을 대상으로 정압주입시험을 시행하였다. 시험은 TW-3, TW-4 각 시추공을 2 m간격으로 각각 7개 구간을 더블패커를 이용해 구간을 나누어 시험을 하였고, 그 결과는 Fig. 2와 같이 나타났다.

그 결과 TW-3의 1~3m와 TW-4의 2-4 m구간, TW-3의 8-10 m와 TW-4의 6-10 m구간이 서로 연결된 것으로 분석하였다.

Table 2. Hydralic conductivity

TW-3	K(m/s)	TW-4	K(m/s)
1-3 m	1.48E-06	1-4m	4.19E-07
4-6 m	6.68E-07	6-8m	7.94E-06
6-8 m	6.94E-07	8-10m	4.04E-06
8-10 m	1.28E-06		
10-12 m	5.15E-07		
12-14 m	4.86E-07		
14-16 m	4.83E-07		

2.4 양수시험

정압주입시험으로 분석한 결과를 바탕으로 TW-3 시추공과 TW-4시추공의 사이에 TW-5, TW-6을 시추하였다. 시추후 MWCF단열의 특성을 분석하기 위해 양수시험을 하였다. 양수시험은정압주입시험에서 분석한 TW-3의 1~3m와 TW-4의 2-4 m구간에서 시행하였으며, TW-5의 0.75-3 m와 TW-6의 2-4 m구간에 더블패커를 설치하여 TW-3, TW-4의 시험구간과의 연결을 확인하고 양수시험을 하였다.

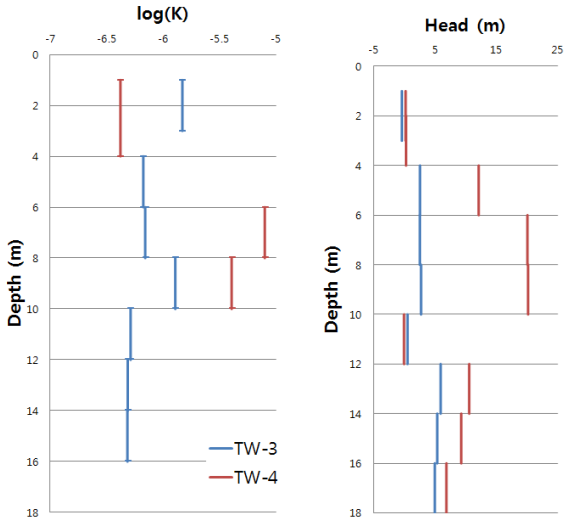


Fig. 2. Distribution of hydraulic conductivity, Stable water level in borehole.

양수는 수위가 가장 높은 TW-4 시추공에서 하였고 나머지 3개의 관정에서 자동수위관측기를 사용하여 수위 관측을 하였다. 관측된 수위 데이터는 단공 또는 다공 양수시험 해석을 하였다. 시험해석 방법은 Theis(1935)[2] 방법을 사용하여 해석하였다. 시험 해석 결과 해당 단열의 수리전도도는 m/s-m/s의 값으로 분석되었다.

3. 결론

KURT 내의 양수시험을 바탕으로 지하심부 단열대의 수리전도도를 산출하여 심부 암반의 수리특성을 파악하고 지하 처분시설 부지특성 조사의 일환으로 활용할 수 있을 것이다. 또한 이후 단열통로에서 추적자시험 등 시험을 통해 더욱 정확한 수리단열의 특성을 분석할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] J.G. Jeong, M.C. Suh, K.S. Kim, and H.J. Hwang, 1997, Characterization on the Geological Structures and Geothermal Gradient Distribution in the Yusong Area, The Journal of Engineering Geology, Vol.7, No.3, pp173-189.

[2] Theis, C.V., 1935, The relation between the lowering of the piezometric surface and rate and duration of discharge of a well using groundwater storage, Trans. Am. Geophys. Union, v.2 pp.519-524.

지하처분연구시설(KURT)의 투수성 지질구조 확인

박경우*, 김경수, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에 방사성폐기물 지층 처분 연구를 위해 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)를 건설하였다. 초기 KURT는 좌우측 두 개의 연구 모듈을 갖는 "T"형의 연구 터널이었으나, 2014년에 공학적 방벽, 추적자 시험의 추가 실험을 위해 KURT를 확장하여 다양한 처분 연구를 수행하고 있다. 본 논문에서는 KURT가 위치하고 있는 연구 지역을 대상으로 현재까지 수행한 연구 결과를 종합하여 투수성 지질구조로 고려되는 단열대의 정량적 평가 결과를 제시하였다.

2. 본론

2.1 연구 방법

KURT 연구지역에서 단열대를 도출하기 위해 수치지도와 항공사진으로 이용한 선형구조 분석 결과, 시추공 조사 결과, 그리고 지표 지구물리탐사 결과를 종합적으로 비교하였다.

2.2 연구 내용

선형구조분석에서는 지형 변화로부터 추출 가능한 지질구조를 국지규모와 부지규모로 나누어 도출하였으며, 지표 지구물리탐사 결과에서는 신선한 암반과는 달리 단열대가 가질 수 있는 지구물리적 이상 신호가 갖는 영역을 도출하여 지질구조의 존재를 예측하였다. 이에 대한 객관적 분석을 위해 시추공 조사를 수행하였는데, 먼저 시추공 단열조사 결과를 이용하여 단열간의 공간 분석을 통해 예비 단열대를 정량적으로 정의하였다. 이 예비 단열대는 SITE가 갖는 고유의 특성으로 KURT 지역에서는 단열 빈도 분포의 그래프를 이용하여 5개/meter 이상의 빈도가 있는 구간으로 단열대를 정의하였다. 단열대의 정의에 따라 각 조사지점에 존재하는 단열 빈도로 예비 단열대를 구분하였다. 이렇게 구분된 예비 단열대가 시추공 단열조사를 통해서 획득할 수 있는 미세 단열로만 구성되었는지 아니면, 실제 큰 규모의 단열들을 포함하는지 확인하기 위해 조사 코어의 영상 비교하였으며, 심부 환경을 구성하고 있는 매질의 특성 및 부존하는 지하수의 유동성을 간접적으로 지시하는 물리검층 결과를 검토하여 조사지역의 투수성 지질구조를 결정하였다.

KURT 연구지역의 투수성 지질구조에 대한 분류를 위해 SKB가 제시한 분류 기준안을 수정하여 이용하였다. Local major fracture zone에 해당하는 단열대는 3개의 Class로 나누었고, Local fracture zone에 구분되는 단열대를 Class C로 분류하여 제시하였다.

Table 1. Classification criteria of fracture zone around KURT area

	Class	Width	Geometric description	Hydraulic Behavior
Regional fracture zone		>100 m	Deterministic	HCD
Local major fracture zone	Class S	50-100 m	Deterministic (with uncertainties)	
	Class A	10-50 m		
	Class B	5-10 m		
Local fracture zone	Class C	0.1-5 m	Statistical (some deterministic)	
Background Fracture		<0.1 m	Statistical	

2.3 연구 결과

KURT 연구지역에서 수행한 현장 조사 결과를 바탕으로 총 18개의 단열대를 투수성 지질구조를 도출하였다. 각 지질구조는 단열대 분류 기준에 따라 분류되었으며, 지질구조가 확인된 주요 시추공과 지질구조로서 확인하는 과정에서의 근거 자료를 시추공, 선형구조, 지구물리탐사로 구분하여 제시하였다. 연구지역에서 도출된 지질구조 중 10개는 Class A에 속하는 비교적 큰 규모의 단열대로 판단되며, 2개의 Class B 규모의 단열대와 6개의 Class C 규모의 단열대가 존재하는 것으로 분석된다. 특히, FZ2A-7과 FZ2C-1은 KURT내 확장 영역

근처에 존재하여 확장에 따라 주변 지하수체에 영향을 주고 있는 것으로 예상할 수 있다.

Table 2. Fracture zones around KURT area

FZI	Class	BH	width	Methodology	Remarks
FZ2A-1	A	YS1	14.0	Borehole, Lineament	
FZ2A-2	A	YS1	17.3	Borehole, Lineament, Geophysical survey	
FZ2A-3	A	YS2	18.5	Borehole, Lineament, Geophysical survey	
FZ2A-4	A	YS6	15.0	Borehole, Lineament, Geophysical, Tunnel	
FZ2A-5	A	KP1		Borehole, Lineament, Tunnel survey	
FZ2A-6	A	KP1	14.0	Borehole, Lineament	DB2, YS7
	A	DB1	17.3		
FZ2A-7	A	MWC F2	14.4	Borehole, Lineament	DB-1, DB-2 Tunnel
FZ2A-8	A	AH1	19.2	Borehole, Lineament	DB2
FZ2A-9	A	AH2	17.0	Borehole, Lineament, Geophysical survey	DB1, DB2, YS1, YS3, YS4, YS6
FZ2A-10	A	AH2	20.0	Borehole, Lineament	
FZ2B-1	B	KP1	6.0	Borehole, Lineament, Tunnel survey	DB2, YS7
FZ2B-2	B	AH1	5.0	Borehole, Lineament	YS5
	B	DB1	5.1		
FZ2C-1	C	MWC F1	3.3	Borehole, Tunnel	Tunnel
FZ2C-2	C	AH2	2.5	Borehole, Lineament	DB2
FZ2C-3	C	AH6	3.6	Borehole	DB2, YS7
FZ2C-4	C	AH1	4.5	Borehole, Lineament, Geophysical survey	
FZ2C-5	C	AH2	3.9	Borehole, Geophysical survey	
FZ2C-6	C	AH3	1.0	Borehole, Lineament	

3. 결론

시추공에서 조사된 최종 단열대를 지표 지구물리탐사에서 도출된 이상대와 선형구조 분석 결과와 비교하여 KURT 지역에서 최종적으로 총 18개의 단열대를 도출하였다. 또한, 단열대의 분류기준을 설정하고 도출된 단열대를 분류기준에 근거하여 분류하였다. 총 18개의 도출된 단열대에 대해 연결성을 검토하고 시추코어 자료를 분석하여 단열대 폭을 구분하였다.

조사 결과 도출된 단열대의 현장 수리시험 결과 투수성 지질구조로 판단되며, 따라서 수리지질모델에서 수리투수대로 암반영역과 구분되어 반영될 것이다.

지하수오염물질 거동해석시 격자 및 시간 이산화에 따른 영향분석

정재열[1*], 윤정현[1], 이치형[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168번길
[2](주)인텔리지오, 서울특별시 구로구 구로동 212-8
*jjy@korad.or.kr

1. 서론

지하 지하수 포화대 아래에 건설된 인공구조물이 시간의 경과에 따른 지하수로 포화되고, 이후 인공구조물 내의 물질이 지하수에 의해 외부 지질환경으로 유출되는데 소요되는 시간과 농도를 알아내기 위하여 지하수오염물질 이동모델링을 실시하였다.

지하수모델링은 수치적인 방법(Numerical method)을 이용하여 지하수위와 오염물질의 농도를 계산하는데, 일반적으로 전체흐름장(Flow field)을 격자로 세분한 후 편미분방정식을 t시간의 수두 및 농도와 t+△t시간의 신규 예측 값사이의 차이를 이용하여 근사적으로 해를 구한다. 격자의 크기 혹은 시간의 간격을 어떻게 세분할 것인가를 결정하는 것을 이산화(Discretization)이라고 하는데, 사용되는 격자와 셀의 크기에 따라 수리특성인자나 대상지역의 경계조건, 사용할 모델의 형태, 전산모델의 제한성, 자료처리의 제한성 및 전산 소요시간 등 여러 요인을 좌우하게 된다. 또한, 시간 간격의 경우, 모델링시 단위격자는 화학적 평형(Chemical equilibrium)상태인 것으로 가정하는데, 이러한 가정에서 발생되는 문제로 시간의 간격(Detal t)과 상관없이 화학적 평형 상태를 가정하다 보니, 시간간격이 크거나 혹은 작던 간에 화학반응에서 차이가 발생하는 않는 현상이 일어난다. 이 문제를 해결하기 위해서는 delta t를 최대한 줄여서 실제 발생할 걸로 예상되는 반응을 모델링을 해야 한다. 하지만, 이러한 방법은 이류방정식에 대한 모델링시 큰 문제를 야기 할 수 있다. 따라서, 이류방정식과 화학반응 방정식 사이에서 발생하는 시간간격 문제에 대한 최적 조건을 찾아내는 것이 reactive transport modelling의 핵심조건이라 할 수 있다 (Ortoleva, et al. 1987). 본 연구에서는 인공구조물의 방벽에 해당하는 1 m 두께의 콘크리트를 모델링시 하나의 격자 혹은 다중의 격자로 이산화할 때 오염물질이 외부로 방출되는 시간에 대한 차이를 알아보고자 격자 및 시간 이산화에 따른 민감도 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 지하수모델링 개요

지하수모델링은 복잡한 지하수 유동계의 지하수 유동계를 단순화시켜 모사한 것으로 대상지역의 대수층에 적합한 모델을 적용하여 실제 대수층내 지하수 거동을 재현하며, 장래 발생할 수 있는 지하수계의 변화를 예측하는 것이다. 따라서 지하수모델링은 지하수 변화를 제어하고 조절 또는 예측하거나, 지하수자원의 관리, 예측 및 지하수오염 방지에 매우 유용하다.

지하수 수치모델은 불균질 대수층과 같은 복잡한 지층 및 지질 구조 처리가능하고, 불규칙한 경계조건 처리가 가능한 장점을 가지고 있으나, 모델이 복잡하며 근사해에 따른 오차가 발생한다는 단점을 가진다.

현재 전세계적으로는 PM, MS-VMS, GMS, GW-VISTAS, ARGUS 및 MODFLOW와 같은 유한차분법 모델이 있으며, FEMWATER, FEFLOW, AQUA3D, NAPSAC, NAMMU, FRACMAN 등의 유한요소법 모델이 있으며, 전세계적으로 가장 널리 쓰이고 있는 모델은 MODFLOW(McDonald와 Harbough, 1983, 1988)이다. MODFLOW는 다공질 포화매체내에서 지하수흐름을 모사하기 위한 유한차분법 지하수 유동모델로서 Visual MODFLOW, GMS, PMWIN 등의 상용 소프트웨어로 시판되고 있다. MODFLOW에서 대수층은 균질하고, 지하수위 변화는 선형적이며, 대수층의 영역은 사각형 셀로 근사화하며, 지하수 온도와 밀도는 일정하다고 가정한다.

2.2 모델 대상

지하수오염물질 이동모델링은 인공구조물 중 폐기물이 적재되는 사일로를 대상으로 개념모델을 구성하였다. 본 연구에서는 사일로 벽을 통한 오염물질의 이동 시간을 비교하는 것이 목적이므로, 모델링의 실행 시간을 줄이기 위해 1개의 사일로에 대해 직육면체로 가정하여 격자를 구성하였다. 모델 영

역은 가로 100 m, 세로 100 m, 깊이 150 m에 대해 기본적으로 10 m 당 하나의 격자를 설정하여 가로 10행, 세로 10열, 15개의 층으로 이루어진다(Fig. 1). 이후 모델의 주 관심대상인 사일로 외벽이 1 m이므로, 최소하나의 격자를 위치시키기 위해 사일로 주변을 세분하였다.

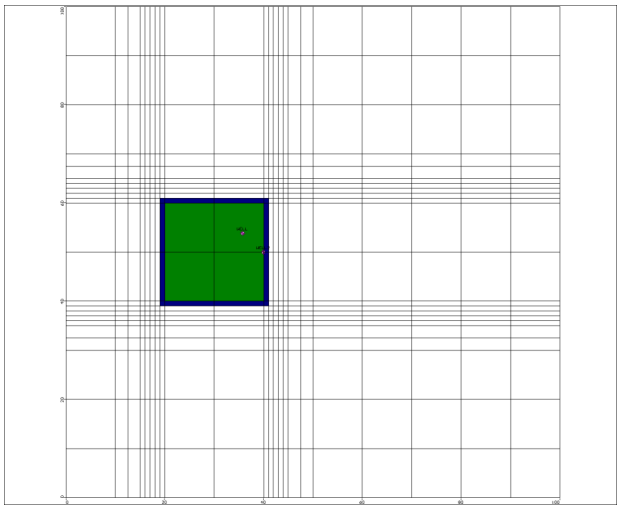


Fig. 1. Distribution of grid and conductivity.

2.3 입력자료

연구지역 모델의 수리전도도는 Fig. 1에서 녹색부분에 해당하는 사일로 내부 1×10^{-4} m/sec로 설정하고, 파란색부분에 해당하는 사일로 외벽인 콘크리트 3×10^{-11} m/sec, 흰색부분인 암반은 3×10^{-7} m/sec를 입력하였다. 공극률은 사일로 내부 0.3, 콘크리트 0.15, 암반 0.001으로 설정하고, 밀도는 사일로 내부 1,890 kg/m^3, 콘크리트 2,389 kg/m^3, 암반 2,590 kg/m^{3}으로 설정하였다. 또한, 모델 전 영역에 걸쳐 연 평균 함양량은 연 평균 강우량의 20%에 해당하는 200 mm/year을 입력하였다. 각 매질의 분산지수는 사일로 내부 6E-10 m, 콘크리트 1E-11 m, 암반 30 m(오염운 길이의 1/10)으로 설정하였다. 사일로 내 오염물질은 흡착능이 적은 C14를 대상으로 하였으며, 초기 농도는 4.76×10^{-4} mg/l (4.24E+13(Bq))를 가정하고 분배계수는 1.43×10^{-3} m^3/kg을 적용하였다.

2.4. 지하수위 변동 및 오염물질 이동 시간 분석

1 m 두께의 콘크리트에 해당하는 격자를 각각 1 m 격자 하나로 구성할 때와 0.5 m 격자 두 개로 구성할 때, 0.2 m 격자 다섯 개로 구성하여 총 세 가지 경우에 대하여 비교하였다.

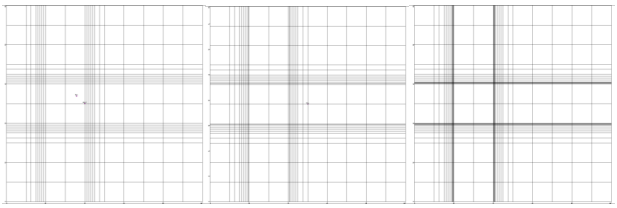


Fig. 2. 1m, 0.5m, and 0.2m grid size discretiztion of concrete wall area.

심도 -90 ~ -100m 에 해당하는 깊이에서 시간에 따른 농도변화를 살펴보았으며, 하류방향으로 오염물질이 유출되는 시간을 각각 비교하였다(Table 1).

Table 1. Simulation result of grid discretiztion

Grid width (m)	Release time (days)
1	10
0.5	2000
0.2	30000

3. 결론

공학적 방벽(지하구조물)을 통한 오염물질의 이동을 해석하기 위하여 3차원 지하수오염물질이동모델링을 수행하였다. 공학적 방벽에 해당되는 격자를 이산화함에 따라 공학적 방벽을 통한 오염물질 이동시간이 3,000배 정도 차이가 발생되며, 이는 격자의 이산화가 유동해보다는 오염해에 영향을 미치는 것을 의미하는 것으로써, 수치적 분산(Numerical dispersion)에 의한 것으로 판단된다. 따라서, 전산코드를 이용하여 지하수를 통한 오염물질 거동평가시 공학적 방벽의 격자이산화에 대한 민감도 분석을 수행하여 적합한 격자 크기를 선정하는 과정이 선행되어야만 이들에 의한 오차를 최소화할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20121710200001A).

4분과

방사성폐기물관리 (Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

국내외 감손우라늄 장기관리 방안 고찰

임우진, 최인희, 이호진*, 이종성*
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k708lhj@kins.re.kr, *jongseong@kins.re.kr

1. 서론

감손우라늄은 천연상태의 우라늄보다 낮은 ^{235}U 분율을 가지는 우라늄으로써, 천연우라늄에서 ^{235}U를 분리하고 난 나머지나, 사용 후 핵연료의 처리 후 발생될 수 있다. 이러한 감손우라늄은 핵연료이외의 비발전 분야에도 다양하게 사용될 수 있는 물질이다. 감손우라늄은 산업공정에서 발생한 가스의 휘발성 유기성분의 제거와 석유연료의 수소화탈황반응에 촉매로 사용가능하며, 태양전기 또는 열전기소자의 회로, 반도체분야와 고체 산화 연료의 전지나 산소 생산에 사용되는 광전기화학 전지와 배터리의 전극에 사용될 수 있는 특성을 가진 물질이다.

현재 국내에서 감손우라늄을 허가를 받아 비발전 분야에서 산업용으로 사용하고 있는 업체가 있으며, 앞으로 감손우라늄의 활용도가 더 높아질 전망이다. 따라서 앞으로 감손우라늄을 함유하고 있는 폐기물의 발생량도 늘어날 것으로 예상된다. 감손우라늄은 방사성을 띄는 물질이기 때문에 일반 산업폐기물과 달리 특별히 관리 되어야한다.

본 연구에서는 현재 국내 원자력 발전소가 아닌 산업체에서 사용된 핵물질의 사용종료 이후 발생한 방사성폐기물에 대한 현황과 감손우라늄을 함유한 방사성폐기물의 저장과 처분에 대한 문제점을 알아보고, 이를 개선하기 위하여 미국 등 국외 원자력 선진국에서의 감손우라늄을 함유한 폐기물의 현황에 대해서 조사하였다.

2. 본론

2.1 국내 감손우라늄 폐기물 관리현황

현재 국내에서 핵연료물질은 2016년 6월 기준 9개 기관에서 신고하여 사용 중이며, 핵원료물질을 사용하고 있는 기관은 23개 기관이다. 해당 기관에서 저장·사용 중인 핵물질은 감손우라늄, 천연우라늄, 저농축 우라늄과 토륨 등이 있다. 각 기관에서는 핵물질을 정밀 계량 및 측정 장비 교정, 중성자 측정, 삼중수소 저장제 등의 다양한 목적으로 사용하고 있다. 핵물질을 사용하고 있는 해당 업체에서는 「원자력안전법」에 따라 사용신고를 하여 사용하지만, 사용 종료 시 발생하는 감손우라늄 함유 방사성폐기물은 장기 저장중이지만 최종 처분을 위한 구체적 계획은 수립되지 않은 실정이다.

감손우라늄 함유 방사성폐기물의 최종 처분을 위해서는 중·저준위 방사성폐기물처분시설에서 감손우라늄 함유 방사성폐기물에 대한 안전성평가가 선행되어야 하며, 이 결과를 반영한 방사성폐기물 인수기준의 확립이 선행되어야 한다. 특히 감손우라늄은 낮은 방사선 위해도이지만, 긴 반감기 및 화학적 특성 등에 따라 일반적인 원전 중·저준위 방폐물의 관리기준과는 차별된 효과적 대책이 필요하다.

또한 현재 장기 저장중인 비 발전분야의 방사성폐기물 중 인수기준에 부적합한 폐기물도 있어 각 발생기관에서 별도의 처리방안을 강구하여 처분 의뢰해야하는 실정이며, 이에 따른 업체의 폐기물 처분 비용의 부담으로 인하여 해당 폐기물을 처분하는데 있어 미온적인 태도를 보이는 것이 문제가 되고 있다. 따라서 방사성폐기물 인수기준도 감손우라늄 함유 방사성폐기물의 특성이 적합하게 반영되었는지 여부에 대해 재검토가 필요할 수 있다.

2.2 미국의 감손우라늄 관리

미국에서도 감손우라늄을 활용하여 유기화합물 제거나 석유화학 산업에서 수소화탈황에 촉매로써 사용하고 있는 업체가 있으며, 수소생산, 배터리에 전극으로 감손우라늄을 사용하고 있다. 이러한 산업에서 발생하는 방사성폐기물을 미국은 현재 단순 장기 저장하여 관리 하고 있다. 감손우라늄을 함유한 폐기물은 저준위 방사성폐기물로 분류되어 안정한 화합물인 산화물이나 금속형태로의 저장이 이루어지고 있다. 또한 현재 운영하고 있는 처분장의 설비 시설과 저장 용량을 고려하면, 최대 수십 년 이내에는 감손우라늄의 처분이 필요하지 않다고 전망하고 있다. 앞으로 발생량과 처분시설의 용량을 고려했을 때 처분은 필요하지 않지만 감손우라늄 폐기물을 단순 처분하기 보다는 폐기물 내 감손우라늄을 재사용하는 것이 경제적으로 이득이 된다고 보고 이에 대한 연구개발은 이루어지고 있다.

미국 폐기물 인수와 저장에 관련하여 DOE 435.1에 규정한 승인 과정을 통해 취급해야 한다. 이는

DOE 산하 시설 운영 중 발생하는 모든 방사성 폐기물 및 혼합 폐기물에 적용되는 규정으로, 해당 규정에 따르면 감손우라늄을 함유한 폐기물은 저준위 폐기물로써 관리해야 하며, 폐기물은 처분시설에 대한 인도기준을 충족해야 한다고 명시되어있다. 인도기준은 처분시설의 성능평가와 복합분석에 기초하고 있다. 현재 감손우라늄 폐기물의 천층매립 방법을 택하여 저장하고 있으며, 전체 재고량을 처분할 수 있는 용량과 과거 경험에 기초해 폐기물 허가기준이 별도의 추가 취급 작업 없이 가능한 네바다 시험지역(Nevada Test Site: NTS)에 보관을 하고 있다. NRC의 저준위 방사성 폐기물 정책법상 감손우라늄이 함유된 폐기물을 저준위 방사성폐기물분류하고 있으며, 10CFR20 및 61에 따라 감손우라늄 성분을 제거해 재사용 또는 재활용하건, 그러한 제품을 처분을 위해 관리해야한다. 저준위 방사성폐기물은 상업적으로 운영되는 저준위 방사성 폐기물 처분 시설에서 인수하고 있으나 저준위 혼합 폐기물을 인수해서 저장 또는 처분할 수 있는 상업적 시설은 매우 제한적이다. 혼합 폐기물 처분을 위한 상업적 시설은 Utah주 인근의 Envirocare of Utah시설이 있다.

2.3 기타 국가들의 감손우라늄 관리

현재 대량의 감손우라늄폐기물의 처분을 고려하여 처분시설의 지질학적 성능을 평가한 국가는 독일뿐이다. 일본은 최근의 연구 논문에서 감손우라늄 함유 폐기물에 대한 저준위폐기물로 천층매립을 검토한 바 있다. 그러나 현재 천층매립 시설에 처분할 감손우라늄 함유 폐기물의 용량과 방사능 재고량은 완전히 정해지지는 않았다. 영국은 감손우라늄은 현재 폐기물로 분류되지 않으며, 단순 저장단계에 있다. 영국 내 감손우라늄폐기물의 향후 관리에 대한 의사결정은 확정되지 않았다. 프랑스 역시 단순 저장을 하고 있으며, 감손우라늄의 잠재적 가치 때문에 현재 감손우라늄 폐기물을 처분하지 않고 있으며, 프랑스 정부 요건에 따라 재사용 가능한 방사성물질에 대해 연구를 진행하고 있다.

3. 시사점 및 결론

방사성폐기물 안전관리 분야에서 선도국들은 각 폐기물의 범주와 특성에 따라 적합한 장기관리 방안을 국가 방사성폐기물 관리정책 또는 관리계획을 수립하여 시행하고 있다.

미국을 비롯한 원자력 선도국에서는 감손우라늄을 함유한 폐기물에 대해 현재까지는 단순 저장수준의 정책을 보이고 있다. 앞으로 폐기물 내 감손우라늄의 재사용을 위한 연구를 수행하고 있어, 감손우라늄을 처분하지 않고 장기 보관하는 방향의 정책을 보이고 있다.

'14년 12월 1단계 사업 사용승인을 받은 경주 중·저준위 방사성폐기물처분시설의 경우 원전 방사성폐기물을 주 대상으로 하고 있으며, 1단계 사업에서는 비 발전분야에서 발생된 감손우라늄폐기물을 고려하고 있지 않은 것으로 알려져 있으며, 비 발전분야에서 발생된 감손우라늄폐기물은 해당 기관에서 장기저장 중에 있다. 반면 향후 감손우라늄폐기물을 포함한 비 발전분야의 방사성폐기물 발생량은 상당 수준 증가될 것으로 판단되므로 비 발전분야 발생 방사성폐기물의 최종처분을 고려한 효과적인 관리대책이 필요할 것이다. 특히 감손우라늄폐기물의 특성을 반영하여 처분안전성평가에 근거한 효과적인 인수기준의 개발이 필요하다.

방사성폐기물의 안전관리에 대한 국민적 관심도가 높은 우리나라의 상황을 고려할 때, 폐기물의 안전관리 차원에서 현행 제도 개선을 통한 감손우라늄의 특성을 반영한 저장과 처분들의 관리방안을 마련하는 것이 필요할 것이다. 이에 있어 현재 원자력 선진국에서 시행되고 있는 저장 및 처분방법을 참고하는 것이 향후 국내 적용할 수 있는 관리방안을 선정하는데 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No. 1602014).

5. 참고문헌

[1] Nancy L.Ranek, "Regulation of New Depleted Uranium Uses", Oak Ridge National Laboratory report (2002).

[2] J. R. Hightower and J. R. Trabalk, "Depleted Uranium Storage and Disposal Trade Stude: Summary Report", Oak Ridge National Laboratory report (2000).

[3] S. Doudou and E.J. Harvey, "Review of UK and Overseas Depleted, Natural and Low Enriched Uranium Management", Galson, Ltd report, 4-23 (2014).

단열을 고려한 이중공극 기반 지하수 유동 모델링 방법론 개발

하재철*, 정재열, 이정환, 윤정현
한국원자력환경공단 기술연구소, 대전광역시 유성구 가정로 168
*jcha@korad.or.kr

1. 서론

현재 경주 중저준위방사성폐기물 처분장(이하 '경주방폐장')에서는 2단계 표층처분시설이 계획중에 있으며, 불포화대 상부에 위치하게 된다. 불포화대의 특성상 단열의 발달로 인하여 지표로 유입되는 강우 및 처분시설 내부로부터 침출된 방사성핵종의 대부분이 단열을 통해 이동할 것으로 예상된다. 따라서 본 연구에서는 불포화 암반 매질내의 지하수 유동 해석을 위하여 단열망 연속체와 암반 매질 연속체를 구분하여 해석하는 TOUGH2 전산코드의 meshmaker 모듈의 MINC(multiple interacting continuum) 기법을 활용하였다[1]. 또한 단열망 모델링을 통하여 도출된 k-field 적용을 통하여 단열의 투수성을 고려한 지하수 유동 모델을 모사하였다.

2. 연구방법

2.1 연구범위

본 연구의 대상은 경주방폐장 2단계 표층처분시설 하부의 불포화대 영역으로 선정하였다. 모델 개발의 방법론 개발을 위하여 모델링의 단계적 접근을 구분하였다. 첫 단계에서는 단열망 모델링을 통한 k-field 도출, 둘째 단계에서는 단열망 모델링 결과를 반영한 지하수 유동 모델링, 마지막으로 세 번째 단계는 지하수 유동 모델링 결과를 반영한 핵종이동 모델링의 순으로 방법론을 설정하였다. 본 연구에서는 지하수 유동 모델링 까지의 방법 개발을 수행하였다.

2.2 단열망 모델

단열망 모델링은 경주방폐장 60여개의 시추공 현장조사 데이터를 이용하였다. Fig. 1의 현장 데이터의 BHTV(Borehole televiewer)를 통해 단열의 방향성을 확인할 수 있으며, 추계론적 방법에 의한 연구대상 지역의 단열을 생성하였다.

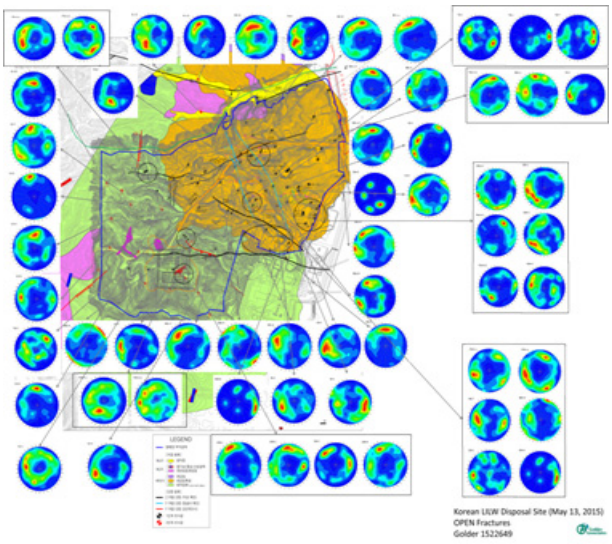


Fig. 1. BHTVs of LILW facility in Gyeongju.

2.3 지하수 유동 모델

지하수 유동 모델링을 위하여 MINC 기법을 이용한 2개의 격자를 생성하였으며[2], Fig. 2, 3과 같이 각각 단열 연속체와 암반매질 연속체로 이중 격자구조를 가지는 메쉬를 도출하였다.

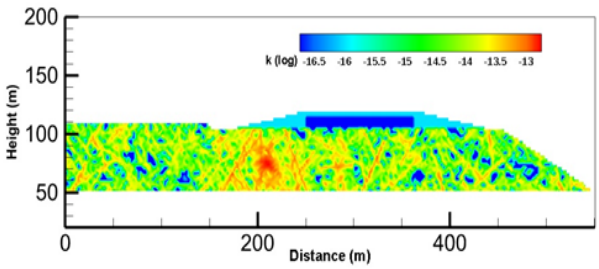


Fig. 2. Distribution of k-field in fracture continuum.

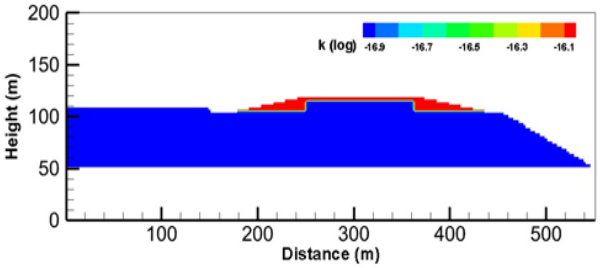


Fig. 3. Distribution of k-field in matrix continuum.

3. 본론

3.1 모델링 매질설정

본 연구 모델에서 매질은 단열, 암반매질, 상부강우격자, 대기, 포화대, EBS 등 총 7개로 설정하였다. 포화대와 EBS는 액상, 기체상이 공존하는 two phase의 초기조건으로 설정하였으며 나머지 매질은 기체상만 존재하는 one phase로 초기조건을 설정하였다[3].

3.2 강우조건

장기 수리 수문 분석 및 물수지 분석법을 적용하여 상부 강우격자에서 469 mm/yr의 침투율로 일정하게 침투하는 강우조건을 적용하였다[4].

3.3 지하수 유동 모델링 결과

지하수 유동 모델링 결과 Fig. 4의 초기상태의 압력분포에서 Fig. 5의 정상상태 도달 후의 압력분포 결과를 도출하였다. 초기에는 가운데 표층처분시설 하부의 압력이 1기압으로 존재하는 불포화 상태이었으나, 정상상태 도달 후 불포화대 부분의 압력이 증가한 결과를 확인 할 수 있었다. 이러한 결과는 상부에서 침투한 지하수로 불포화대의 암반이 포화되었음을 나타내는 것이다.

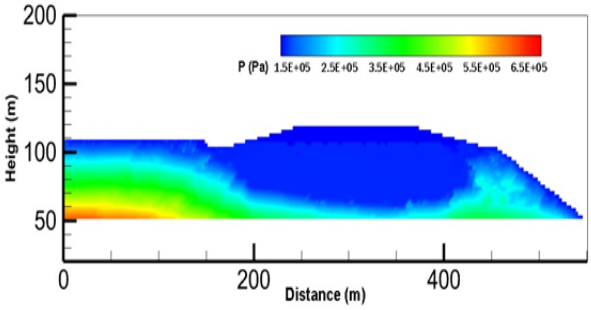


Fig. 4. k-field in matrix continuum.

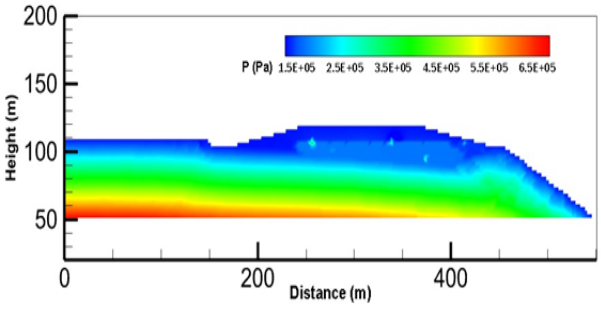


Fig. 5. k-field in matrix continuum.

4. 결론

본 지하수 유동 모델 방법론 개발을 통해 강우침투 지표수의 정밀한 데이터와 지표로 침투시 적용되는 중력방향의 투수계수의 중요성을 도출하였다. 또한 이번 방법론 개발을 통하여 정확한 현장 데이터 자료나 매질별 특성자료의 보완이 이루어지면, 향후 개선된 모델링 결과를 도출할 수 있을 것으로 기대한다.

5. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141720100570).

6. 참고문헌

[1] K. Pruess, C. Oldenburg and G. Moridis, "TOUGH2 user`s guide, Version 2.0", LBNL-43134, Berkeley, CA (1999).

[2] Pruess, K., "GMINC - A Mesh Generator for Flow Simulations in Fractured Reservoirs", Lawrence Berkeley Laboratory Report LBL-15227, Berkeley, CA (1983).

[3] Pruess, K., "EOS7, An Equation-of- State Module for the TOUGH2 Simulator for Two-Phase Flow of Saline Water and Air", Lawrence Berkeley Laboratory Report LBL-31114, Berkeley, CA (1991).

[4] 이정환, 정해룡, 박주완, "해안지역 암반대수층의 침투수량 산정 평가", 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 133-134, 5.27~29, 2015, 인천.

APR-1400 Gaseous Waste Management System Optimization for Dose Reduction of Krypton, Xenon, and Iodine Radionuclides

Nthato Jay-Aar Raboshaga*, David Scott Kessel, and Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, Haemaji-Myeon, Ulju-gun, Ulsan, Republic of Korea
*rnthato@yahoo.com

1. Introduction

The use of nuclear power has grown over the years as a stable and reliable baseload power. South Korea has an increasing fleet of NPP. Within recent years, the industry has improved waste management systems in the NPP, to decrease exposure to the environment. The reference plant is the Shin Kori 3&4, APR-1400, located at the Kori complex. This complex is located within a 25 km radius of two large cities, Busan and Ulsan, with a population of 3.5 million and 1.1 million respectively, thus making dose reduction an important area of study. The APR-1400 waste management system minimizes off-site exposure to these neighboring communities and the environment. The fission products of interest in this study are Kr, Xe, and I, which originate from fuel and tramp uranium on fuel surfaces. The purpose of this study is to optimize the existing APR-1400 Gaseous Waste Management System (GWMS) to further minimize dose.

2. Gaseous Waste Management System

The GWMS comprises of the gaseous radioactive waste subsystem (GRS) and the building ventilation subsystem (BVS).

2.1 Gaseous Radioactive Waste System

The GRS employs charcoal delay beds which adsorb Kr, Xe, and I until they decay to acceptable environmental release levels set by the regulator [1].

2.2 Building Ventilation System

The BVS vent points are shown in Fig. 1-A while the ventilation points identified for improvements are outlined in Fig. 1-B, which also shows how the GRS forms part of the whole system. The ventilation system is designed to control gaseous effluent release to meet regulatory criteria, see section 3.2.

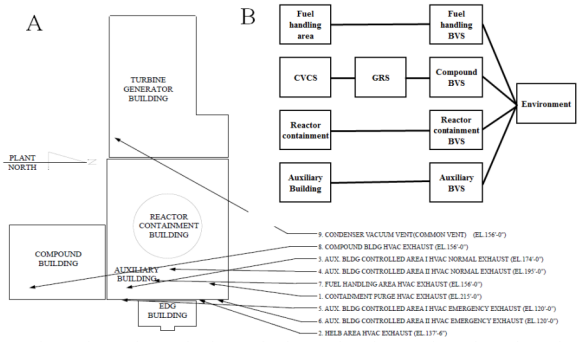


Fig. 1. A: APR 1400 BVS, B: Identified Ventilation points for Optimization [1].

3. Optimization

3.1 GRS

Alternative GRS waste treatment techniques were studied and are summarized in Table 1.

Table 1. GRS treatment techniques [2]

Treatment Method	Features	Limitations	Secondary Waste
Sorption	Removal of inorganic & organic iodine	Humidity control is required	Spent sorption media
	Sorption media chemically impregnated with charcoal or zeolites	Limited operating temperature-charcoal High cost of impregnated media	
Cryogenic trapping	Isolate Kr-85 from off-gases by sorption on solid sorbent	Further reprocessing and packaging for long term storage is required	Spent sorption media
	Operate at high pressure & low temperature	Commercial experience is limited	
	Sorbent reused multiple times after Kr is recovered		
Delay decay	For decay of short lived noble gases	Large beds are required to provide for long retention times	None
Wet scrubbing	contact of target compounds or particulate matters with the scrubbing solution	Not practical for high volume gaseous stream treatment	Liquid waste streams
	Commonly used for process off-gas treatment		
	Solutions may simply be water or solutions of reagents that specifically target certain compounds		

To choose which treatment technique was the most optimal for the GRS, the Analytical Hierarchical Process (AHP) was used, shown in Fig. 2.

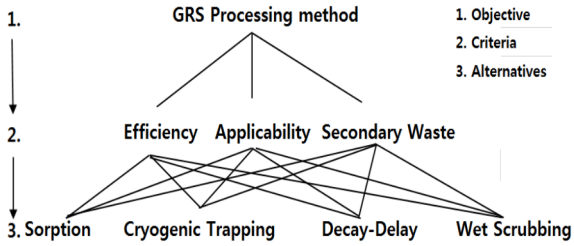


Fig. 2. AHP decision making process.

Table 2. AHP decision making score

Process	Sorption	Cryogenic trapping	Decay/ delay	Wet scrubbing
Score	0.185	0.215	0.49	0.111

The optimal GRS process for the APR 1400 is the decay-delay technique, since it has the highest score of 0.490 according to the AHP, seen in Table 2.

3.2 Building Ventilation Systems

Optimization of the ventilation systems focused on the carbon adsorber since it had the capacity to improve from 90% to 99% efficiency for a non-safety related subsystem, as seen in Table 3.

Table 3. BVS components efficiencies [1]

Parameter/ Efficiency	Safety-Related	Non-Safety Related
Pre-filter	90 - 95	85
HEPA filter	99	99
Carbon adsorber	99	90

4. Dose Reduction Estimation

For source term estimation of the optimized GWMS a decontamination factor was applied, see Equation 1. With an improvement of a 90% to 99% efficiency carbon filter installation, DF improved from 10 to 100.

$$DF = \frac{Initial\,specific\,radiaoctivity}{Final\,specific\,radiaactivity} \qquad (1)$$

The source terms were entered into ENDOSE-ATM and ENDOSE-G software and calculated dosage estimation, for both before and after improvements to the carbon filter. Dose estimation was conducted as follows (1) decide exposure pathways, (2) meteorological data analysis, (3) define atmospheric stability, (4) perform radiological dose assessment using Endose-ATM and Endose-G [3].

Table 4. Dose estimation

Pathway	Before (mSv/yr)		After (mSv/yr)	
	Plume	Ground	Plume	Ground
E-dose	1.98E-03	4.83E-05	9.88E-04	4.68E-05
GI-tract	1.35E-03	4.69E-05	7.49E-04	4.55E-05
Bone	3.48E-03	6.59E-05	1.46E-03	6.38E-05
Liver	1.54E-03	4.57E-05	8.23E-04	4.44E-05
Kidney	1.57E-03	4.63E-05	8.22E-04	4.49E-05
Thyroid	1.88E-03	4.75E-05	9.45E-04	4.61E-05
Lung	1.72E-03	4.74E-05	9.08E-04	4.60E-05
Skin	3.08E-02	8.34E-05	1.23E-02	7.72E-05

5. Results and Conclusion

The existing APR-1400 GRS decay-delay technique was found to be an optimal waste treatment method. Employing 99% efficiency carbon adsorbers in the BVS may result in negligible ground pathway reduction but also resulted in significant plume release pathway dose reductions shown in Table 4. This behavior was expected due to gaseous release having more impact on plume release rather than ground pathway. The simulation results confirmed that optimization can result in reduced dose releases. It is recommended to incorporate these optimizations in the APR-1400, this would result in Kr, Xe, and I dose reduction, from the Kori site.

6. Acknowledgments

This research was supported by the 2016 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS), Republic of Korea.

7. REFERENCES

[1] KEPCO, KHNP, "*Design Control Document Tier2 Chapter 11: Radioactive Waste Management*," United State Nuclear Energy Commission, 2014.

[2] IAEA, "*Treatment of Radioactive Gaseous Waste*," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2014.

[3] W. T. Hwang, "*Overview of Radiological Dose Assessment from Routine Releases of Radioactive Effluents,*" Ulsan, 2016.

고감용 방호용품(PVA) 및 분해설비 시범적용에 따른 현장 적용성 검토

윤영호*, 문성균, 유명종, 이승노, 김외식
한국수력원자력(주) 인재개발원 전문교육센터, 울산광역시 울주군 서생면 해맞이로 658-91
*yoonyescan7811@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 운전년수 증가, 설비개선 및 노후설비 교체작업으로 인한 폐기물이 증가되고 있으며 현행 폐기물 처리방법 및 절차로는 감용한계에 도달되고 있는 것으로 평가됨에 따라 신기술적용 등을 통한 획기적인 폐기물드럼저감이 필요한 것으로 전반적인 공감대가 형성되고 있다. 이에 대한 해결방안의 일환으로 미국, 캐나다 등 해외 선진원전에서 사용 중인 PVA(Poly Vinyl Alcohol) 방호용품을 원자력발전소 계획예방정비기간 중 시범 적용하였으며 발생된 폐기물은 자체 개발한 방호용품 분해설비를 사용하여 상용 가능성을 확인하기 위하여 실증시험 및 성능시험 수행하였다.

2. 본론

2.1 폐기물 드럼 종류별 발생량 및 분포

2009-2014년 까지 1차계통에서 발생된 종류 별 폐기물(총량 600드럼, 1개 원자력본부 기준) 을 분석한 결과 **잡고체 폐기물이 약 85% 를 점유**하고, 그 중 **방호용품(방호복, 면장갑, 양말, 제염지/ 랩 등) 등이 48% 를 차지**하는 것으로 파악되어 폐기물 발생 저감방안으로 사용된 방 호용품에 대한 저감이 가장 시급한 것으로 분석 되었다.

구 분	잡고체폐기물 드럼(85%)				총 량
	면,종이,비닐	철재	플라스틱	기타	
드럼	740	241	142	445	1,568
점유율	48%	15%	9%	28%	100%

Fig. 1. Generation of Radioactive solid waste.

2.2 폐기물 드럼 종류별 발생량 및 분포

원자력본부 계획예방정비기간 중 고오염 작업장 종사자 약 2,000명을 대상으로 PVA 방호용품을 시범 적용하였다. 지급대상 종사자 주요작업은 원자로헤드 인양 및 분해작업, 1차 계통 개방작업, 증기발생기 수실작업, 증기발생기 ECT, RCP 인양작업 등에 한해 우선적으로 선정, 지급하여 현장적용 가능성 및 드럼발생량을 비교 평가하였다.

품 목	PVA 방호용품		기존 방호용품	
	수 량	폐기물 발생량	수 량	폐기물 발생량
방호복	1,500벌	1드럼	1,500벌	10드럼
면장갑	30,000족	0	30,000족	4드럼
제염지/랩	30롤	0	30롤)	5드럼

Fig. 2. Generation of Radioactive solid waste.

2.3 원자력본부 고감용방호용품(PVA) 시범적용 경제성 평가

계획예방정비기간 중 시범 적용결과 폐기물드럼 발생량은 19드럼이 감소된 것으로 평가되었고, 현장 적용성 평가결과 일반작업은 기존 방호용품을 사용하고, 작업종사자는 전량 PVA 방호용품을 사용하는 방안이 경제성측면에서 이득이 발생되는 것으로 평가되었다.

구 분	드럼 처분 비용 (연간 드럼 발생수)		
	경상운전	계획예방기간	계
기존 방호용품	15드럼	45드럼	60드럼
수입 PVA 방호용품	2드럼	3드럼	5드럼
국내PVA제작 (수입가격 50%)	2드럼	3드럼	5드럼

Fig. 3. Generation of Radioactive solid waste drum.

2.4 방호용품 분해설비 기술검증 및 평가

외부전문가를 통한 객관적 기술검증은 원자력발전소 방호용품 분해설비를 대상으로 기술검증을 시행하였고, 주요 평가대상은 COD 법적규제치 만족여부 확인, 방사능 검출여부 및 처리공정 이론적 타당성이 적합한 것으로 평가하였다.

2.4.1 기술검증 평가결과

항 목	판정기준	PVA 분해설비
이론적 타당성	처리 이론적절	적 절
방사능제거기술	유/무	적 절
COD	40 mg/L이하	만족(17mg/L)
실증실험결과	처리공정적절	적 절

Fig. 4. Evaluation and Test results.

2.4.2 공정별 분석결과

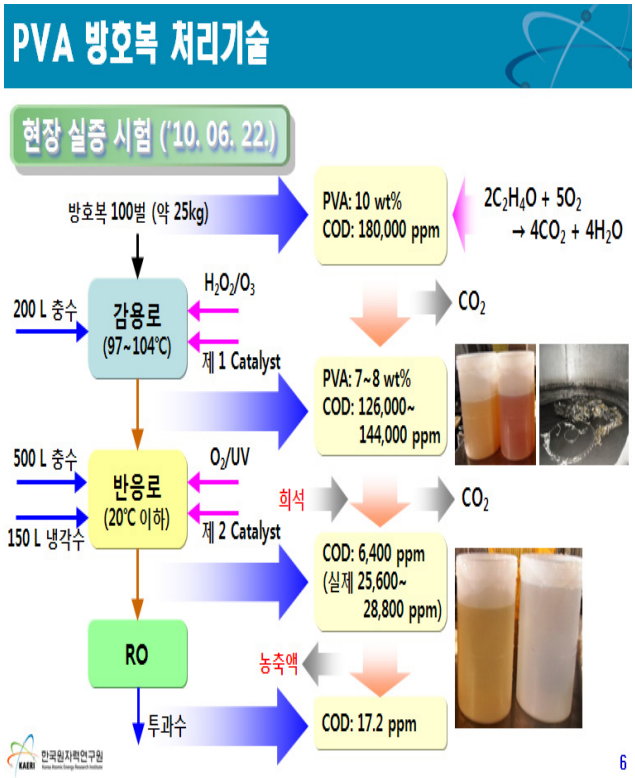


Fig. 5. The Process of Radioactive solid waste.

3. 결론

금번 원자력본부 계획예방정비기간 중 고오염지역 종사자 약 2,000명을 대상으로 시범적용 한 결과 과년도 발생량과 비교하여 폐기물 19 드럼을 저감하여 방호용품 구매비용을 제외하고 약 8,300만원의 경제적 효과를 창출한 것으로 평가되었다. 향후 사외 전문가 의 객관적인 검증을 거쳐 입증된 설비 성능입증 결과 등의 객관적인 평가결과를 토대로 전사확대방안 등을 검토하는 것이 바람직하다고 고려된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA GSG-1, Classification of Radioactive Waste,2009.

[2] IAEA RS-G-1.7 [Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance].

밀봉선원의 저장, 운반, 폐기를 위한 표준용기 개발

이응로[1*], 신주도[1], 윤영성[2]
[1]한국방사선진흥협회, 서울특별시 성동구 성수일로 77
[2]나우주식회사, 경기도 광주시 고불로 305
*ler@ri.or.kr

1. 서론

현재 산업통상자원부 고시에는 개봉선원폐기물 표준용기로 200 ℓ 드럼이 명시되어 있다. 반면, 밀봉선원의 표준용기는 명시되어 있지 않아 사업자가 별도 제작 및 구매하여 사용하고 있다. 이러한 비규격 용기의 사용은 폐기규정에 적합하지 않아 방사성폐기물 관리기관으로부터 인수를 반려당하거나, 규제기관으로부터 운반규정 위반 지적을 받는 등 문제를 야기하고 있다. 뿐만 아니라 방사성폐기물 관리 측면에서도 비규격용기는 저장 공간의 효율성을 감소시키고 있다. 이에 한국방사선진흥협회는 한국원자력환경공단, 나우 주식회사와 협력하여 밀봉선원의 저장, 운반, 폐기가 가능한 표준용기를 개발하였다. 이는 밀봉선원의 안전한 운반 및 폐기의 편의성을 제공하여 관련 산업 발전 및 방사선 이용진흥에 기여 할 것으로 기대된다.

2. 본론

2.1 밀봉선원 표준용기 모델 선정

최근 10 년간 밀봉선원폐기물 인수현황을 토대로 한국원자력환경공단과 협의하여 육면체용기 6종(1 ℓ, 2 ℓ, 5 ℓ, 10 ℓ, 20 ℓ, 30 ℓ)와 ^{192}Ir전용 원통형용기 2종(7.6 ℓ, 13 ℓ)를 선정하였다(Fig. 1).

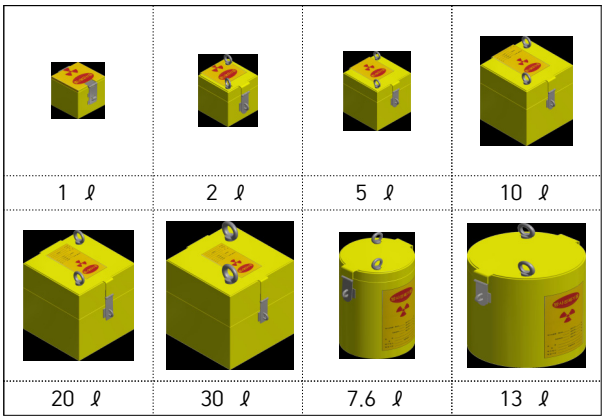


Fig. 1. The Type of Radioisotope Container.

이 용기는 A형 운반용기의 기술기준[1]을 충족시키도록 제작되었으며, 용기별 적재가능한 최대 방사능량을 설정하기 위해 MCNP 코드를 활용하였고, 핵종별 A값을 만족하는 범위 내에서 한국원자력환경공단의 인수기준인 표면방사선량률 0.4 mSv h^{-1}를 만족시키도록 하였다. 폐기용기의 각 면에서의 최대선량률을 모사하기 위해 F5 tally를 사용하였으며, 핵종별 선량환산인자는 ICRP 74[2]에 제시되어 있는 수치를 적용하였다.

2.2 정상운반조건에 대한 입증시험

제작된 용기를 A형 운반용기에 준하여 사용하기 위해서는 정상운반조건에 대한 입증시험(살수시험, 낙하시험, 적층시험, 관통시험)을 거친 후 내용물이 외부로 유실 또는 분산되지 않고, 외부표면에서의 방사선량률이 20% 이상 증가할 수 있는 차폐능력의 상실이 없을 것[1]을 규정하고 있다. 이에 따라 내용물 유실, 분산 여부 및 용기의 차폐능력을 평가하기 위해 용기에 내용물(모래)를 장입한 채 정상운반조건에 대한 입증시험을 수행하였고, 입증시험 전, 후에 실제 선원을 장입하여 표면방사선량률을 측정하였다.

2.2.1 살수시험

살수시험에는 Fig. 2의 장비를 사용하였다. 살수시험 장비의 분사 노즐은 4개 방향에서 동시에 살수할 수 있으며 강우량 50 mm h^{-1}[1]의 기준을 만족한다. 살수시험 종료 후 용기를 개봉하여 내용물의 침수가 발생하지 않은 것을 확인하였다.

Fig. 2. The Sprinkling System.

2.2.2 낙하시험 및 관통시험

낙하시험과 관통시험에는 Fig. 3의 장비를 사용하

였다. 최대 낙하 높이는 250 mm 이며(낙하시험의 높이 120 mm, 관통시험의 높이 100 mm[1]), 바닥면은 60 mm 두께의 강판을 설치하였다. 한편 관통시험에 사용한 타격봉(Fig. 3)의 무게와 직격은 각각 7 kg, 32 mm 로 제작되었다. 각각의 시험 종료 후 내용물의 유실 및 분산이 발생하지 않은 것을 확인하였다.

Fig. 3. The Dropping and Penetration Test.

2.2.3 적층시험

적층시험에는 용기 중량의 5배에 해당하는 하중과 용기의 수직투영 면적에 13 kPa을 곱한 값에 해당하는 하중 중에 높은 하중의 중량물을 사용하여 적재[1]해야 한다. 이에 따라 각 용기에 맞는 중량물을 별도 제작하여 Fig. 4와 같이 시험을 수행하였다.

Fig. 4. The Load Test.

2.3 입증시험 전, 후의 표면방사선량률 측정

표면방사선량률 측정에는 FH 40 G-10 서베이미터를 사용하였고, 측정용기에 따른 사용선원 및 방사능량은 Table 1과 같다.

Table 1. Radiation Source on the Radioisotope Container

Radioisotope container	Source (Radioactivity)
Cylinder type(7.6 ℓ, 13 ℓ)	^{192}Ir (14.8 GBq)
Cube type(1 ℓ, 2 ℓ, 5 ℓ)	^{60}Co (3.00 MBq)
Cube type(10 ℓ, 20 ℓ)	^{60}Co (102 MBq)
Cube type(30 ℓ)	^{60}Co (446 MBq)

용기에 장입한 후 표면방사선량률을 측정했을 때 일정수준의 수치(1 μSv h^{-1}) 이상을 나타낼 수 있는 방사능량의 선원을 선별하여 사용하였고, 용기의 6개 면에서 선량률을 측정하였다. 또한, 다양한 선원을 장입할 수 있는 육면체 용기에 대해서는 한국원자력안전기술원의 권고에 따라 γ선 방출에너지가 높은 ^{60}Co 선원을 사용하여 보수적인 평가를 진행하였다. 입증시험 전, 후 각 면에서 측정된 표면방사선량률의 평균값과 그 차이를 용기별로 Table 2에 나타냈다.

Table 2. The Variations of Surface Dose rates before and after Proof Test

Radioisotope container	Surface dose rates (μSv h^{-1})		
	before	after	variations (%)
Cylinder type (7.6 ℓ)	68.2	74.2	9
Cylinder type (13 ℓ)	56.4	62.2	10
Cube type (1 ℓ)	25.6	27.3	7
Cube type (2 ℓ)	3.97	4.36	10
Cube type (5 ℓ)	1.82	1.94	7
Cube type (10 ℓ)	19.1	20.0	5
Cube type (20 ℓ)	1.97	2.05	4
Cube type (30 ℓ)	1.67	1.77	6

입증시험 전, 후 용기별 평균 표면방사선량률은 4-10%의 차이를 보였고, 각 면별로는 1-18%의 차이를 보였다. 이 수치는 원자력안전위원회 고시에 명시되어 있는 정상운반조건에서의 입증시험 후 용기의 차폐능력이 20%이상 상실되지 않을 것[1]을 만족한다.

3. 결론

밀봉선원 표준용기 개발을 위해 원자력안전위원회 고시[1]에 따라 일련의 시험을 수행하였다. 그 결과 제작된 8종의 용기는 A형 운반용기 기술기준 및 한국원자력환경공단의 폐기물 인수기준에 적합하였고 향후 밀봉선원의 저장, 운반, 폐기에 활용이 가능하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정, 원자력안전위원회고시 제2014-50호.

[2] International Commission on Radiological Protection, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, ICRP Publication 74 (1996).

중수로 원전 폐수지 혼합물 저장탱크 내 방사성핵종 분석

황재식[1*], 오심온[1], 김건호[1], 강병만[1], 최광순[1], 박종민[2], 최영구[3], 안홍주[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력(주), 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
[3](주)선광티엔에스, 서울특별시 구로구 공원로 3
[*]jaesikhwang@kaeri.re.kr

1. 서론

이온 교환 수지는 원자력발전소 운영 중 계통수질 화학적 조절 및 관리를 위해 사용되며, 운전종료 후 사용후 핵연료 수조수의 세정계통, 방사성폐수 처리계통 등 여러 액체폐기물 처리계통에서 다양한 핵종을 제거하기 위하여 사용된다[1].

국내 월성원전은 국내 두 번째 원전이자, 국내 첫 번째 중수로 원전이다. 중수로 원전은 냉각재 및 감속재로 중수(D_2O)를 사용하기에 중성자 조사에 의해 생성된 H-3의 양은 가압경수로에 비해 많은 양을 차지한다[2]. 또한 감속재 및 냉각재 계통, 환형기체계통, 핵연료 손상 등에 의해 C-14 핵종이 발생된다. 월성원전에서 발생된 폐수지는 방사능 준위나 수지의 성질에 따라 구분하지 않고 발생시 혼합하여 저장하고 있다[3]. 이렇게 혼합된 수지에는 핵분열생성 핵종 또한 포함되어 있을 수 있다. 또한 저장탱크에는 폐수지 뿐만 아니라 활성탄, 제올라이트가 혼합되어 있다.

본 연구에서는 월성 원전 폐수지 저장탱크에서 채취한 폐수지 혼합물의 방사성 핵종 분석을 통해 탱크내 위치별 핵종 및 농도를 분석하였다.

2. 본론

2.1 시료준비

월성 원자력발전소의 폐수지 혼합물 저장탱크의 크기는 가로, 세로, 높이가 각각 7.7 m, 7.2 m, 4.7 m로서 저장용량은 200 m^3이다. 상부에는 폐수지 혼합물 투입을 위한 맨홀과 시료채취를 위한 검사구가 위치해 있다. 폐수지혼합물 저장탱크 내 방사성핵종 분석을 위한 시료채취는 상부의 상등액을 채취한 후 수직방향으로 맨홀부위에서 3곳, 검사구 부위에서 4곳을 채취하였다. Table 1은 저장탱크 맨홀에서 채취한 폐수지혼합물 시료에 대한 무게 및 표면선량을 나타내고 있다. 시료위치별 표면선량은 상등액을 제외하고 하부에서 상부로 갈수록 증가하였다.

Table 1. Samples characteristics at manhole part in spent resin storage tank

	Supernatant	#1	#2	#3
* Position(m)	Upper part	2.7	3.2	3.5
(A) Surface dose (uSv/hr)	0.524	56.2	49.2	85
(B) Weight(g)	507.2	852.9	862.3	659.8
(A/B) (uSv/hr/g)	0.001	0.066	0.057	0.128

2.2 혼합물 분리

앞서 언급한 바와 같이 폐수지 혼합물은 제올라이트, 활성탄, 폐수지가 혼합되어 있기에, 분석을 위해서는 물리적으로 각각 분리해야 한다. 본 연구에서는 폐수지 혼합물에서 제올라이트, 활성탄, 폐수지를 분리하기 위해 850, 710 ㎛의 체(sieve)를 활용하였다. Fig. 1은 체를 활용한 혼합물의 분리 전후를 보여주고 있다. 혼합물 시료 약 50 g을 체를 이용 분리한 결과 제올라이트, 활성탄, 수지의 무게가 각각 22.71 g, 14.15 g, 13.22 g으로 나타났으며, 수지가 혼합물 시료에서 약 26%를 차지하였다.

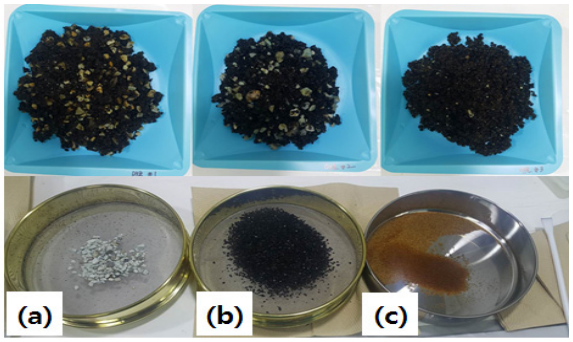


Fig. 1. Before and after separated from mixed spent resin(a: zeolite, b: activated carbon, c: resin).

2.3 시료용해

60℃에서 8 시간 건조 된 시료를 각각 혼합산을 이용하여 방사성 핵종을 용해한 후 감마분광기를 통해 감마방출핵종의 방사능 값을 측정하였다. H-3과 C-14 핵종분리는 일정량의 시료를 취하여 포집을 통한 추출법으로 시료를 준비하여 Ultima Gold 칵테일과 혼합하여 LSC로 측정하였다. Fig. 2는 성상별 방사성 핵종 변화를 나타내고 있다. 폐수지 혼합내 Co-60, Cs-137, H-3, C-14의 방사능 값을 분석한 결과, 전반적으로 폐수지에 포함된 방사능값이 높게 나타났으며, C-14의 경우 맨홀 #1에서 맨홀 #3으로 갈수록 감소하는 경향을 나타내었다.

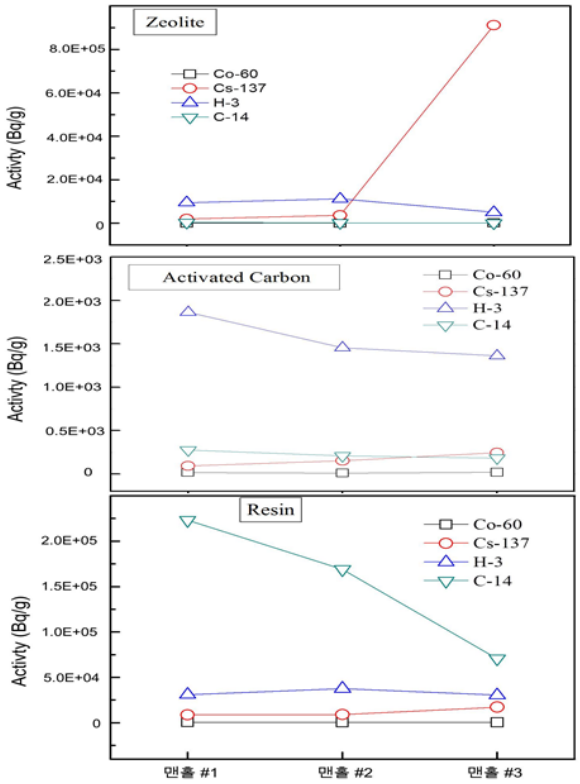


Fig. 2. Before and after separated from mixed spent resin(a: zeolite, b: activated carbon, c: resin).

3. 결론

월성원자력발전소 폐수지혼합물 저장태크 내 방사성핵종 분석을 수행한 결과, 위치별로 방사성 핵종 농도가 다르게 나타났다. 이는 폐수지혼합물 발생시 별도의 처리 없이 바로 탱크에 저장하기 때문에 저장탱크내 높이별 발생시기가 다른 것에 기인한 것으로 판단된다. 폐수지 혼합물 성상별 방사성핵종 분석에서 레진에 포함된 방사성핵종의 방사능 값이 높게 나타났음으로 별도의 분리 및 처리기술 적용을 통해 중주준위인 폐수지의 처리가 필요할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원 주요사업의 일환으로 진행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] International Atomic Energy Agency, “Application of Ion Exchange Processes for the Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchange”, Technical Report Series No. 408, IAEA, Vienna, 2002.

[2] D. L. Moir, K. J. Ross, J. D. Chen and A. W. Tarr, E. L. Bialal, W. A. Boivin, D. C. Doern, D. L. Hoffman, and J. P. M. Ross, “Determination of 14C in Spent Moderator Ion-Exchange Resin from Bruce Nuclear Generating Station A”, J. Radioanal. & Nucl. Chem., 185(1), 69-81, 1994.

[3] Wolsong Nuclear Power Plant, Final Safety Analysis Report, Wolsong NPP Unit2,3,4, (7), 1995.

과량의 칼슘이 포함된 방사성폐기물 내 Sr, Fe, Nb, Ni 분리법에 대한 연구

유정보*, 이혜주, 서경원, 안홍주, 지광용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yoojungbo@kaeri.re.kr

1. 서론

국내의 원자력발전소에서 발생하는 방사성폐기물은 고준위 폐기물과 중·저준위 폐기물로 구분하여 처리하고 있다. 고준위 폐기물의 발생원은 사용 후 핵연료인 반면, 중·저준위 폐기물은 비교적 다양한 발생원을 갖고 있다. 이 중에서 고체 방사성폐기물은 주로 폐필터, 농축폐액, 작업자들이 사용한 작업복, 각종 공구류 및 제염지 등에서 발생한다. 또한, 일부는 비파괴검사 등 병원에서의 의료, 연구로의 운영 등에서도 발생한다. 중·저준위 방사성폐기물의 대부분은 주된 발생시설인 원전부지 내에 임시로 저장되어 있으며, 원전부지 이외의 저장장소는 한국원자력연구원이다. 본 연구원은 2015년 11월 6일을 시작으로 중·저준위 방사성폐기물 800드럼(1드럼 당 200리터)을 경주 처분장으로 이송하는 한편, 2016년부터는 매년 대전에 보관되어 있는 방사성폐기물 800드럼을 방폐장으로 운반할 계획이다.

중·저준위 방사성폐기물이 영구 처분장으로 이송될 때, 방사성폐기물의 안전한 보관을 위해서는 원자력안전위원회에서 제공하는 인도규정을 필히 따라야 한다. 원안위 고시 제2014-003호에 의하면, ^{3}H,^{14}C,^{60}Co,^{59}Ni,^{63}Ni,^{90}Sr,^{94}Nb,^{99}Tc,^{129}I 및 ^{137}Cs을 포함한 10개 핵종 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하도록 요구하고 있다. 특히, ^{55}Fe,^{59}Ni,^{63}Ni,^{90}Sr 및 ^{94}Nb 는 핵분열생성물과 조사과정에서 재료물질로부터 생성되는 방사화 물질로서, 낮은 에너지의 X-선과 베타선을 방출한다. 따라서 정량분석을 위해서는 각각의 핵종을 개별적으로 분리 및 정제하는 과정을 반드시 거쳐야 한다. 이에 따라, 본 연구원에서는 지금까지 수차례에 걸쳐 ^{55}Fe, ^{59}Ni,^{63}Ni,^{90}Sr및 ^{94}Nb 핵종을 순차적으로 분리 및 회수하는 일련의 과정을 확립해왔다. 하지만, 최근 들어 과량의 칼슘이 포함된 분석시료의 개수가 증가하고 있다. 칼슘의 경우 화학적 거동이 Sr 과 유사하기 때문에, 타겟핵종의 효율적인 분리에 주된 방해요인으로 작용하고 있다.

본 연구에서는 pH 를 변화시켜가며, 과량의 칼슘이 포함된 방사성폐기물 내 Sr, Fe, Nb, Ni 을 효과적으로 분리해낼 수 있는 과정을 다음과 같이 두 단계로 나누어 기술하였다. 1) Sr, Ca 에 비해 상대적으로 용해도곱 상수가 큰 Fe, Nb 및 Ni 핵종을 1차적으로 침전 및 분리. 2) Sr 과 Ca 핵종만이 포함된 상등액을 취한 후, 강한 산성조건에서 옥살산을 첨가에 의한 Ca-oxalate 착물 형성. 이 분리법을 적용할 경우, 방해핵종으로 작용하는 과량의 칼슘이 포함된 방사성폐기물 내 Sr, Fe, Nb 및 Ni 핵종을 효율적으로 분리할 수 있으며, 각 핵종별 방사능 농도를 규명할 수 있다.

2. 본론

2.1 시약 및 용액

실험에 사용된 모든 시약은 추가 정제과정을 거치지 않았으며, 증류수는 탈염수를 Milli-Q plus Ultra-Pure Water System (Millipore)에 통과시킨 것을 사용하였다. ^{55}Fe,^{59}Ni,^{63}Ni,^{90}Sr및 ^{94}Nb 의 분리 및 회수율 측정을 위한 화학운반자용 시약은 Spex 사의 ICP-AES 검정용 표준용액 (10,000 mg/mL)을 사용하였으며, 다음과 같이 핵종별로 Sr (3 mg), Fe (20 mg), Nb (20 mg), Ni (2 mg) 이 함유되어 있는 모의 방사성폐기물 용해액을 사용하였다. 칼슘표준용액은 Sigma-Aldrich 사의 $CaCO_3$분말을 질산용액에 녹여서 직접 제조한 후 (100,000 mg/mL)사용하였으며, 첨가한 양은 1500 mg 이었다.

2.2 기기 및 장치

본 실험에서 금속이온의 정량 및 정성적인 분석을 수행하기 위해서, 여러 원소들을 동시에 분석할 수 있는 유도 결합 플라즈마 원자방출분광분석기 (ICP-AES, Jobin Yvon 사, France)를 사용하였다.

2.3 과량의 칼슘이 포함된 모의 방사성폐기물 시료로부터 Fe, Nb 및 Ni 의 분리

20 mL 의 0.5M HNO_3이 들어있는 50 mL 원심분리관에 Sr (3 mg), Fe (20 mg), Nb (20 mg),

Ni (2 mg) 및 과량의 Ca (1500 mg)을 첨가하였다. 교반기 위에서 약 15분간을 충분히 섞어준 후, 10% 의 NH_4OH 용액을 점적하며 pH 영역을 6에서 11까지 조절해주었다. 침전반응이 완전히 일어날 수 있게끔 충분한 시간을 두고 실험을 진행하였으며, 반응이 종결된 후에는 원심분리과정(4000 rpm, 5 min)을 통해 침전을 분리하였다. Fe, Nb 및 Ni 핵종이 선택적으로 침전되었는지 여부를 검증하기 위해 ICP-AES 분석을 수행하였다.

2.4 강한 산성조건에서 옥살산 첨가에 의한 Ca-oxalate 착물의 생성 및 제거

2.3 과정이 종결된 후 얻은 상등액을 취해, 진한 질산을 0 mL 에서 5 mL 까지 정량적으로 첨가해주었다. 이 후, 금속이온과 옥살레이트이온과의 착물형성을 위해 옥살산을 추가적으로 넣어준 후, 약 15분간을 충분히 교반해주었다. 흰색침전이 생성된 후에는 원심분리과정(4000 rpm, 5 min)을 통해 침전을 분리하였다. Sr 과 Ca 핵종이 선택적으로 분리되었는지 여부를 확인하기 위해 ICP-AES 분석을 수행하였다.

3. 결론

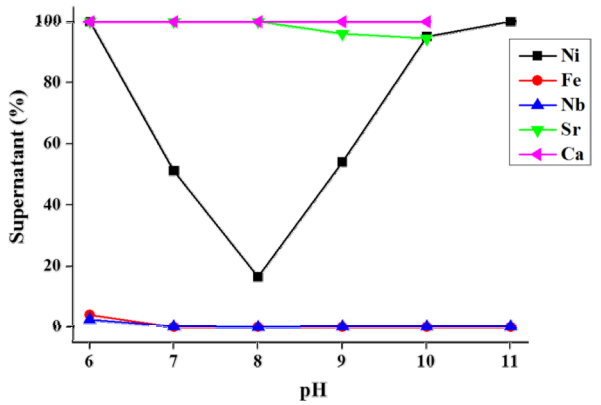


Fig. 1. pH-induced precipitation behavior of Sr, Fe, Nb, Ni and large amount of Ca.

Fig. 1은 pH 범위에 따른 각 핵종별 침전 거동에 대한 경향성을 도시한 결과이다. Fig. 1에서 확인할 수 있듯이, Ca 과 Sr 핵종은 pH 6~11 전범위에 걸쳐 침전 생성율이 0%에 가까운 경향성을 보인 반면, Fe 과 Nb 핵종은 pH 6~11 전범위에 걸쳐 100%에 수렴하는 침전거동을 나타내었다. 반면 Ni 핵종의 경우, pH 8 까지는 침전 양이 증가(16.41%)하다가 pH 8 이후에는 침전 양이 감소하는 경향성을 나타내었다. 이처럼 pH 범위를 8 부근으로 조절할 경우, Fe, Nb 그리고 Ni 핵종을 효과적으로 분리해 낼 수 있다는 결론을 얻을 수 있었다.

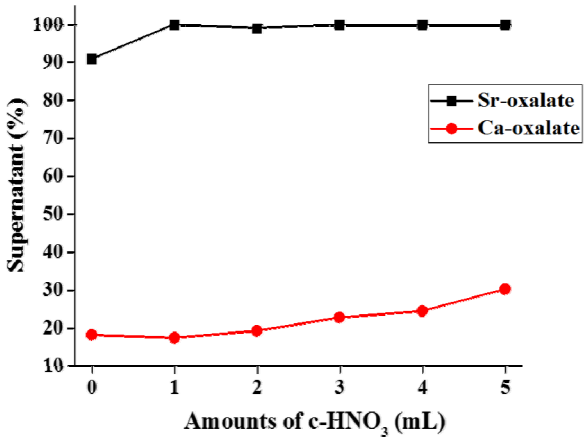


Fig. 2. The effects of adding nitric acid in oxalic acid medium to precipitate Ca and Sr as an oxalate complex.

Fig. 2는 옥살산 매질에서 질산첨가량에 따른 Ca, Sr 의 옥살레이트 착물형성에 대한 침전 거동을 나타낸 그래프이다. Sr 핵종의 경우에는 질산첨가량과 옥살레이트 착물을 형성하는 반응사이의 연관성이 거의 없음을 확인할 수 있었다. 반면에 Ca 핵종의 경우에는 질산첨가량이 1 mL 일 경우, 가장 효과적으로 침전을 형성함을 확인하였다. 이 연구를 통해, Sr 과 Ca 핵종은 옥살산 매질에서 적당량의 질산을 첨가해주었을 경우 효과적으로 분리할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] C. H. Lee, M. Y. Suh, K. Y. Jee, and W. H. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 272, 187-194, 2007.

[2] C. H. Lee, M. H. Lee, S. H. Han, Y.K. Ha, and K.S. J. Radioanal. Nucl. Chem., 288, 319-325, 2011.

[3] C. H. Lee, H. J. Ahn, J. Lee, Y.K. Ha, and J.Y. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 308, 809-816, 2016.

중·저준위방사성폐기물 처분시설 안전성평가모델 주요 입력인자 민감도 평가 및 분석

한솔찬, 윤종일*
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
*hsc09@kaist.ac.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분시설을 운영중인 대부분의 국가에서는 연간피폭선량 및 위험도를 해당 처분시설의 안전성을 평가하기 위한 주요 안전기준으로 적용하고 있다. 이에 따라 각 처분시설을 운영하는 사업자는 독자적인 안전성평가모델(성능평가모델)을 구축하여 해당 처분시설의 안전성에 대해 검증하고 있다. 그러나 이러한 평가모델의 경우 다양한 입력인자가 사용될 뿐만 아니라 상이한 시나리오에 따라 야기되는 불확정성을 내포하고 있으므로 안전성평가의 신뢰도가 저해될 수 있다.

그러므로 평가결과의 신뢰도 향상을 위해 처분시설에서 발생할 수 있는 다양한 핵종 유출 시나리오를 구축 및 평가하여[1-3] 상이한 시나리오에 따라 나타나는 편차를 분석하고 있다. 더불어 다양한 불확실도 평가기법을 개발·적용하여 평가결과의 신뢰도를 향상시키는 방법에 대한 연구가 수행되어왔다[4-6].

그러나 중·저준위방사성폐기물 처분시설 안전성평가에 사용되는 다양한 입력인자에 대해한 체계적인 분석은 일부사례를 제외하곤[7] 다소 미진한 것으로 판단된다. 이에 본 연구에서는 경주 중·저준위방사성폐기물 처분시설 안전성평가에 사용되는 다양한 입력인자 중 주요 입력인자를 선별하고 해당 입력인자들의 편차가 안전성평가 결과에 미치는 영향에 대해 고찰하였다.

2. 본론

2.1 주요 입력인자 선별

2.1.1 용해도

핵종재고량 및 용해도는 안전성평가에 사용되는 대표적인 선원항이다. 그러나 선행연구로부터 처분시설에 처분될 폐기물의 핵종재고량은 대부분 용해도 제한치 미만으로 평가된다. 따라서 방사성핵종의 유출량은 각 핵종별 재고량보다는 초기 유출량을 결정하는 용해도에 더 민감하게 나타나는 것으로 평가된다. 따라서 본 연구에서는 용해도를 주요 입력인자로 선별하여 민감도평가를 수행하였으며 각 핵종별 용해도는 OECD-NEA TDB, JAEA-TDB 및 경주처분시설 주변 지하수조성 분석 데이터(Table 1)[8]를 이용하여 계산되었다.

Table 1. Geochemical condition of disposal site

pH	Eh(mV)	I (M)	Na^+(ppm)	K^+(ppm)
7.3 ± 1.4	-45 ± 69	0.003	18.8 ± 5.4	3.1 ± 2.0
Ca^{2+}(ppm)	Mg^{2+}(ppm)	Cl^-(ppm)	SO_4^{2-}(ppm)	Fe(ppm)
16.3 ± 8.0	4.9 ± 3.1	14.1 ± 11.5	22.7 ± 21.3	0.64 ± 1.2

2.1.2 수착분배계수

방사성폐기물을 포장하고 있는 철제드럼이 파손된 이후 방사성핵종은 지하수의 유동에 따라 생태계로 이동하게 된다. 처분시설 안전성평가모델에서는 이러한 방사성핵종의 이동을 모사하기 위해 다시속도(darcy velocity), 확산계수, 수착분배계수(distribution coefficient) 등이 사용된다.

수착분배계수는 방사성핵종-매질(뒤채움재, 자연암반)의 상호작용에 따른 방사성핵종의 이동 지연 특성을 모사하기 때문에 방사성핵종의 유출시점 및 유출량에 큰 영향을 미쳐 최종적으로 연간피폭선량을 좌우하는 입력인자로 평가된다. 따라서 본 연구에서는 수착분배계수 역시 주요 입력인자로 선별하여 그 편차에 따른 평가결과의 변화에 대해 분석하였다.

Table 2. Radionuclides input parameters

radionuclide	solubility (log(M))	K_d for host rock log(K_d (m^3/kg))	K_d for soil log(K_d (m^3/kg))
C	-3	-3	-1.70
Ce	-4.70	-0.61	0.67
Co	-2.14	-1	-0.23
Cs	soluble	-0.74	-0.66
Fe	-9.24	-0.92	-0.82
H	soluble	no sorption	no sorption
I	-0.15	no sorption	-3.70
Nb	-4.15	0	0.30
Ni	-4.49	-0.92	-1.10
Sr	-2.58	-1.89	-0.52
Tc	-5.77	no sorption	-3.43

2.2 민감도평가결과

용해도 민감도평가 결과 용해도가 각각 10배 증가했을 경우와 감소했을 경우 최대 피폭선량의 편차는 1%미만으로 나타났다. 이는 최대 피폭선량을 주도하는 C-14의 핵종 재고량이 용해도 제한치 미

만으로 존재하여 용해도의 증감에 따라 피폭선량이 변하지 않기 때문으로 판단된다. 더불어 U-235의 재고량은 용해도 제한치 이상이므로 해당 핵종에 의한 피폭영향은 용해도에 민감한 것으로 나타났다. 반면 C-14, Ni-59, Nb-94의 핵종 재고량은 용해도 제한치 미만으로 존재하여 해당 핵종들에 의한 피폭영향은 용해도에 큰 영향을 받지 않는 것으로 나타났다.

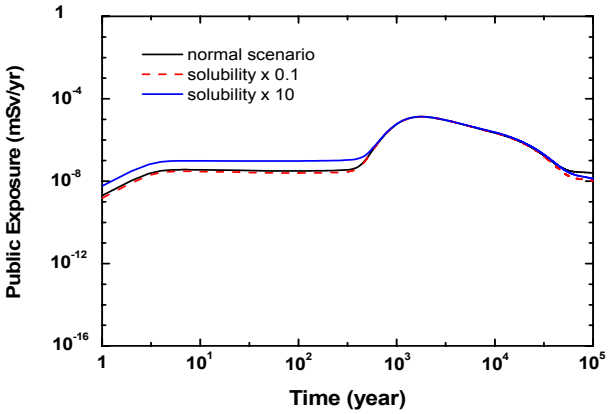


Fig. 1. Sensitivity analysis result (Solubility).

수착분배계수 민감도평가 결과 수착분배계수가 각각 최솟값과 최댓값을 가질 때의 최대 연간피폭선량의 편차는 약 4배로 나타났다. 이는 최대 연간피폭선량을 주도하는 C-14의 영향이 크게 증가했기 때문으로 분석된다. 또한 흡착분배계수가 최댓값을 갖는 경우 금속원소(Ni-59, Nb-94)에 의한 피폭영향은 나타나지 않는 것을 확인할 수 있었다.

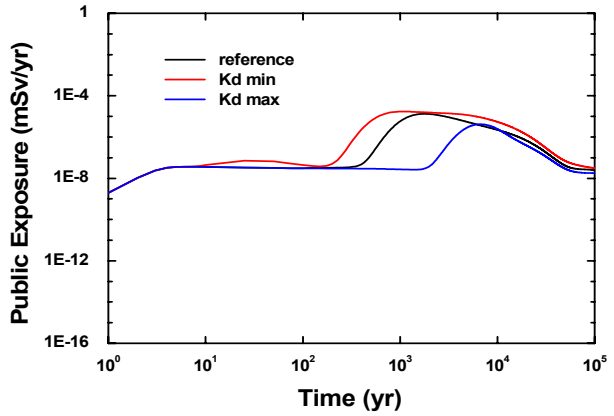


Fig. 2. Sensitivity analysis result (Distribution Coefficient).

3. 결론

주요입력인자에 대한 민감도 평가 결과 용해도의 민감도는 핵종재고량과 밀접한 관계가 있는 것으로 나타났다. 그러나 경주 처분시설의 경우 최대 피폭선량을 주도하는 C-14의 핵종재고량이 용해도 제한치 미만으로 존재하여 용해도의 편차에 따른 최대 피폭선량의 차이는 크지 않은 것으로 나타났다. 반면 수착분배계수의 편차에 따른 최대 피폭선량의 차이는 입력인자 중 가장 크게 나타났으며 주요 피폭핵종에도 큰 차이를 야기했다. 따라서 수착분배계수는 안전성평가의 불확실성을 가장 크게 좌우하는 입력인자로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No.1305032).

5. 참고문헌

[1] Y.-M. Lee and J. Jeong, "Evaluation of nuclide release scenarios for a hypothetical LILW repository", Progress in Nuclear Energy, **53**, 760-774 (2011).

[2] Y.-M. Lee, J. Jeong and J. Choi, "An evaluation of an earthquake scenario for a pyroprocessed waste repository", Progress in Nuclear Energy, **66**, 133-145 (2013).

[3] Y.-M. Lee and H.-J. Choi, "An evaluation of nuclide release from a trench-type LILW repository", Progress in Nuclear Energy, **88**, 95-103 (2016).

[4] W.-J. Cho, S.-H. Chang and H.-H. Park, "Uncertainty Analysis of Safety Assessment for High-Level Radioactive Waste Repository", Waste Management, **12**, 45-54 (1992).

[5] D.P. Gallegos and E. J. Bonano, "Consideration of uncertainty in the performance assessment of radioactive waste disposal from an international regulatory perspective", Reliability Engineering and System Safety, **42**, 111-123 (1993).

[6] J.C. Helton, "Uncertainty and sensitivity analysis techniques for use in performance assessment for radioactive waste disposal", Reliability Engineering and System Safety, **42**, 327-367 (1993).

[7] R.N. Nair and T.M. Krishnamoorthy, "Probabilistic safety assessment model for near surface radioactive waste disposal facilities", Environmental Modelling & Software, **14**, 447-460 (1999).

[8] 최병영, 김건영, 고용권, 신선호, 유시원, 김두행 "중·저준위 방사성 폐기물 처분부지의 지구화학 특성 Ⅰ. 지하수", 방사성폐기물학회지, 6(4), 297-306 (2008).

4분과

방사성폐기물관리 (Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

방사선 비상 시 발생한 제염폐기물 임시저장시설 설계 특성에 관한 기술 지침 개발

김민준, 고아라, 박진호, 도태관, 김광표*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고 이후 제염작업으로 인하여 다량의 제염폐기물이 발생하였으며, 이를 관리하기 위하여 일본정부에서는 제염폐기물 관리 로드맵을 공포하였다. 로드맵에 따르면 제염폐기물은 발생지역의 임시저장시설에서 약 3 년간 일시적으로 보관되며, 중간저장시설이 개설됨에 따라 중간저장시설에서 약 30 년간 보관을 실시한다. 이후 최종처분장으로 이송하여 제염폐기물 처분을 수행할 계획이다.

중간저장시설 및 최종처분장의 건설 기간 등을 고려할 때, 원전 사고 후 제염폐기물 관리를 위한 임시저장시설의 운영은 불가피 할 것으로 판단된다. 이에 따라 제염폐기물 임시저장시설 설계 특성에 대한 안전관리가 이루어져야 한다.

국내의 경우 방사능방재대책의 일환으로 방사선 비상 시 발생한 다량의 제염폐기물 관리에 관한 기술적 지침 등이 필요한 실정이다. 이에 따라 본 연구에서는 제염폐기물 임시저장시설의 설계특성에 관한 기술 지침을 개발하였다.

2. 본론

본 연구에서는 사고유래 방사성물질인 Cs-134 및 Cs-137에 오염된 제염폐기물을 대상으로 보관하는 임시저장시설의 설계에 관한 지침을 개발하였다. 임시저장시설의 설계 특성은 크게 시설의 형태, 시설 내 제염폐기물 배치, 방사선 차폐 및 격리, 방사성물질 유출 방지, 환경감시로 구분할 수 있다.

2.1 임시저장시설 형태

임시저장시설은 해당 지역의 지반 및 지질상황, 지하수 특성 등 환경조건을 고려하여 안전성이 확보된 최적의 형태로 설계하여야 한다. 임시저장시설의 형태는 크게 지상 보관형, 반지하 보관형, 지하 보관형으로 분류할 수 있다. Fig. 1에 임시저장시설의 형태를 도식화하여 나타내었다.

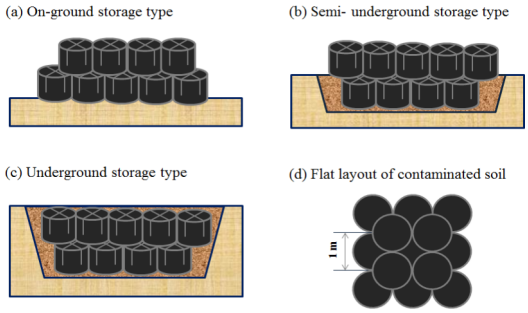


Fig. 1. Types of temporary storage facility: (a) On-ground storage type, (b) Semi-ground storage type, (c) Underground storage type, (d) Flat layout of decontamination waste.

2.2 시설 내 제염폐기물 배치

제염 폐기물의 배치는 비산 방지 및 시설의 안전성 확보를 목적으로 실시해야 한다. 오염토양 및 불연성 폐기물 등과 같이 압축률이 적은 경우 시설의 하단부에 배치하고 부패성 폐기물, 가연성 폐기물 등과 같이 압축률이 높은 경우 시설의 상단부 및 측면에 위치시킨다. 부패성 폐기물 및 가연성 폐기물의 경우 불연성 폐기물과 구분하여 배치하며, 혼동이 되지 않도록 용기에 색상 표시 등의 조치를 실시하여야 한다.

제염폐기물의 용기는 차폐효과가 없으므로 방사능농도가 높은 제염 폐기물을 시설의 중앙부 또는 하단부에 배치하여 자기차폐가 이루어지도록 설계한다. Fig. 2에 임시저장시설 내 제염폐기물 배치 방안을 도식화하여 나타내었다.

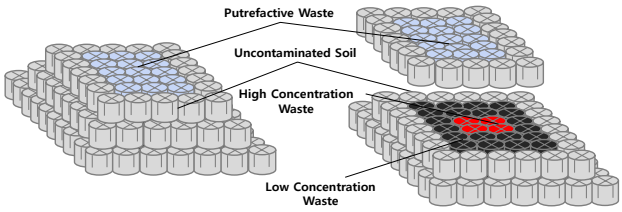


Fig. 2. Example of arrangement for decontamination waste in temporary storage facility.

2.3 임시저장시설 차폐 및 격리

제염폐기물로 인한 일반인 및 작업자의 추가 피폭 방사선량을 저감하기 위하여 시설 내 제염폐기물

보관량 및 방사능농도에 따라 시설로부터의 이격거리를 확보하고 적절한 차폐가 이루어져야 한다. 선량 기준을 만족시키는 이격거리는 임시저장시설의 형태, 반입 제염폐기물의 방사능농도, 보관량 등에 의해 상이하므로 시설의 특성을 고려하여 이격거리를 설정할 수 있다. 이를 근거로 하여 시설 인근의 부지 경계에 출입 제한하는 등 추가적인 조치가 이루어져야 한다. Table 1에 임시저장시설 특성에 따른 이격거리를 나타내었다.

Table 1. The separation distance from the temporary storage facility satisfying the dose criteria

Type and size of temporary storage facilities		Separation distance (m)			
		Thickness of cover soil			
		0 cm	10 cm	30 cm	50 cm
On-ground type	5 m x 5 m x 2 m	5	2	0	0
	20 m x 20 m x 2 m	8	3	0	0
	50 m x 50 m x 2 m	9	3	0	0
	100 m x 100 m x 2 m	10	3	0	0
	200 m x 200 m x 2 m	10	3	0	0
Semi-underground type	50 m x 50 m x 2 m	5	2	0	0
Underground type	50 m x 50 m x 2 m	0	0	0	0

2.4 방사성물질 비산·침수·유출 방지

인근 주민 및 작업자의 안전성 확보를 위해 방사성물질의 비산, 빗물에 의한 침수, 유출 방지가 이루어지도록 시설을 설계하여야 한다. 제염폐기물 반입 시 비산을 방지하도록 용기의 입구부분에 밀봉하고 내구성이 큰 용기에 이중으로 보관하여 비산을 방지할 수 있다.

빗물에 의한 침수를 방지하기 위해 임시저장시설 외부에 방수용 덮개를 설치하여 빗물의 침투를 방지한다. 또한 방수용 덮개의 중앙부를 높게 설치하여 덮개 내 빗물고임을 방지할 수 있다. 시설 내 바닥부분의 빗물고임을 방지하기 위해 방수층 및 배수로 설치가 필요하다.

방사성물질의 유출방지를 위해 시설 하단부에 내구성 및 방수성이 높은 차수시트를 적절한 두께로 설치하여 방사성물질의 유출을 방지할 수 있다. 또한 방사성세슘에 대하여 흡착능력이 강한 점토 또는 제올라이트 등을 시트에 혼합하여 방사성세슘의 유출을 억제할 수 있다.

2.5 유해가스 배출 관리

식물의 뿌리, 잔가지 등 유기물질이 포함된 부패성 폐기물로 인하여 메탄가스 발생, 악취 발생, 온도 상승 등이 발생할 수 있다. 따라서 부패성 폐기물을 보관할 경우 이를 방지하기 위하여 배기시설을 설치하여 시설의 온도, 일산화탄소 등 유해가스 농도를 측정 및 배출하는 것이 바람직하다. 배기시설 설치 시 빗물 유입 방지, 접합부 파손 방지 등을 고려하여야 한다.

2.6 환경방사선 감시

시설 내 제염폐기물 반입 중 또는 반입 후, 안전성 확보를 위하여 공간 감마선량률 감시가 정기적으로 이루어져야한다. 공간 감마선량률은 시설 외각의 경계부분에서 지표로부터 1 m 높이 지점과 시설의 중앙 상단에 설치하여 선량한도를 초과하지 않도록 감시가 이루어져야한다.

또한 시설로부터의 방사성물질 유출을 감시하기 위해 시설 인근의 지하수 및 침출수 내 환경방사선 감시가 정기적으로 실시되어야 한다. 시료 채취 장소의 경우 지역특성에 따라 상이하게 실시할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 제염폐기물 임시저장시설 설계 특성에 따른 기술 지침을 개발하였다. 본 지침에서는 인근 주민 및 작업자의 안전성 확보를 목적으로 시설의 구조적 설계, 방사선 차폐, 방사성물질의 유출 방지, 유해가스 배출, 환경방사선 감시 등을 고려하였다.

본 연구의 결과는 제염폐기물을 일시적으로 보관할 수 있는 시설 설계 시 기준 지침으로 활용될 것으로 판단된다. 또한 향후 대형부지 제염으로 인한 폐기물 관리방안 및 지침 개발에 기여할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지기술평가원의 에너지기술개발사업 (No.20141510101630)의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Ministry of Environment, Guidelines Pertaining to the Collection and Transfer of the Removed Soil Part 3, 2nd Edition, (2013) (Japanese).

방사성폐기물 처분시설 2단계 표층처분시설의 방사성배수계통 설계

신무갑[1*], 나한정[1], 봉흥종[2]
[1]한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
[2]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*mgshin@kepco-enc.com

1. 서론

원자력발전소를 포함한 원자력시설에서 발생하는 중·저준위방사성폐기물을 안전하게 격리시키기 위해, 경주시 방사성폐기물 처분시설은 10만드럼 규모의 1단계 동굴처분시설을 시작으로 단계별로 증설하여 총 80만 드럼의 처분용량을 계획하고 있다. 2단계 처분시설은 저준위 및 극 저준위 방사성폐기물을 처분하기 위해 200 L 드럼기준 25만 드럼(1차분: 12.5만 드럼)을 처분할 수 있는 용량을 가진 표층처분방식의 시설로 개발되며, 1차분 20개소의 처분고를 포함하여 지하점검로 및 Sump Pump Room과 지상지원시설 등으로 구성된다.

2단계 표층처분시설의 운영 중 및 부지 폐쇄전까지 처분고에서 발생할 수 있는 침투수, 지하점검로 및 지원시설 중 통제건물 등에서 발생되는 방사성폐액을 수집, 저장하고 1단계 동굴처분시설 내 액체방사성폐기물처리설비로 이송할 수 있는 방사성 배수계통을 설계하였다. 방사성배수계통은 침투수 집수조를 포함한 각 집수조 및 집수조펌프, 관련 배관 및 밸브, 감시 및 시료채취조 등으로 구성되며, 1일 발생가능한 최대 강수 유입량을 기준으로 침투수집수조 용량을 산정하였다.

2. 본론

2.1 방사성배수계통 설계 개념

2단계 표층처분시설 운영 중 및 부지 폐쇄전까지 처분고에서 발생할 수 있는 침투수, 지하점검로 및 통제건물 등에서 발생되는 폐액을 수집 및 저장하고 액체 시료분석을 통해 방사성 오염폐액은 이동형방사성폐액탱크를 사용하여 1단계 동굴처분시설 내 액체방사성폐기물처리설비로 운반하여 처리한다. 시료분석 결과 소외 배출이 가능한 경우의 폐액은 방사선감시기 및 배수로를 통해 환경으로 배출시킨다. 방사성배수계통의 공정 흐름도는 Fig. 1과 같으며, 설비의 주요 사양은 Table 1과 같다.

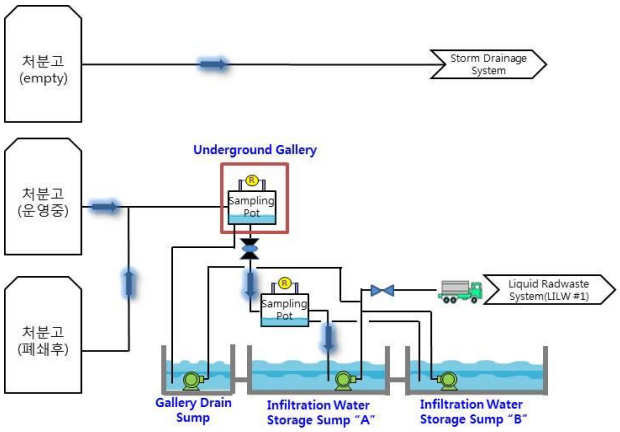


Fig. 1. Flow Diagram for Radioactive Drain System.

Table 1. Sump related for Radioactive Drain System

Item	Capacity	
침투수 집수조 "A"	125 ton	
침투수 집수조 "B"	125 ton	
점검로 집수조	5 ton	
통제건물 집수조	5 ton	
Item	No.	Capacity
침투수 집수조 "A" 펌프	2 Ea	75 gpm
침투수 집수조 "B" 펌프	1 Ea	75 gpm
점검로 집수조 펌프	1 Ea	30 gpm
통제건물 집수조 펌프	2 Ea	30 gpm
감시 및 시료채취조	27 Ea	

2.2 방사성배수계통 설계 특성

운영중인 처분고는 지붕이 있는 이동형 크레인으로 드럼을 취급하고, 처분이 완료된 처분고는 상부 콘크리트 슬래브 밀봉 및 뒷채움 후 제도적 관리기간 동안 강수 등 처분고로의 유입수의 양을 최소화하기 위해 처분덮개를 설치한다. 따라서, 처분고에서는 기본적으로 침투수의 유입을 최소화하도록 설계된다.

각 처분고에는 침투수의 유입 여부를 감시하기 위한 감시 시료채취조가 설치된다. 감시 및 시료채취조는 처분고별로 20개, 처분열별로 6개 및 감시 및 시료채취의 편의성을 위해 주점검로 내의 1개로 구성된다. 발생된 침투수는 모두 침투수 집수조"B" 또는 "A"(추후증설시)로 유입되며, 침투수 집수조 "B"의 침투수 및 점검로 집수조의 배수폐액은 각

각의 집수조 펌프를 통해 배수되도록 하며 유입되는 양이 많을 경우 연결로를 통해 침투수 집수조 "A"에 Overflow되도록 설계된다.

침투수 집수조"A"에 수집된 침투수 및 배수폐액은 액체 시료분석 후 방사선감시기 및 배수로를 통해 환경으로 배출시킨다. 시료분석 결과 소외 배출이 불가능할 경우 방사성폐액은 1단계 동굴처분시설 내 액체방사성폐기물처리설비로 이송하기 위해 이동형방사성폐액탱크를 사용하여 운반한다.

2.3 집수조 용량 산정

2.3.1 침투수 집수조 용량

침투수 집수조 용량은 다음의 인자 및 가정사항을 고려하여 산정되었다.

a. 처분고 1개 면적 [20 m x 20 m]=400 m^2
b. 실측된 일일 최대 강수량: 516.4 mm/day
c. 1.2의 안전여유도(Safety Margin) 반영
d. 이동형 크레인(Movable Crane Structure)의 지붕 유실 시 1일 최대 강수량 고려

따라서, 1개 처분고에 유입되는 최대 침투수량은

0.5164 m/day x 400 m^2 = 206.56 m^3/day (1)

이며, 안전여유도를 고려한 침투수 집수조 용량은

206.56 m^3/day x 1.2 = 247.8 m^3/day → 250 m^3/day (2)

으로 산정되었다. 다만, 침투수 집수조는 운영 및 보수를 고려하여, 총 요구되는 용량 대비 각각 50%의 용량(125 ton)을 가지는 침투수 집수조 두 개로 설치한다.

2.3.2 점검로 및 통제건물 집수조 용량

약 5 톤(ton)의 용량을 가지는 이동형방사성폐액탱크를 사용하여 방사성배수계통에서 발생된 폐액을 1단계 동굴처분시설 내 액체방사성폐기물처리설비로 이송하여 처리된다. 통제건물은 대부분이 비방사성 관리 구역이며, 단지 작업자로부터 발생되는 인체 제염수만 방사성배수계통으로 유입된다. 또한 점검로에 설치된 배수로에서 발생되는 폐액만 점검로 집수조에 유입되므로, 점검로 집수조 및 통제건물 집수조에 유입되는 폐액양은 많지 않을 것으로 판단된다. 따라서 점검로 집수조 및 통제건물 집수조의 용량은 이동형방사성폐액탱크의 용량과 동일하게 각각 5 톤(ton)으로 결정하였다.

2.4 집수조 펌프 용량 산정

2.4.1 침투수 집수조펌프 용량

침투수 집수조펌프 용량은 다음의 인자 및 가정사항을 고려하여 산정되었다.

a. 작업자 운전시간: 8 hours/day
b. 1.1의 설계여유도(Engineering Margin) 반영

따라서, 침투수 집수조펌프 용량은

33,021 gal/[8(hr) x 60(min)] = 68.8 gpm (3)
68.8 gpm x 1.1 = 75.6 gpm → **75 gpm** (4)

으로 산정되었다.

2.4.2 점검로 및 통제건물 집수조펌프 용량

점검로 및 통제건물 집수조펌프 용량은 다음의 인자 및 가정사항을 고려하여 산정되었다.

a. 집수조 내 모든 폐액을 이동형방사성폐액탱크로 이송하는 시간: 1 hour
b. 1.1의 설계여유도(Engineering Margin) 반영

따라서, 점검로 및 통제건물 집수조펌프 용량은

1,320 gal/[1(hr) x 60(min)] = 22 gpm (5)
22 gpm x 1.1 = 24.2 gpm → **30 gpm** (6)

으로 산정되었다.

3. 결론

2단계 표층처분시설에 설계된 방사성배수계통은 이동형 크레인의 지붕 유실 시 1일 최대 강수량을 수용할 수 있으며, 방사성 오염폐액은 이동형방사성폐액탱크를 사용하여 1단계 동굴처분시설로 이송하여 처리하도록 충분한 용량으로 설계되었다.

4. 참고문헌

[1] M.G. Shin and H.J. Na, System Description of Radioactive Drain System for LILW #2, KEPCO-ENC (2015).
[2] H.J. Na and M.G. Shin, Disposal Facility Operating Plan , KEPCO-ENC (2015).

고건전성 용기의 A형 운반용기 조건 낙하해석평가

이상훈*, 최효준
계명대학교, 대구광역시 달서구 달구벌대로 1095
*shlee1222@kmu.ac.kr

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 폐기물의 처분을 위하여 사용하는 처분용기는 다양한 성능요건을 만족시켜야 한다. 이러한 요건들은 [1]의 문서에서 정리한 바와 같이 일반요건, 재질요건, 용기요건, 관리요건, 품질보증요건 등으로 분류될 수 있으며 관리요건에서는 처분용기가 인양/운반에 있어서 A형 방사성물질 운반용기의 기술기준을 만족시켜야 한다고 적시하고 있다. A형 방사성물질 운반용기가 갖추어야할 기계적 저항성은 정상운반조건을 고려한 낙하, 관통, 적층시험에서 방사선 차폐성능 20% 이상 감소, 내용물의 유출 및 비산을 야기할 구조적 손상의 발생 여부로 평가하는데 본 연구에서는 처분용기로 개발된 폴리머콘크리트 고건전성용기(HIC)의 A형 운반용기 낙하조건을 고려한 해석 평가를 수행하였다.

2. 폴리머 콘크리트 고건전성용기

고건전성용기는 300년 이상의 장기간 동안 구조적 안전성과 건전성이 입증된 처분용기를 말하며 본 연구에서 고려된 용기는 폴리머 콘크리트를 주재료로 하는 용기이다. 폴리머 콘크리트는 유기재료인 폴리머를 결합재로 사용하는 콘크리트로서 일반 콘크리트에 비하여 높은 인장, 휨, 압축강도를 가지며 내약품성, 내마모성, 방수성, 동결융해에 대한 저항성, 절연성 등 처분용기로서 우수한 특성을 지니고 있다. 본 연구에서 다루어진 용기는 Poly-Ethylene (이하 PE) 재질의 내부 용기가 내용물인 액체폐액 건조분말 혹은 폐수지 고화체를 1차 포장하고 폴리머 콘크리트가 1차 용기의 외부를 완전히 감싸 구조적 지지 및 방사선 차폐성능을 제공하는 개념이다. 콘크리트 구조의 보호를 위하여 철제 외부 쉘이 콘크리트 전체를 감싸고 있으며 용기의 뚜껑에는 콘크리트 차폐체 및 빗물 차단용 뚜껑이 별도로 설치된다. 용기 전체 무게는 농축폐액 건조분말의 경우 약 2.1 톤인데, 이 중 내용물의 무게가 대략 800 kg 이다. 그림 1은 용기의 개념도이다.

Fig. 1. Concept of polymer concrete HIC.

3. A형 운반용기 낙하시험 조건

정상운반조건 시 방사성물질 운반용기의 낙하시험 조건은 IAEA의 방사성물질의 안전운반에 관한 규정 그리고 국내 원자력안전위원회고시 제2014-050 제 45조에 기술되어 있다. 이 시험들은 살수시험, 자유낙하시험, 적층시험, 그리고 관통시험으로 구성되며 여기서 자유낙하시험은 용기를 충분히 단단한 바닥면에 법규상에 지정된 높이에서 용기가 가장 큰 손상을 입을 수 있는 자세로 낙하시키도록 되어 있다. 용기의 무게에 따라 낙하높이는 달라지며 무게 5톤 미만의 용기는 용기의 가장 낮은 부분에서 바닥면까지의 거리가 1.2 m가 되도록 하여 낙하를 하도록 적시되어 있다.

이 때 이 용기가 만족시켜야할 기준은 차폐성능 감소가 초기 20%미만, 방사성물질의 비산 및 유출이 없어야 한다는 것이다.

4. 자유낙하 구조해석평가

4.1 구조평가의 척도

앞 장에서 설명한 A형 용기 낙하시험 조건을 고려한 구조평가를 수행하였다. 고건전성용기의 구조요건이 앞 장에서 기술한 바와 같이 방사선 차폐능 및 격납성능으로 기술되어 있기 때문에 구조해석을 통한 결과를 상기 두 가지 성능으로 해석하는 과정이 필요하다.

방사선 차폐성능의 감소와 관련하여서는 차폐 기능을 담당하는 콘크리트 차폐벽에 유의한 손상의 유무로 판단할 수 있다. 즉 콘크리트의 탈락 혹은 벽면을 관통하는 균열이 발생하면 이로 인한 차폐능의 감소를 예측할 수 있을 것이다. 다만, 연속체 역학에 입각한 동역학적 구조해석을 통하여 얻어지는 척도로는 상기 물리량들을 정확히 예측하는 것은 불가하며 이에 본 연구에서는 취성재료인 콘크리트 내부에 발생하는 최대 주응력의 크기로 균열 및 파손 발생가능성을 평가하고 최종적인 차폐능의 감소는 추후 시험적인 방법으로 평가하도록 하였다. 일반적으로 콘크리트는 압축강도가 인장강도의 10배가 넘고 취성이 강한 재료이므로 최대 주응력으로 재료의 건전성을 평가하는 것이 타당하다고 알려져 있다.

두 번째로, 내용물의 유실 관련해서는 용기의 격납경계를 형성하는 PE 용기와 뚜껑의 낙하 시 구조적 건전성 유지 여부로 평가가 가능하다. 내용물의 타격, 뚜껑 자체의 관성력이 용기와 뚜껑 사이의 결합이 유지되는 범위를 초과하거나, 용기에 설치된 오링을 적절히 눌러질 수 있는 압축력이 손실되는 한도를 초과하게 되면 내용물이 유실될 가능성이 있다고 볼 수 있다.

4.2 구조해석 모델

앞 절에 언급된 평가척도들을 계산하기 위해서는 외연적 시간적분을 이용한 동해석과 더불어 상세한 뚜껑부의 해석을 위한 정해석이 수반되어야 한다. 아래 그림은 고건전성용기의 동적해석을 위한 유한요소모델이다.

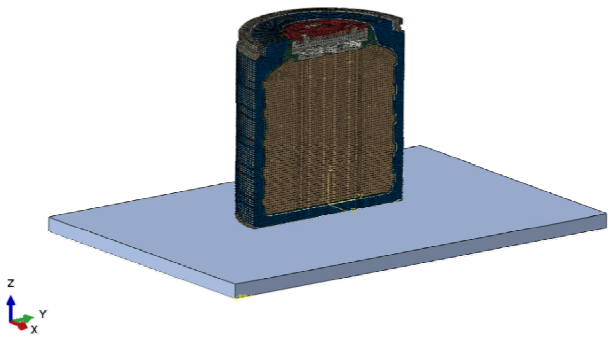


Fig. 2. Finite element model of HIC.

위 그림의 모델은 대칭면을 기준으로 절반만 실물을 모델링하고 대칭 경계조건을 부여하였으며 약 17만개의 요소로 구성되어 있다. 외부 철제 쉘만 쉘요소로 모델링 되었으며 나머지는 육면체 요소가 사용되었다. 바닥은 강체로 모델링되었다.

4.3 구조해석 결과

아래 그림은 바닥부 수직낙하자세로 1.2 m에서 용기를 강체면에 낙하시켰을 때 최대 변형에너지가 발생하는 순간의 응력분포이다.

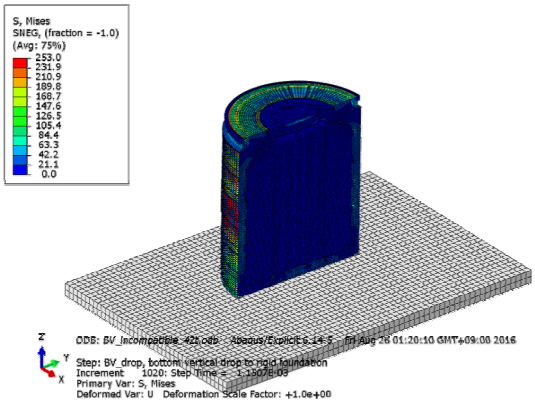


Fig. 3 Mises equivalent stress at time = 1.15 ms.

폴리머 콘크리트 내부에 발생하는 응력에 대한 분석은 현재 진행 중이며 외부 모서리 등 형상의 특이성이 존재하는 부분에 응력 집중으로 인한 높은 응력이 관찰되나 매우 국부적인 현상으로 보여지며 전체적 차폐능에 손실을 가져올 만한 파손에 대한 평가는 보다 정밀한 분석이 필요하다. 또한 뚜껑의 열림에 대한 평가 역시 상세한 뚜껑 모델 개발 후 결과가 도출될 예정이다.

가장 큰 응력이 발생하는 부위는 전체를 감싸고 있는 철제 쉘이며 크기는 250 MPa정도로 계산되었다.

5. 결론

폴리머 콘크리트 재질의 고건전성용기의 A형 운반용기조건을 고려한 낙하해석 평가를 진행 중이다. 대부분의 재질이 규격재질이 아닌 점, 구조해석의 결과를 바로 차폐능의 결과로 해석하는 것이 불가하다는 점, 그리고 내용물이 유동성이 강한 파우더 재질이라는 점 등이 구조해석 상 난맥이 되고 있다. 추후 상세하고 정밀한 결과 도출 후 시험결과와 비교 분석을 통하여 본 연구에서 제시하고 있는 해석 및 평가의 방법론을 검증할 예정이다.

6. 참고문헌

[1] 정찬우 외 5, 방사성폐기물 처분용기 기술기준 개발 방향, 2007 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, 85-86, 2007.

토양제염 성능평가 시 Code 분석을 이용한 수행에 필요한 입력인자 분석 연구

김선일, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*kingdom17c@naver.com

1. 서론

발전소 해체 및 의도치 않은 핵종노출 시 원자력 관련 시설 주변의 토양은 환경복원 및 공업용지로의 재사용을 위해 토양제염이 불가피하다. 본 연구에서는 토양제염이 이루어진 후 성능평가 방법 중 하나인 Code를 이용한 성능평가를 수행하기 위해 필요 인력인자에 대해 분석하였다.

2. 본론

2.1 토양제염 공정

토양제염 방법은 다양한 방법이 제시 되어있으나 효율적인 토양제염 방법은 제염 후 발생폐기물량이 적어야 하며 토양제염 성능 또한 우수해야 한다. 방사성 물질 중 Cs는 노출되었을 때 반감기가 약 30.2 년에 달하고, 흡입시 체내에서 포타슘과 유사한 거동을 보이기 때문에 체내에 흡수될 경우 장기와 근육에 쉽게 축척되어 배출이 잘 되지 않고, 골수암, 폐암 등 각종 암을 유발할 수 있는 인체에 치명적인 방사성 물질이다. 이로 인해 Cs은 방사서우 물질이 환경으로 노출되었을 시 가장 중요하게 고려되는 물질이다.

Cs로 오염된 토양을 제염하기 위해 식물재배 , 동전기법, 토양세척법 등의 다양한 제염기술이 개발되었으나 현장투입 및 대량의 토양을 처리 하기하기에는 기술의 완성도가 미흡한 상황이다.

이러한 기술의 제염효율을 높이기 위해서는 방사성물질 흡착성능이 뛰어난 흡착제를 사용하는 방법이 있다. 토양제염 공정 중 흡착제를 사용하게 되면 흡착제의 최대 흡착능을 분석하여 토양제염기술의 제염 성능을 평가할 수 있다.

2.2 흡착 성능평가

일반적으로 흡착제의 최대 흡착량을 평가는 방법은 흡착평형(Absorption Equilibrium)을 이용하여 나타낼 수 있다. 흡착평형은 흡착물질의 농도와 흡착제의 흡착되는 흡착양과의 평형관계를 나타내는 것으로 흡착등온식(Adsorption Isotherm)으로 표현한다.

흡착평형 계산이 가능한 Code에는 PHREEQC, WATEQ, MINTEQA2 등이 있으며 흡차등온식(Langmuir, Freundlich, Extended Freundlich 등) 기능이 포함되어 있고 인터페이스가 Window인 Visual MINTEQ가 흡착등온을 계산하기 적합하다.

Table 1. Feature of Chemical Equilibrium Model

capabilities	WATEQ	Visual MINTEQ	PHREEQC
ion speciation	●	●	●
K at system temp	●	●	●
Redox equilibrium	●	●	●
Gas phase equilibrium	●	●	●
Saturation indices	●	●	●
Database	●	●	●
Mass transfer		●	●
Ion exchange		●	●
Adsorption isotherm		●	
Surface complexation		●	●
Titration		●	●
Reaction path			●

2.3 Code 입력인자 분석

Visual MINTEQ Code로 흡착제의 흡착등온을 계산하기 위해 흡착제와 Cs의 molal 단위의 Component가 필요하다. 따라서 선행적으로 흡착제의 성분을 MSDS (물질안전보건자료)으로 화학성분(%)을 분석하였다.

흡착제는 '원전 사고로 인한 광역의 Cs 오염토양 무산(Non-Acid)제염 공정기술 및 장비개발 개발'과제 중 개발한 J-AF 이다.

Table 2. Percent(%) of J-AF Components

Al_2O_3	SiO_2	Fe_2O_3	CaO	MgO
21.74	0.12	18.75	18.01	8.13
K_2O	Na_2O	SO_3	Cl	OH
2.12	11.62	6.29	0.13	13.08

Table 3. Weighting Percent(%) of Components

Al_2O_3	21.74	K_2O	2.12
Al_2	52.9251%	K_2	83.0148%
O_3	47.0749%	O	16.9852%
SiO_2	0.12	Na_2O	11.62
Si	46.7435%	Na_2	58.9645%
O_2	53.2565%	O	41.0355%
Fe_2O_3	18.75	SO_3	6.29
Fe_2	69.9426%	S	40.0496%
O_3	30.0574%	O_3	59.9504%
CaO	18.01	Cl	0.13
Ca	71.4691%	Cl	100%
O	28.5309%		
MgO	8.13	OH	13.08
Mg	60.3036%	OH	100%
O	39.9664%		

흡착제의 성분을 분석하여 Visual MINTEQ의 Component에 입력하고자 할 때, 원하는 원소가 database에 없는 경우가 있다. 그럴 경우에는 원소들 간의 결합을 아래와 같이 이용하여 필요한 원소들을 molal 단위로 환산한 후 적용할 수 있다.

Al_2O_3 mole wt = 101.9612g (1)

3 species in reacion

$-6.000\ H^+ \quad 2.000\ Al^{3+} \quad 3.000\ H_2O$ (2)

logK= 19.652400 deltaH= -258.590100 kJ (3)

2.4 향후 실험 계획

흡착제 성능평가를 계획함에 있어 모의폐액의 제조는 토양과 방사성물질이 토양세척법을 이용하여 제염공정이 이루어진다고 가정하였다. 모의폐액은 세슘(Cs), 니켈(Ni), 카드뮴(Cd)을 각 10 ppm이 되게 제조하고 토양에 중금속 및 방사성 물질이 흡착을 가정하기위해 체거름(Sieving)을 통해 고운 황토를 약 1,000 ppm 추가 투여하여 약 24 시간 연속 혼합한다. 혼합된 모의폐액에 J-AF를 100 ppm, 500 ppm, 1,000 ppm의 농도로 주입한 후 400 rpm으로 2 분간 급속교반하고 150 rpm으로 완속 교반한다. 교반이 끝난 모의 폐액은 침전 후 상등액만 소량 분취하여 필터링 후 ICP-OES로 측정하여 방사성물질의 잔류농도를 측정한다.

ICP-OES로 측정한 실험 조건과 동일한 pH, I.C, 흡착제와 Cs의 molal 등을 Code에 적용하여 도출된 결과 값을 R^2을 적용하여 비교할 예정이다.

3. 결론

원전사고 또는 원전 해체 시 토양제염은 필수적이다. Visual MINTEQ Code의 입력 인자의 분석을 통해 흡착등온을 계산하여 토양제염 공정중 하나인 흡착제의 성능을 정확히 평가할 수 있다면 추후 중금속 및 방사성물질로 오염된 토양에 가장 적합한 흡착제를 제시할 수 있을 것이다. 또한 토양제염 공정장치의 효율을 증진 시킬 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] 김선일, 이상헌, 송종순 "토양제염 방법의 현장 적용을 위한 기술평가 및 성능평가 Code 분석" 한국방사성폐기물학회지 13(1) 241-242 (2015).

[2] 김계남, 원휘준, 김민길, 정종현, 박진호, 오원진 "동전기적방법을 이용한 방사능 오염토양 내의 방사성핵종 제거" 한국원자력학회 2004 춘계학술발표회 논문집.

[3] 장세은, 이민희 "우라늄 함량이 높은 국내 토양에 대한 토양학적 특성 규명 및 토양세척법의 적용성 평가" 한국지하수토양환경학회지13(5) 8-19 (2008).

[4] "원자력시설 제염해체기술 개발" 기술보고서 KAERI/PR_3121/2009.

국외 표층처분시설의 최종 덮개 설계 현황

권기정*, 윤정현, 조현진
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 가정로 168번길
*kjkwon@korad.or.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물의 처분방식은 폐기물의 특성과 처분부지의 지형 및 지질조건과 처분부지 주변의 각종 환경적인 여건을 종합적으로 고려하여 결정할 사항이며, 경주방폐장 2단계 건설 사업은 표층처분시설로 형태로 2019년 말 완공을 목표로 추진하고 있다.

표층처분시설 처분고 내 방사성 핵종의 누출은 최종 덮개 시스템(Final Cover System)을 통해 침투하는 강수의 영향이 가장 크며, 시간이 지남에 따라 최종 덮개 시스템이 점차적으로 손상되면서 처분고 내로 침투하는 강수의 양 역시 증가하게 된다. 즉, 덮개 시스템은 처분고로의 강수의 침투를 제한하는 역할을 수행하며, 이를 위해 덮개 시스템의 설계는 장기간의 처분안정성을 담보하는데 무엇보다 중요하다고 볼 수 있다.

본 논문에서는 국외 표층처분시설 중 프랑스 로브처분시설의 최종 덮개 시스템과 벨기에 Dessel 처분시설의 설계특성을 고찰하였다.

2. 국외 표층처분시설 설계 특성

2.1 프랑스 로브처분시설

로브 처분시설은 라망쉬 처분시설의 경험을 바탕으로 1,000,000 ㎥ 용량으로 방사성폐기물의 운송 및 처분을 포함한 관리의 책임을 갖는 ANDRA의 주도적인 결정으로 건설 및 운영되고 있으며, 이러한 용량은 최소한 40 년 동안 프랑스에서 발생하는 저준위 폐기물을 처분할 수 있다. 폐기물 용기는 공학적 방벽역할을 수행하는 처분 구조물 콘크리트(이하 처분고)에 정치시키며,각 처분고의 기초는 지하수위 상부에 위치하며, 부지정지 면과 동일한 지 상형 구조형식을 가지고 있다. 로브처분시설의 최종 덮개 시스템은 Fig. 2에서 보는 바와 같이 덮개 상부 표면 설계를 모래톱 모양으로 하여 표면 유출을 최대화하였으며 1·2차 배수시스템 및 멤브레인을 통해 침투수에 대한 배수기능을 강화하였다.

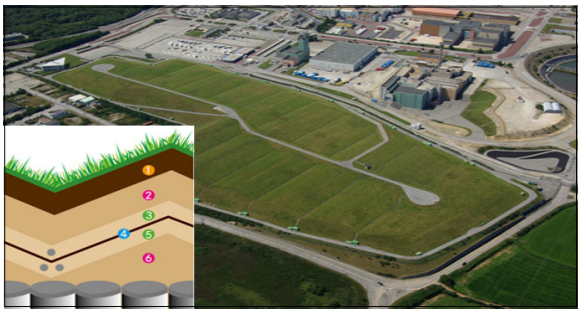


Fig. 1. The CSM Capping system consept.

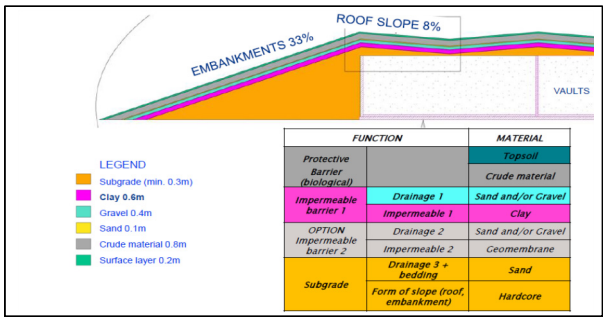


Fig. 2. Aube cover concept.

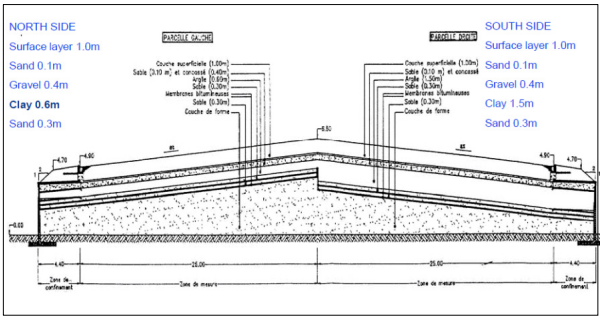


Fig. 3. Cover demonstrator at the CSA.

특히, 덮개 시스템에서의 표면유출, 증발산량의 일반적 특성을 반영하기 위해 라망쉬 처분장의 경험을 토대로 덮개 상부경사를 5~8도 설계로 표면유출을 최대화하였고, 증발산량의 경우 경사도를 8도로 설계하는 것이 가장 효율적인 것으로 나타났다. 또한 차수 및 배수 기능을 보완하기 위해 사용한 멤브레인의 경우 역청 소재의 비트미너스 멤브레인을 사용하며, 17 년간 실증실험을 통해 내구성을 확보하였다.

현재 Andra는 로브 처분시설 내 Fig. 3와 같이 두 종류의 설계 개념으로 실증실험장치를 설치하여 10년 넘게 실증실험을 수행하고 있다. 이 장치는 점토층의 경우 시공성을 고려하여 최대 1.2 m까지 고려하고 있으며, 덮개 상부경사도 8%, 사면경사 33%로 설계하였다. 본 실험장치를 통해 사면경사의 경우 25% 내·외가 사면 슬라이딩 현상을 방지하는 것에 효과적이며, 모니터링 시스템의 경우 전자식보다는 아날로그 형태의 측정장치를 사용하는 것이 장기 모니터링 측면에서 효율적인 것을 알 수 있었다.

2.2 벨기에 Dessel 처분시설

벨기에의 경우 프랑스 로브 처분시설 처분덮개 개념에 영향을 받았으며, Fig. 2에서 보는 바와 같이 2열의 볼트를 동시에 덮는 설계 개념을 가지고 있다.

상부 덮개의 하중으로 인한 침하 방지를 위해 철재 Steel plate을 설치하였으며 사면쪽 침하 및 구조적 취약부분에 대해 Floating slab 설치를 고려하고 있는 것이 가장 큰 특징이다.

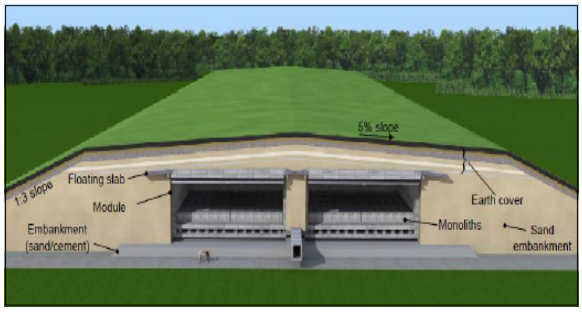


Fig. 4. The Dessel cover concept.

3. 결론

상기에서 살펴본 바와 같이 프랑스, 벨기에 모두 최종 덮개는 다중방벽 시스템으로(Multi-layer system)으로 구성되어 있으며, 프랑스의 경우 라망쉬 처분시설의 운영 경험을 바탕으로 개량된 최종 덮개 개념을 도출하여 현재 실증실험 중이며, 사면안정성, 침투수량, 처분고 내 수리유동, 내구성 평가 등 공학적방벽의 장기 안정성에 대해 실측데이터를 바탕으로 제도적 관리기간 동안 최종 덮개가 충분히 그 역할을 할 수 있는지에 대해 연구 중이다.

프랑스의 영향을 받은 벨기에의 경우 구조적 보강 방안을 강구하여 최종 덮개의 장기 내구성을 확보하는데 중점을 두고 있는 것을 알 수 있었다.

표층처분시설의 최종 덮개는 처분고 내로 유입되는 침투수량을 결정하는 핵심시설로 인허가 과정에서 주요 이슈로 부각되는 시설이다.

향후, 우리나라도 표층 처분건설 시에 덮개 성능을 장기간 실증할 수 있는 실증시설을 동시에 운영하여 성능 검증을 수행할 필요가 있다고 판단되어진다.

4. 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다 (No. 20141720100570).

5. 참고문헌

[1] CSA & CSM disposal facility Capping system presentation, Meeting with the Korean delegation (2015).

[2] Long-term evolution of the multi-layer cover “Project near surface disposal of category A waste at Dessel STB-NF-VER 1 (2010).

중수로 원전 발생 폐수지혼합물 시료채취 공정 개발

박규태[1*], 김경호[1], 박현오[1], 유정민[1], 최영구[1], 김여진[2]
[1](주)선광티앤에스, 서울특별시 구로구 공원로 3
[2]한국수력원자력(주), 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
*paradoxno1@hanmail.net

1. 서론

국내 중수로 원전 운영중 발생된 폐수지혼합물은 발전소내 저장탱크에 저장하고 있으며, 저장된 폐수지혼합물은 향후 원전해체 계획에 맞춰서 처리할 계획이다. 중수로 원전에서 발생되는 폐수지는 다양한 방사성핵종을 포함하고 있으며, 중수로 원전 폐수지의 처분물량 저감 및 처분비용 절감을 위해서 폐수지혼합물의 핵종분석 및 고농도 방사성핵종의 분리가 선행되어져야한다.

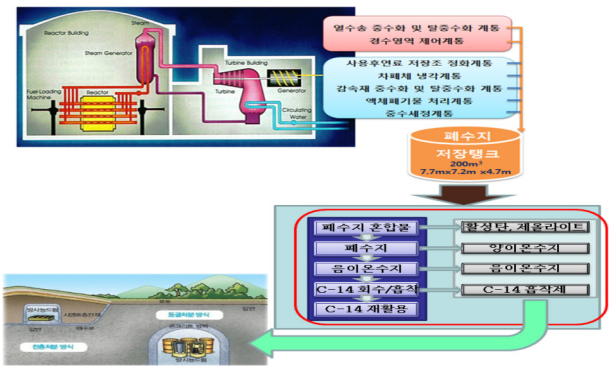


Fig. 1. Disposal of waste resin from CANDU.

본 연구는 중수로 폐수지혼합물 처분을 위한 처리기술 개발로써 폐수지혼합물 저장탱크로 부터 핵종분석 및 분리를 위한 시료채취 공정을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 시료채취 계획 수립

폐수지혼합물 시료채취를 위한 대상발전소와 저장탱크를 선정하고 시료채취 대상탱크의 특성을 분석하고 시료채취 지점 및 위치를 파악한다. 또한, 작업자의 방사선 피폭 최소화를 위해 폐수지 저장탱크 내 표면선량을 바탕으로 방사선방호 계획을 세운다.

2.2 폐수지혼합물 시료채취

2.2.1 임시방사선 관리구역 설정

본 연구에서 선정한 시료채취 대상은 월성1호기 #2 저장탱크로 상시에는 기계실로 운영되는 곳을 폐수지혼합물 시료채취를 위해 임시 방사선 관리구역으로 설정하고 시료채취 기간에는 작업자를 구분하여 작업자외 출입을 제한한다.

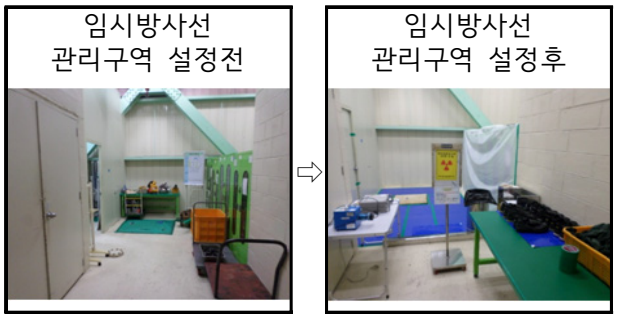


Fig. 2. Radiation area.

2.2.2 폐수지혼합물 채취구(맨홀 및 검사구) 개봉

폐수지혼합물 저장탱크는 기계실 하부에 위치하고 있으며 시료채취가 가능한 맨홀 및 검사구는 평상시 덮개로 닫혀있는 상태로 운영된다. 시료채취를 위해 맨홀부는 체인크레인을 이용하여 열고, 검사구는 스패너를 이용하여 열어 시료채취 준비를 한다.

맨홀 및 검사구 개봉시 삼중수소가 발생되므로 작업시에는 반드시 삼중수소 제거 마스크를 착용하고 작업에 임한다.

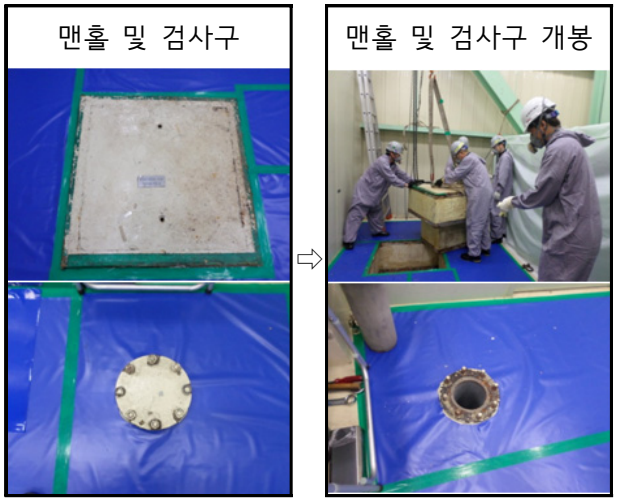


Fig. 3. Open the Manhole and Test hole.

2.2.3 폐수지혼합물 시료채취 장치 설치

본 연구를 위해 기 개발한 시료채취 장치를 이용하여 시료채취 지점에 지지대, 시료채취연결봉, 시료채집봉을 설치하여 시료채취 준비를 한다.

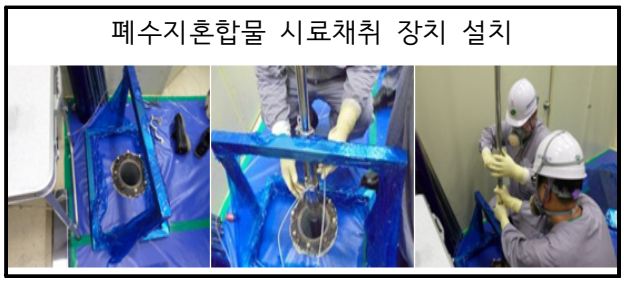


Fig. 4. Installing the sampling tool.

2.2.4 폐수지혼합물 시료채취 절차

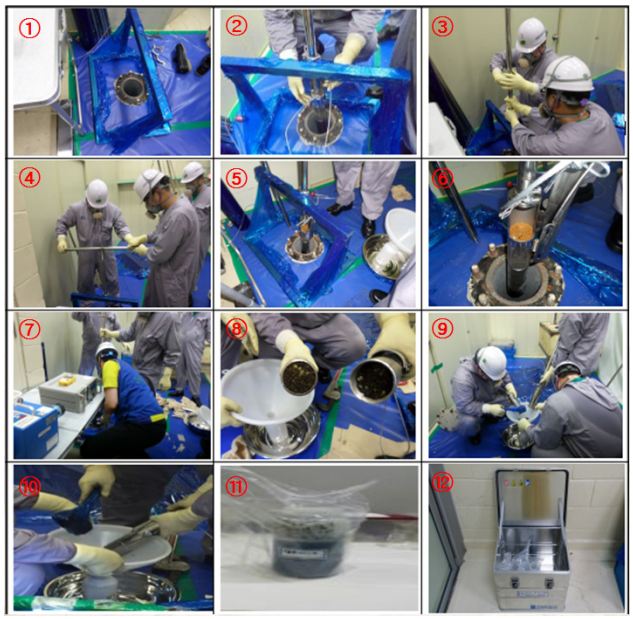


Fig. 5. Sampling process.

1) 대상 발전소 및 시료채취 대상 폐수지 저장탱크를 선정
2) 폐수지 혼합물 시료채취를 위한 공정설계대로 사전 작업 실시
3) 시료채집봉과 연결봉 1단을 연결
4) 시료채집봉과 연결봉을 지지대의 고정클램프에 고정
5) 원하는 시료채취 지점의 깊이에 따라 연결봉을 추가로 연결
6) 목표 지점까지 시료채취 장치를 시계방향으로 회전시키며 굴착
7) 목표지점에 도달 시 시료채집봉의 입구가 열리도록 시료채취 장치를 반시계방향으로 회전
8) 시료포집을 위해 약 10회 정도 회전
9) 시료채취가 완료되면 시계방향으로 회전시켜 시료채집봉의 입구 CLOSE
10) 시료채취 장치를 시계방향으로 회전시키며 들어 올림
11) 지지대 고정클램프에 고정 후 연결봉을 순차적으로 분리
12) 최종 연결봉과 시료채집봉을 분리하여 준비된 1 L 용기에 채취한 폐수지 혼합물을 수거
13) 수거된 용기에 채취시료 이력을 기재(채취 일자, 장소, 지점 및 표면선량 등)
14) 준비된 밀봉비닐(지퍼펙)을 이용하여 1차 포장 후 방사성물질 운반용기에 담아 보관

3. 결론

향후 원전해체 관련 폐수지혼합물 처분을 위한 시료채취 공정개발 및 시료채취 절차에 관한 연구로, 다양한 핵종의 방사성 물질이 다량 함유된 폐수지혼합물 저장탱크로부터 핵종 분석 및 폐수지 분리를 위한 간편하면서도 안전한 시료채취 공정으로 앞으로 관련분야 연구에 필요한 공정개발로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 2015년 원자력핵심기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 원전 폐수지 처리기술(C-14제거) 개발, 2006.
[2] "Analysis of 14C in the Spent Resin from Wolsong NPP", Young-Ku Choi외 5인, the Symposium on KNS, 제주, May., 2015.
[3] "14C Removal Technology for the Treatment of Spent Resin from Nuclear Power Plants : A Review", Young-Ku Choi외 5인, the Symposium on KNS, 태백, Oct., 2014.

방사성폐기물 고형화 공정 관리 절차 개발

김정명[1*], 조남찬[1], 주영종[1], 이승원[2], 한광호[2]
[1]한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
[2](주)케미콘시스템, 충청북도 진천군 광혜원면 죽현리 172-1
*jmk@knfc.co.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분시설 안전성분석보고서(SAR)에 따르면 "입자성 물질을 포함하는 폐기물은 비분산성이 되도록 처리하여 포장되어야 한다."고 명시되어 있고 "입자성 물질을 포함하는 폐기물이란 직경 0.01 mm 이하의 입자가 폐기물 무게의 1% 이상 구성되어 있거나 직경 0.2 mm이하의 입자가 15% 이상 구성되어 있는 것을 말한다."

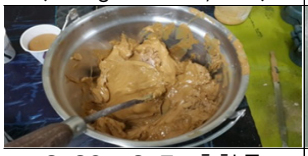
핵연료가공시설에서 발생하는 우라늄 함유 방사성 폐액 처리과정에서 발생한 석회침전물은 입자성 물질을 포함하는 폐기물로 분류되어 고형화 후 처분하여야 한다. KNF는 석회침전물의 고형화를 위해 시멘트 고형화 방법을 선정하였고, 처분적합성을 만족하면서 부피증가를 최소화 할 수 있는 고화제를 개발하였다. 최종적으로 고형화 기술을 방사성폐기물에 적용하기 위해서는 고형화 PCP(Process Control Program) 개발이 필요하다.

이에 본 연구는 방사성폐기물 고화제 개발 결과를 바탕으로 고형화 공정 관리 절차를 개발하여 처분적합성을 만족하는 방사성폐기물을 처분하는 것을 목표로 하고 있다.

2. 본론

2.1 고형화 대상 폐기물 특징

Table 1. Characteristic of Waste

폐기물 종류	
슬러지 폐기물 (Sludge Waste, SW)	분체 폐기물 (Dried Waste, DW)
	
- $CaCO_3$, CaF_2 혼합물 - 슬러지 상태 - 수분함량 : 30~50% - 암모니아 함유(Max.0.2%)	- $Ca(OH)_2$, $CaCO_3$, SiC 등의 혼합물 - 건조되어 응집된 상태 - 수분함량 : 0-3% - 이물질이 미량 포함

2.1.1 슬러지 폐기물

슬러지 폐기물은 핵연료가공시설에서 UF_6를 UO_2로 재변환하는 과정에서 발생하는 폐액을 처리하기 위해 소석회(Ca(OH)2)를 투입하여 침전된 슬러지를 말하며, XRD 분석 결과 $CaCO_3$, CaF_2가 주성분이며, 30-50%의 함수율을 가진다. 그리고 AUC공정 운영 시 일부 폐기물에 암모니아가 함유되어 있는 특징이 있다.

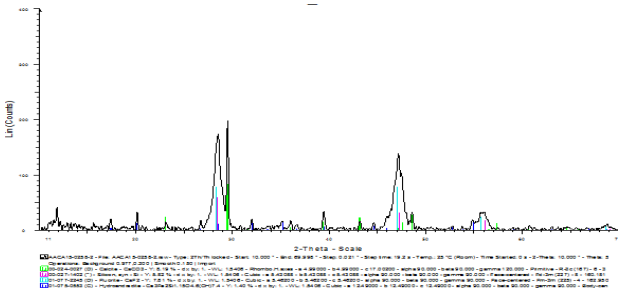


Fig. 1. XRD Analysis of Sludge Waste.

2.1.2 분체 폐기물

분체 폐기물은 핵연료가공시설 방사선 관리구역 내에서 발생하는 제염폐액, 세탁폐액 등에서 발생하는 폐액을 처리하기 위해 소석회($Ca(OH)_2$)를 투입하여 침전된 슬러지를 말하며, XRD 분석 결과 $Ca(OH)_2$, $CaCO_3$, SiC가 주성분이며, 건조가 되어 슬러지들이 응집되어 있다. 그리고 일부 폐기물에 이물질이 미량 포함되어 있다.

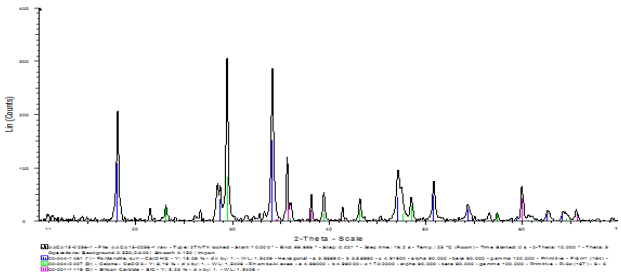


Fig. 2. XRD Analysis of Dried Waste.

2.2 고형화 공정 관리 절차

2.2.1 전처리

석회침전물 내 포함된 이물질 및 암모니아 제거를 위해 폐기물을 전처리하는 공정을 말한다. 전처리는 챔버 내 챔버믹서에서 이루어진다.

2.2.1.1 분체 폐기물은 스크린을 통해 이물질을 제거하고, 슬러지 폐기물은 별도의 이물질 제거 없이 투입한다.

2.2.1.2 분체 폐기물에는 물과 유동화제를 투입하고, 슬러지 폐기물에는 유동화제를 투입하여 유동

성을 확보한다.

2.2.1.3 암모니아 함유 폐기물은 암모니아 활성을 위해 온도를 40~45℃로 유지시키고 15시간 이상 교반하여 암모니아를 증발시켜 제거한다.

2.2.1.4 증발된 암모니아 가스는 암모니아 처리장치로 이송한다.

2.2.1.5 암모니아가 제거된 폐기물과 암모니아 미 함유 폐기물은 20분 이상 혼합한 후 시료채취 배관을 통해 시료 50cc를 채취하고 멀티믹서로 이송한다.

2.2.1.6 물과 유동화제의 투입량은 Table 2에 따른다.

2.2.2 암모니아 처리

일부 슬러지 폐기물은 암모니아를 함유하고 있어 암모니아 가스로 인한 처분장 성능 저하를 방지하기 위해 제거하여야 한다.

2.2.2.1 챔버로부터 이송된 암모니아 가스는 스크러버에서 묽은 황산 용액(5%이하, pH 3이하)으로 포집한다.

2.2.2.2 포집된 암모니아는 황산용액과 반응하여 황산암모늄($(NH_4)_2SO_4$)으로 형성되며 황산암모늄 용액의 농도가 25%이상이면 결정화기로 이송한다.

2.2.2.3 결정화기로 이송된 황산암모늄 용액을 증발농축하여 황산암모늄 결정으로 석출한다.

2.2.3 폐기물 혼합 및 포장

전처리 공정을 거친 폐기물의 방사능 농도 분석 및 고화제 균질 혼합을 하는 공정으로 균질성 확보가 중요하다.

2.2.3.1 멀티믹서로 이송된 폐기물은 가수하고 균질성 확보를 위해 20분 이상 혼합한다.

2.2.3.2 혼합된 폐기물의 방사능 농도 분석을 위해 시료를 450ml씩 1분 간격으로 3회 채취한다.

2.2.3.3 시료채취 후 고화제를 투입하여 균질성 확보를 위해 20분 이상 혼합 후 시료채취 배관을 통해 혼합물을 1분 간격으로 3회 채취하여 3개의 시편(D:50mm, H:100mm)을 제작한다.

2.2.3.4 시편제작 후 혼합물을 배출하여 200L드럼에 채움율이 90% 이상 충진시키며, 진행하는 동안 믹서는 저속으로 교반한다.

2.2.3.5 배출이 완료된 드럼은 밀봉하여 28일 이상 양생한다.

2.2.3.6 물과 고화제의 투입량은 Table 2에 따른다.

Table 2. Mixing Ratio by Weight

구 분	폐기물	유동화제	물[1)]	고화제
슬러지 폐기물	100[2)]%	1~4%	0~12%	30~35%
분 체 폐기물	100%	2~8%	60~80%	45~50%

주 1) 물은 고화체 내 함수율이 35~40%가 되도록 투입한다.
주 2) 슬러지 폐기물은 함수율 35%로 가정한다.

2.2.4 처분적합성 평가

2.2.4.1 처분적합성 평가주기는 다음과 같다.
1) 폐기물 특성 변경 시 : 최초 1회
2) 정기 평가 : 연 1회
3) 수시 평가 : 필요시

2.2.4.2 처분적합성 평가 기준은 Table 3을 따른다.

Table 3. Solidified Product Guidance

Test	Method
Compression strength	KS F2405
Thermal cycling	ASTM B553
Immersion	NRC「Technical Position on Waste Form」
Free liquid	ANS 55.1

3. 결론

방사성폐기물 고형화 공정을 구성함에 있어 방사성폐기물 각각의 특징 파악이 선행되어야 하며, 특징에 맞는 공정과 고화제를 적용해야 한다.

본 연구를 통해 개발한 고형화 공정 관리 절차는 석회침전물을 특징별로 적절한 전처리 공정과 일정한 고화제 배합비를 적용하여 동일한 성능의 고화체를 제조하고 주기적인 처분적합성 평가 방법을 포함한다. 그리고 공정을 운영하는 작업자의 안전을 고려하고 품질관리 방법도 포함한다. 이러한 공정 관리 절차를 방사성폐기물에 적용한다면, 처분적합성을 만족하는 방사성폐기물의 안정적인 처분이 가능할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] Frans Berkhout, “Radioactive Waste : Politics and Technology”, Routledge(1991).

알루미나계시멘트 고화제를 사용한 방사성폐기물고형화 및 배합조건에 따른 방사성폐기물고화체 기초물성 평가연구

박정훈[1*], 기경국[1], 김정명[2], 주영종[2], 조남찬[2]
[1]케미콘 기술연구소, 충청북도 진천군 광혜원면 죽현길 31
[2]한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
*jhpark@chemicon.co.kr

1. 서론

국내 핵연료가공시설에서는 다양한 방사성폐기물이 발생되고 있으며, 석회침전물과 같은 방사성폐기물은 분산성폐기물로 분류되어 고화시켜 처분해야 한다. 상기 방사성폐기물을 효과적으로 처리하여 최종 폐기물의 양을 최소화하고, 폐기물을 안정적으로 처분하기 위한 연구가 진행되고 있으며, 시멘트와 같은 무기계재료를 사용한 무기성 고형화공법이 유효한 것으로 조사되었다.

무기성 고형화공법은 방사성폐기물과 시멘트성 물질이 물과 혼합되어 수화반응을 통해 폐기물을 경화시키는 공법으로서, 시멘트 및 슬래그가 고화제의 주성분으로 사용된다. 특히 기존의 고화제에서 주로 사용하던 보통포틀랜드시멘트를 대신하여 알루미나계시멘트를 사용할 경우 최종 방사성폐기물 고화체의 부피증가율을 저감시키는 것이 가능한 것으로 조사되었으며, 이를 위해서는 유효한 목표물성을 만족하기 위한 고화제의 적정사용량을 설정하는 것이 주요하다.

이에 본 연구는 석회침전물 방사성폐기물을 대상으로 알루미나계시멘트 고화제의 사용특성을 분석하고 최적배합을 설정하기 위해 재료별 배합조건에 따른 물성검토실험을 실시하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 실험의 방사성폐기물은 분산성폐기물로서 산업공정 이후 소석회 물질에 흡착되어 십여년간 밀봉 및 저장되어 생성된 석회침전물이다. 본 연구에 앞서 기존 시멘트고화공법을 방사성폐기물에 적용하여 기본적인 물성을 검토하였으며, 그 결과 보통포틀랜드시멘트를 사용하여 혼합하는 과정에서 유동성이 부족하여 시편제작이 어려웠으며 암모니아냄새를 비롯한 가스발생이 활성화되는 것으로 나타났다. 또한 방사성폐기물 고화체시편의 압축강도가 목표성능수치에 미치지 못하였고, 압축강도실험을 통해 파단된 시편의 내부에서는 유리수와 균질하지 못한 응집체가 발견되었으며 이는 정상적인 시멘트 수화반응이 이루어지지 못했으며 불균질한 혼합이 진행된 것으로 판단된다. 따라서 방사성폐기물 고화제 및 고형화공법에서 고려되어야 할 사항으로서 작업성, 물리적안정성, 화학적안정성을 아래와 같이 설정하였으며 방사성폐기물, 고화제, 수분의 배합조건에 따른 실험을 수행하였다.

Table 1. Design of experiment

실험인자		수 준
폐기물	석회침전물 방사성폐기물	-
고화제	CAC 주성분 고화제조성물*1	-
유동화제	고성능 PC계 유동화제*2 (폐기물 × wt%)	2.5 %
재료별 배합비 (중량비)	고화제와 폐기물의 혼합비별 실험배합 (고화제 / 폐기물)	20/80, 30/70, 40/60, 50/50
	고화체 내 수분함량별 실험배합 (수분*3 / 고화체고형량*4)	35/65, 40/60, 45/55, 50/50

*1CAC 주성분 고화제 조성물
: CAC(Calcium Aluminate Cement)와 촉진제, 소포제, 유지제 등 화학첨가제로 구성된 무기계 고화제 조성물
*2고성능 PC계 유동화제
: 콘크리트산업에서 주로 사용되는 폴리카르본산계 감수제
*3수분
: 방사성폐기물의 수분의 중량과 고화체제조시 추가로 가수한 혼합수의 중량을 합친 값
*4고화체고형량
: 방사성폐기물의 수분을 제외한 고체폐기물의 중량과 고화제의 중량을 합친 값

Sludge phase of radioactive waste | Mixed with solidification agent and radioactive waste | Hardened radioactive waste

Fig. 1. Solidification of radioactive waste.

고화체 제작은 자동식 몰탈 믹서 (5L)에 폐기물과 유동화제를 투입 교반하여 액상형태로 균질하게 분산시킨다. 그리고 수분, 고화제를 투입하여 3 분간

혼합을 하고 유동성, 응결시간을 측정하고 고화체 시편 제작용 형틀을 사용하여 28 일간 양생을 실시하여 고화체시편을 제작한다. 이를 통해 제작한 고화체시편은 기본 압축강도를 비롯하여 침지실험, 동결융해저항 평가를 실시한다.

Table 2. Experimental methods

실험 단계	실험방법 및 평가규준	
굳지않은 폐기물고화체	유동성 (slump flow)	KS F 2428
	응결시간 (초결시간)	
경화된 폐기물고화체	기본압축강도	KS F 2405
	침지 압축강도	NRC*1
	동결융해 압축강도	ASTM B553

*1NRC : Technical position on waste form, rev.1 실험규준

2.2 실험결과 및 분석

2.2.1 굳지않은 폐기물 고화체 특성

Table 3, 4는 고화제와 폐기물의 혼합시 중량비에 따른 실험배합과 고화체 내 수분함량에 따른 실험배합별 굳지않은 폐기물고화체의 물성결과를 나타낸다. 고화제의 사용량이 증가함에 따라 유동성과 응결시간이 단축되며 특히 40%이상 증가할 경우 저감특성이 크게 나타났다. 고화제를 50% 사용할 경우 유동성과 응결시간이 크게 단축되었으나 폐기물고화체를 제작하는데 큰 어려움은 없었으며, 균질한 폐기물고화체 시편제작이 가능하였다. 한편, 고화체의 수분함량이 증가함에 따라 플로우가 증가하였으나 40%에서는 점성저하, 50%에서는 재료분리가 나타났으며 균질한 폐기물고화체 시편제작이 불가능하였다. 한편, 수분이 증가하여도 응결시간은 크게 변하지 않는 것으로 나타났다.

Table 3. Slump flow & Setting time (I)

구 분	고화제와 폐기물의 혼합비별 실험배합			
	20:80	30:70	40:60	50:50
플로우 (mm)	225	220	195	155
초결 (시:분)	4:00	2:30	1:40	0:50

*폐기물고화체의 수분은 35%로 설정하였음.

Table 4. Slump flow & Setting time (II)

구 분	고화체 내 수분함량별 실험배합			
	35%	40%	45%	50%
플로우 (mm)	220	230	235	250
초결 (시:분)	2:30	2:40	2:50	2:50

*고화제와 폐기물의 혼합 중량비는 25:75로 설정하였음.

2.2.2 경화된 고화체 압축강도 특성

Table 5, 6은 앞서 수행된 고화제와 폐기물의 혼합시 중량비에 따른 실험배합과 고화체 내 수분함량에 따른 실험배합의 경화된 폐기물고화체시편의 물성결과를 나타낸다. 전반적으로 고화제의 사용량이 증가할수록 일반, 동결융해 실험의 압축강도가 증가하였다. 침지실험에서는 고화제 사용량이 40% 이상 증가할 경우 균열이 발생되었다. 수분은 증가할수록 압축강도는 저가하였고, 침지실험에서 수분이 35%에서 균열이 나타났으나 40%이상에서 균열이 발생되지 않았다.

Table 5. Compressive strength (I)

구 분		고화제와 폐기물의 혼합비별 실험배합			
		20:80	30:70	40:60	50:50
압축강도 (MPa)	일반	3.54	7.45	12.21	15.78
	동결융해	3.27	8.24	13.17	17.42
	침지	3.68	8.38	12.62 (균열발생)	14.94 (균열발생)

Table 6. Compressive strength (II)

구 분		고화체 내 수분함량별 실험배합			
		35%	40%	45%	50%
압축강도 (MPa)	일반	5.58	5.43	4.29	3.48
	동결융해	5.86	6.13	4.48	3.22
	침지	4.68 (균열발생)	6.20	5.61	3.15

3. 결론

본 연구를 통해 석회침전물 방사성폐기물을 대상으로 알루미나계시멘트 고화제를 사용하여 고화제, 폐기물, 수분을 조절한 배합조건별 유동성, 응결시간, 압축강도를 평가하였다. 그 결과, 고화제사용이 증가할수록 압축강도가 증가하였으나 침지에서 안정성이 감소하였으며, 수분이 증가할수록 유동성이 증가하고 압축강도가 감소하였으나 침지에서 안정성이 증가하였다. 즉, 작업성, 강도 및 침지안정성을 고려한 최적배합은 고화제는 폐기물대비 25-30%, 수분은 40%가 유효할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 성석현, 정의영, 김기홍, "국내 방사성폐기물 특성과 방사성폐기물 처분시설 폐기물인수기준", 한국방사성폐기물학회 6(4), 347-356, Dec. 2008.

중수로 폐수지혼합물 분리기술 개발

박규태[1*], 유정민[1], 최영구[1], 김여진[2]
[1](주)선광티앤에스, 서울특별시 구로구 공원로 3
[2]한국수력원자력(주), 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
*paradoxno1@hanmail.net

1. 서론

국내 중수로 원전운전 중 발생되는 폐수지혼합물은 장반감기 핵종인 C-14 농도가 처분제한치보다 대부분 높아 기존 처리방법으로 처리가 곤란하여 발전소 내 대형 저장탱크에 저장하고 있다. 중수로 폐수지는 중준위 방사성폐기물로 분류되며, 개정된 방사성폐기물 분류기준에 의하여 동굴처분을 해야 하며 처리하지 않고 그대로 처분장에 보낼 경우 약 800억원의 처분 비용이 요구된다. 저장탱크 포화 및 향후 원전해체 계획에 따라 폐수지저장탱크 내 폐수지를 처리할 계획이며, 이를 위해서는 처분요건의 만족 및 처분 부피의 감용을 통한 폐수지의 처분비용 절감이 요구된다.

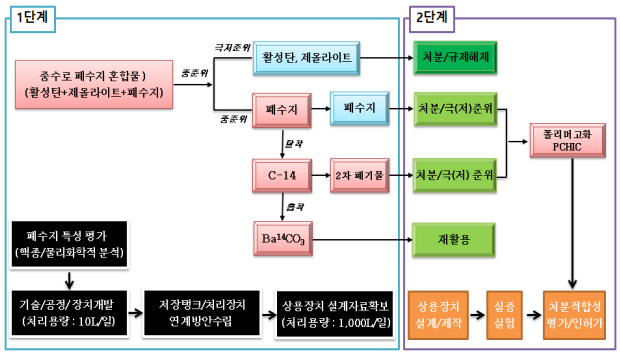


Fig. 1. The disposal scenario for spent resin mixture from heavy water reactors.

중수로 원전 폐수지 혼합물은 활성탄과 제올라이트 혼합물이 약 20%, 혼상수지가 약 80% 비율로 저장되어 있기 때문에 처분물량 저감 및 처분비용 절감을 위해서 혼합물의 분리가 이루어져야 한다.

본 연구는 중수로 폐수지혼합물 처분을 위한 처리기술 개발의 일환으로 폐수지혼합물 저장탱크에 저장된 폐수지혼합물로부터 활성탄, 제올라이트, 수지를 각각 분리 할 수 있는 폐수지 분리기술을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 수지혼합물 분리장치

저장탱크에 저장된 폐수지혼합물은 수지, 활성탄, 제올라이트, 저장폐액의 혼합물 형태로 구성되어있다. 분리장치 개발을 위한 선행 실험으로 모의폐수지혼합물 및 분리장치를 제작하여 혼합물로부터 액상을 분리하고, 각각의 입자 크기에 따라 체(Mesh)를 사용하여 수지와 활성탄, 제올라이트를 분리하였다. 수지혼합물 분리실험으로 실제 폐수지혼합물 분리에 가장 적합한 체(Mesh)와 분리조건을 모색하여 월성 1호기 #2 탱크의 폐수지혼합물 분리장치 제작에 적용하고자 한다.

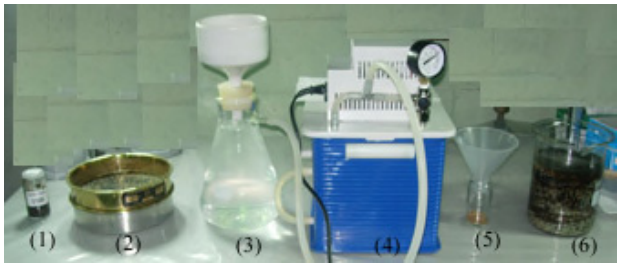


Fig. 2. The image of separation device for resin mixture.

2.2 수지의 입자크기 분석

혼합물로부터 수지를 분리해내기 위해 수지의 입자크기 및 특성을 분석하였다. 현재 원전에서 사용중인 수지를 확보하여 수지의 수침시간 및 여과시간에 따른 입자크기 변화를 분리장치와 Mesh를 이용하여 살펴보았다.

710 μm sieve를 통과하지 못하는 수지의 양은 0%이고, 300 μm mesh를 통과하는 수지의 양은 0.04% 이하이므로 수지는 300-710 μm 구간의 mesh로 대부분 회수가 가능하였다.

수침시간이 증가할수록 수지의 수분함유량 증가에 따라 입자크기가 증가하며, 액상여과시간이 길어질수록 건조가 많이 되어 수분량이 줄어드는 것을 확인할 수 있었다.

3 시간 정도 물에 담그면 수지의 최대 수분함유

량에 가까워져 그 이상 물에 담긴 경우 입자크기가 크게 변화하지 않는 것으로 확인되었다.

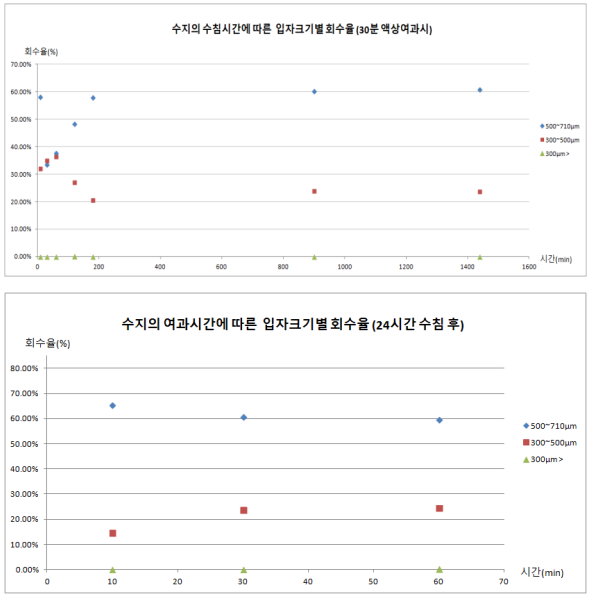


Fig. 3. Recovery rate of resin according to water immersion and filtration time.

2.3 수지혼합물 분리실험

수지 혼합물 분리실험을 위해서 현재 원전에서 사용 중인 활성탄, 제올라이트, 수지를 확보하여 현재 원전의 폐수지 저장탱크에 저장되어 있는 조건과 동일한 조건을 만들기 위해서 수지, 활성탄, 제올라이트를 1 주일 이상 충분히 물에 담가 둔 후 분리실험을 수행하였다. 향후 분리 공정을 단순화 하기 위해서 분리 과정에서 인위적인 진동이나 특정한 힘을 가하지 않고 단지 충분한 물과 수지혼합물의 자중에 의해서 분리실험을 진행하였다. 수분을 충분히 함유한 수지혼합물의 질량은 초기 질량에 비해서 크게 늘었으며, 초기 각 성분의 질량비와 분리 후 각 성분의 질량비를 측정하여 각 성분의 분리효율을 계산할 수 있다. 분리에 사용된 활성탄과 제올라이트는 대부분 850 μm sieve를 통과하지 못하고 분리되었으며, 수지는 전량 850 μm sieve를 통과하였지만 710-850 μm 및 500-710 μm sieve를 통과하면서 sieve에 많은 양이 끼인 상태로 남아 있었기 때문에 정확한 양을 측정하지 못하였다. 수지의 단독 분리 실험에서는 수지가 710 μm sieve를 모두 통과하였으나 활성탄, 제올라이트와 섞여있는 경우 수분으로 인해 달라붙어서 빠르게 통과하지 못하고 sieve에 많은 양이 남아 있었다. 결과적으로 수지혼합물을 분리하는 경우 수지는 850 μm sieve를 모두 통과하고, 활성탄과 제올라이트는 대부분 850 μm sieve를 통과하지 못하므로 Mesh 20(0.85 mm)을 이용하여 폐수지저장탱크에 있는 활성탄, 제올라이트와 수지를 효과적으로 분리해 낼 수 있을 것으로 판단된다.

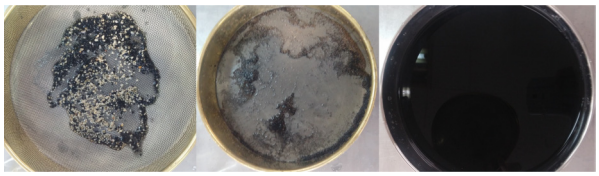


Fig. 4. The image of separation of resin mixture(mesh 850μm/300μm/waste fluid).

Table 1. Separation of resin mixture(mesh 850 μm/ 300 μm)

구분		초기 질량 (g)	초기 수분량 (g)	수침후 질량 (g)	수침후 수분함유율 (%)	850㎛ 이상 (g, %)	300~850㎛ (g, %)
1차	활성탄	5.02	0.52	9.15	50.6	18.52g 108.8%	0.00g 0.00%
	제올라이트	5.02	0.21	7.88	37.1		
	수지	5.02	2.01	5.50	45.1	0.00g 0.00%	5.15g 93.76%
2차	활성탄	5.02	0.52	8.41	46.29	18.92g 121.72%	0.00g 0.00%
	제올라이트	5.04	0.20	7.14	32.17		
	수지	5.13	2.05	5.72	46.29	0.00g 0.00%	5.65g 98.8%

3. 결론

월성원전 1호기 #2 탱크에 저장된 폐수지혼합물 분리장치 개발을 위한 모의 수지혼합물 분리실험을 수행하였다.

활성탄, 제올라이트, 수지로 구성된 수지혼합물을 분리하기 위해서 실험실 조건에서 다양한 체(Mesh)를 활용해서 각 성분들을 분리하였다. 그 결과 수지는 850 μm sieve를 모두 통과하였고, 활성탄과 제올라이트는 대부분 850 μm sieve를 통과하지 못하였다.

Mesh 20(0.85 mm)을 이용하여 폐수지저장탱크에 있는 활성탄, 제올라이트와 수지를 효과적으로 분리해 낼 수 있을 것으로 사료되며, 이 결과를 바탕으로 향후 폐수지 혼합물 분리장치를 개발하는데에 있어 효과적인 분리 공정을 고려하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 2015년 원자력핵심기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, 원전 폐수지 처리기술(C-14제거) 개발, 2006.

중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 개념설계

박정수*, 나한정, 신무갑
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*jspark@kepco-enc.com

1. 서론

방사성폐기물 처리기술의 급격한 발전과 국내외 방사성폐기물 관리여건 및 방사성폐기물 관리정책의 변화에 대해 능동적으로 대처하고 안전하고 효율적인 방사성폐기물 관리를 위해서는 전문화된 방사성폐기물 관리시설을 부지별로 운영하는 것이 필요하다. 미국의 AP 1000 원전은 고체방사성폐기물 처리건물을 별도로 구성하여 필요시 부지별 다수호기를 지원할 수 있는 형태로 설계가 되어 있으며, 중국에서는 부지 중앙 방사성폐기물 처리시설을 원전 건설 시 포함하고 있다.

국내 및 해외시장 수요를 대비하여 다수호기 방사성폐기물을 처리할 수 있는 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 개념설계를 개발 하였다.

2. 본론

2.1 방사성폐기물 처리·처분 주요 인허가요건

방사성폐기물을 처리한 뒤 포장된 드럼의 처분 후 안전성을 확보하기 위한 국내의 규제요건으로 방사성폐기물의 인도기준(원안위고시 제2015-04호) 및 인수기준(원안위고시 제2016-01호)을 만족하여야 한다. 폐기물은 취급시와 처분 후 안전성을 확보할 수 있도록 고체 형태이어야 하고 물리적·화학적으로 안정하여야 하며 유동성이 없어야 한다. 특히, 유동성이 있는 물질을 다양한 고화방법을 사용하여 물리적으로 안정한 상태로 고형화해야 한다. 폐기물을 고형화하는 경우 고형화 조건(① 고형화 폐기물은 균질하게 고형화되어야 한다. ② 고형화 폐기물은 함유하고 있는 방사성핵종의 침출이 처분 환경에서 제한될 수 있도록 적절한 방법으로 고형화 처리 및 포장되어야 한다. ③ 고형화 폐기물은 취급시 예상되는 상황과 처분시 예상되는 압력 및 온도 변화에서 그 구조적 건전성을 유지할 수 있도록 충분한 기계적 강도를 가져야 하며, 물과 접촉하는 환경에서 그 형체를 유지할 수 있어야 한다.)을 만족하여야 한다. 또한, 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설을 운영하는 경우 직접 측정이 어려운 핵종의 방사능은 방사성폐기물 드럼내 핵종재고량 분석을 위한 척도인자를 사용하여 평가하여야 한다.

2.2 중앙집중 대상설비 검토

중앙집중식 방사성폐기물 처리시설은 1,400 Mwe급 PWR 6개 원전에서 발생되는 기체방사성폐기물, 액체방사성폐기물 및 고체방사성폐기물을 처리하는 설비 중 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 내에 배치하여 운영하는 것이 유리한 설비를 선정할 필요가 있으므로 이에 대하여 검토한다.

2.2.1 기체방사성폐기물 처리설비

기체방사성폐기물은 원전 운영중에 연속적으로 발생되며, 6개 원전에서 발생되는 방사성기체를 처리하는 설비를 중앙집중식 방사성폐기물 처리설비내에 설치하여 운영할 경우에는 배관길이가 길어져 상온 저압으로 운전하기 어렵고, 폐기체 누설문제가 발생할 수 있다. 따라서 기체방사성폐기물 처리설비를 중앙집중식 방사성폐기물 처리설비내에 배치하여 운영하는 것은 적절하지 않으므로 중앙집중 대상설비에서 제외한다.

2.2.2 액체방사성폐기물 처리설비

액체방사성폐기물은 원전 운영중에 연속적으로 발생되며, 6개 원전에서 발생되는 방사성액체를 처리하는 설비를 중앙집중식 방사성폐기물처리설비내에 설치하여 운영할 경우에는 폐액 이송빈도가 많아지고, 배관길이가 길어져 폐액 누설문제가 발생할 수 있다. 따라서 액체방사성폐기물 처리설비를 중앙집중식 방사성폐기물처리설비내에 배치하여 운영하는 것은 적절하지 않으므로 중앙집중 대상설비에서 제외한다.

2.2.3 고체방사성폐기물 처리설비

고체방사성폐기물은 원전 운영중에 간헐적으로 발생되며, 6개 원전에서 발생되는 방사성고체를 한곳에 모아 처리하는 것이 효율적이다. 따라서 고체방사성폐기물 처리설비를 중앙집중식 방사성폐기물 처리설비내에 배치하여 운영하는 것은 적절하므로 중앙집중 대상설비에 포함하여야 한다. 고체방사성

폐기물 처리설비 이외에도 폐기물 드럼의 특성을 분석하여 처분장으로 보내야 하므로 핵종분석 장치도 포함되어야 한다.

2.3 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 설계요건

중앙집중식 방사성폐기물 처리시설은 APR1400 원전 6개에서 발생되는 습식 및 건식 고체방사성폐기물을 처리할 수 있는 규모로 고려하고 있다. 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설내에 배치되는 고체방사성폐기물계통의 기능 및 설계기준과 구성, 건물 기능, 토목/구조물 특성을 기술하고, 또한 연계계통 요건은 다음과 같다.

2.3.1 계통기능

a. 중앙집중식 고체방사성폐기물계통은 안전관련 기능을 수행하지 않는다.
b. 고체폐기물 처리는 10CFR50, 부록 A, 일반설계기준 60, 방사성폐기물 포장은 10CFR71의 방사성폐기물 포장 관련 기능을 수행한다.
c. 중앙집중식 고체방사성폐기물계통은 비안전 관련 기능(① 폐수지 용기 저장 및 선적 ② 폐필터 카트리지 해체 및 선적 ③ 건조폐기물 수집 및 선적 ④ 청정폐기물 저장 및 처분 ⑤ 혼합폐기물 저장 ⑥ 방호복 및 호흡장비 제염 ⑦ 포장 폐기물 분석)을 수행한다.

2.3.2 계통 설계기준

a. 중앙집중식 고체방사성폐기물계통은 안전관련 설계기준이 적용되지 않는다.
b. 원전의 예상 운전과도 상태를 포함한 정상 운전동안 발생된 방사성 고체 폐기물을 처리 하는 수단을 제공하여야 하고, 10 CFR 71에 따라 방사성물질의 포장을 용이하게 할 수 있어야 한다.
c. 중앙집중식 고체방사성폐기물계통은 비안전 기준으로 설계되고, 비안전 관련 기능수행에 요구되는 운전요건, 계통 구성요건, ALARA 기준 및 신뢰성, 이용률, 보수편의성 기준을 만족하도록 설계된다.

2.3.3 중앙 집중 고체방사성폐기물 처리설비 설계

a. 중앙 집중 고체방사성폐기물처리설비 구성
   - 선택사항 I : 폴리머고화설비 기반으로 구성
   - 선택사항 II : 유리화설비 기반으로 구성
b. 건물 기능 : 처리전 다양한 범주의 폐기물을 분리 저장하는 설비, 이동식 혹은 고정식 처리설비와 운반 및 처분용기내에 포장된 폐기물을 저장하는 설비 마련
c. 토목/구조물 특성 : RG 1.143(Rev.2) 적용에 따라 내진 구조물로 전체 건물에 대한 기초는 지상 위에 위치한 보강 철근 콘크리트 매트
d. 기기 배치 : 기능적으로 5개 구역(① 출입통제구역 ② 포장 폐기물 저장구역 ③ 폐기물 관리 구역 ④ 세탁물 처리구역 ⑤ HVAC/전기설비 구역)으로 구분

2.3.4 연계계통 요건

성공적인 운영을 위해 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설을 지원하는 지원 계통들과 지원이 요구되는 종속계통의 연계요건을 만족하여야 한다.

2.4 중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 소요면적

중앙집중식 방사성폐기물 처리시설의 소요면적은 미국의 AP 1000 원전 사례를 참조하여 APR1400 원전 6개 호기가 40 년간 가동, 폴리머고화를 기반으로 하는 시설(선택사항 I)과 유리고화를 기반으로 하는 시설(선택사항 II)을 대상으로 적절한 환산인자들을 사용하여 계산하였으며, 그 결과는 Table 1과 같다.

Table 1. Area required for Centralized Radwaste Treatment Facility (m^2)*

구역	선택사항 I	선택사항 II
출입통제구역	308.9	414.8
포장 폐기물 저장구역	5,733.9	3,611.38
폐기물 관리구역	1,574.1	1,574.1
세탁물 처리구역	583.4	583.4
HVAC·전기설비 구역	893.7	868.5
총계	9,094	7,052

* 폴리머고화설비 및 유리고화설비 설치구역 제외

3. 결론

중앙집중 방사성폐기물처리시설의 2개 구성방안에 대해 소요되는 면적을 예측하였으며, 향후, 중앙집중 방사성폐기물처리시설 개념설계 결과를 활용하여 중앙집중식 방사성폐기물처리시설 GA 개발 및 최적화가 필요할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 윤형준 외, 기술개발 과제 보고서 "중앙집중식 방사성폐기물 처리시설 설계개발" 한국전력기술(주), 2012.

^{129}I 담지용 Silver Tellurite 유리 고화체 개발

이청원[1*], 표재영[1], 박환서[2], 양재환[2], 허종[1]
[1]포항공과대학교, 포항시 남구 청암로 77
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*schwarz@postech.ac.kr

1. 서론

^{129}I는 핵연료 재처리 공정에서 발생하는 장반감기 핵종으로 반감기가 1.57 x 10^7 년으로 매우 길다. 또한, 휘발하기 쉽고 물에 용해가 잘 되서 멀리 이동하기 쉬운 특징이 있어 적합한 담지체가 필요하다 [1]. I는 Ag와 친화성이 크고 AgI 결정은 물에 잘 녹지 않아 off-gas 시스템에서 주로 AgI 형태로 포집된다 [2].

본 연구에서는 silver tellurite 유리를 사용하여 저온에서 AgI를 담지할 수 있는 고화체를 개발하였으며 X-ray fluorescence (XRF), Product consistency test (PCT), Differential thermal analysis (DTA)를 이용해 유리의 특성을 평가했으며 X-ray absorption spectroscopy (XAS) 분석을 통해 유리 내 요오드의 국부 구조를 분석했다.

2. 본론

2.1 유리 조성 선정

Table 1은 silver tellurite 유리의 조성으로 해당 조성을 알루미늄 도가니에 넣고 700℃에서 30 분간 용융 후 퀜칭하여 유리를 제조하였다. 완성된 유리는 투명한 주황색을 띤다.

Table 1. Nominal composition of the silver tellurite glass

Element	Nominal composition	
	(mol%)	(wt.%)
TeO_2	53.00	41.29
Ag_2O	23.00	25.69
Bi_2O_3	5.00	11.33
AgI	19.00	-
Ag	-	9.97
I	-	11.72
Totals	100.00	100.00

2.2 특성 평가

완성된 유리를 XRF를 이용하여 조성 분석을 했으며 DTA를 이용해 열적 특성을 평가하였다.

Table 2는 제조한 silver tellurite 유리의 조성을 XRF로 분석한 결과이다. 요오드는 11.17wt.% 담지되었으며 이는 기본 조성에서 약 5% 손실된 것으로 공정 중 휘발이 거의 일어나지 않았음을 알 수 있다.

DTA 분석 결과 silver tellurite 유리의 유리 전이 온도 (T_g)는 165℃이다. 이는 처분장의 한계 온도인 100℃ 이상으로 유리 전이 온도 이상에서 발생 가능한 예상치 못한 결정화나 상 분리 등의 현상이 일어나지 않음을 알 수 있다.

Table 2. Nominal composition and analyzed composition of the silver tellurite glass by XRF

Element	Nominal composition	Analyzed composition
	(wt.%)	(wt.%)
TeO_2	41.29	40.30 ± 0.95
Ag_2O	25.69	27.21 ± 0.58
Bi_2O_3	11.33	11.82 ± 0.39
AgI	-	-
Ag	9.97	9.50 ± 0.01
I	11.72	11.17 ± 0.02
Totals	100.00	100.00

2.3 화학적 내구성

Table 3은 PCT 결과 각 원소의 침출양(C_i)과 normalization값(r_i)이다. 미국의 폐기물 고화체 침출 기준인 2 g/m^2이하를 모두 만족한다.

Table 3. Concentration C_i(ppm) and normalized elemental releases r(g/m^2) of the glass from PCT

Element	Concentration (ppm)	Normalized elemental releases (g/m^2)
Te	10.9	3.9×10^{-2}
Ag	2.3×10^{-2}	8.0×10^{-5}
Bi	2.6×10^{-3}	3.0×10^{-5}
I	6.2×10^{-2}	6.5×10^{-4}

2.4 산화수 및 국부 구조 분석

포항 방사광 가속기 연구소의 10C 라인에서 요오드 K-edge XAS 분석을 실시했다. XAS는 형광 모드로 측정했다. 기준 물질로 AgI, KI, KIO_3를 측정하여 E_0 값을 보정한 후 유리의 스펙트럼을 측정했다. 요오드의 K-edge값은 33,169 eV (E_0)이며 E_0로부터 200 eV 이하에서 1000 eV 이상까지 측정을 진행했다.

2.5 유리내 요오드의 산화수

XAS 데이터에서 E_0부터 50eV 영역인 X-ray absorption near edge structure (XANES)의 스펙트럼을 비교하였다. Fig. 1은 기준 물질인 AgI, KI, KIO_3와 유리의 XANES 스펙트럼으로 유리의 스펙트럼이 AgI, KI와 거의 동일하다. 이를 통해 유리 내에 요오드가 iodide (I^-)로 존재하고 있음을 알 수 있다.

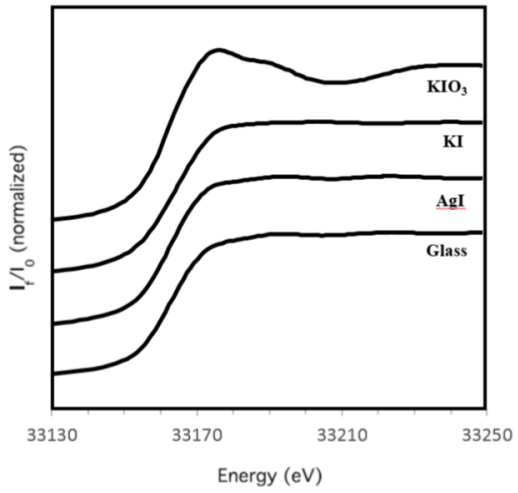


Fig. 1. Iodine K-edge XANES spectra of crystalline standards (KI, AgI and KIO_3) and the silver tellurite glass.

2.6 국부 구조 분석

XANES 이후의 영역인 extended X-ray absorption fine structure (EXAFS) 부분을 k-space로 변환하면 Fig. 2와 같이 AgI와 거의 유사함을 알 수 있다. 이를 통해 유리 내 I가 Ag와 결합하고 있음을 알 수 있고 결합 거리 (r), 배위수 (n), mean square disorder (σ^2) 등 여러 가지 변수들을 대입하여 Table 3과 같은 유리내 요오드의 structure parameter를 얻을 수 있다. 배위수는 AgI 결정과 거의 유사하며 결합 거리는 2.75 Å으로 AgI 결정의 거리인 2.81 Å보다 약간 짧다. 또한, σ^2값이 결정보다 약간 큰 것으로 보아 구조적 비틀림이 있으나 무시할만한 수준이다.

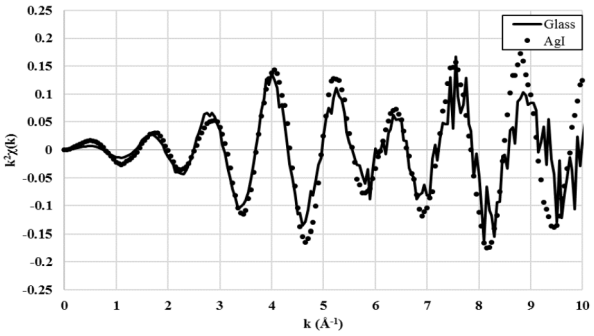


Fig. 2. $k^2\chi(k)$ spectra of AgI(dot) and the glass(line).

Table 3. Iodine K-edge EXAFS fitting results about AgI and the silver tellurite glass

Sample	n (atoms)	r (Å)	r-factor	σ^2 (Å^2)
AgI	4	2.81	0.004	0.00845
Glass	3.75	2.75	0.018	0.01134

3. 결론

Silver tellurite 유리를 이용하여 ^{129}I 담지용 유리 고화체를 개발하였다. 유리에 11.17wt.%의 요오드가 담지되었으며 이는 5% 미만으로 손실로 공정 중 휘발이 거의 없음을 알 수 있다. PCT 결과 모든 원소의 침출율이 미국 고화체 침출 기준인 2 g/m^2 이하로 나와 화학적 내구성이 뛰어남을 알 수 있으며 유리 전이 온도가 165 ℃로 처분 후에도 열적 안정성을 유지할 수 있다. XAS 분석 결과 요오드는 유리 내에 I^-로 존재하며 4개의 Ag와 결합한 사면체 구조로 존재한다.

4. 참고문헌

[1] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, and E.H. Kim, Pyroprocessing Technology Development at KAERI, Nuclear Engineering and Technology, 43(4), 317-328, 2011.

[2] Optimization of Off-gas Trapping Capabilities for Pyroprocessing at KAERI, KAERI/TR-3879/2009, September 2009.

Management of Very Low Level Metallic Waste from NPP Decommissioning through Melting Technology

Dong-hee Lee*, Michael Atogo, David Scott Kessel, and Chang-lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91 Haemaji-ro, Ulju-gun, Ulsan, Republic of Korea
*dltmfql48@gmail.com

1. Introduction

The Kori Unit 1, which is the first commercial NPP in Korea, will be shutdown in 2017 and decommissioned at a later date.

The activities involved in decommissioning will lead to the generation of radioactive waste with the largest volumes of very low level waste (VLLW) mainly composed of metal. Due to the limited capacity of a VLLW repository, however, it should be handled in a suitable way to reduce the waste volume.

In this paper, impact of melting for decontamination and recycling was studied to manage very low level metallic waste from NPP decommissioning.

2. Waste Management by Melting

2.1 Background

Melting is a high-temperature technology that completely destroys the metal components and redistributes the radioactivity among in ingots, slag, and dust. During melting, the volatile radionuclides such as ^{137}Cs will be accumulated in the dust collected by ventilation filters and removed. The dominant remaining nuclide ^{60}Co in the ingots can be removed by storing long enough for radioactive decay [1].

2.2 Advantage

Melting is considered as promising technology for slightly radioactive metal due to high possibility to reach the clearance level and release the ingots.

Metal melting provides several advantages such as:

- High volume reduction
- Homeogenous distribution and effective immobilizing of radionuclides in the ingots
- Suitable form and shape (ingots) for further use

2.3 Case Studies

A number of countries including Germany, Sweden, and France have been operating central metal melting facilities for handling radioactively contaminated metals. Their facility features are summarized in Table 1.

Table 1. Melting Facility Characteristics (Unit: t) [2]

Country	Facility	Facility Capacity	Furnace Capacity	Ingot Size
Germany	CARLA	4,000	3.2	1.0
Sweden	Studsvik	5,000	3.0	0.6
France	CENTRACO	4,500	4.0	1.5

2.3.1 Germany

The melting plant CARLA has been operated by Siempelkamp since 1989. 95% of the metals can be re-used after melting process, and only 5% of radioactive waste requires disposal. Metal ingots have been re-used within nuclear industry, re-used outside the nuclear industry after release, and returned to the customers [3].

2.3.2 Sweden

The Studsvik metal melting facility has been in operation since 1987. The final product ingots will be treated depending on their activity by free releasing or storing for a maximum of 20 years. The resulting ingots are subject to clearance and recycled in the steel industry.

In cases where ingots cannot be given clearance within 20 years, the ingots are returned to the owner.

2.3.3 France

French Society for Industrial Waste Treatment (SOCODEI) has operated the nuclear installations CENTRACO since 1999. Molten metal is cast into ingots or centrifuged in a tube. Final packages of

ingots are sent to the Center of storage l'Aube in Soulaines-Dhuys for a long-term storage. The tubes are reused for the manufacture of packaging for medium-level waste. The waste volume can be reduced by a factor up to 10 for ingots.

2.4 Application to NPP Decommissioning

All types of metallic waste categorized as VLLW can be applied for melting technology. Ingot and melting residues will be treated depending on their radioactivity.

2.4.1 Principle

Ingots which belong to clearance level will be free released immediately or after storing for further use within the nuclear industry. Otherwise they will be transported and disposed in a VLLW repository as radioactive waste with slag and dust generated during melting process.

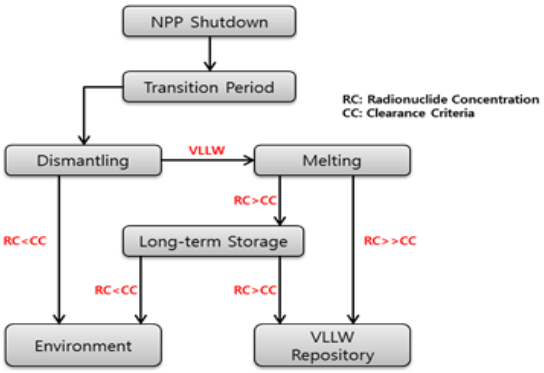


Fig. 1. Treatment Flow of Metal Waste.

2.4.2 Application and Expected Effect

The VLLW inventory of metal is assumed to be around 5,500 m^3 to quantify the impact of melting.

CARLA melting facility was chosen as a reference case to conservatively estimate the duration for metal waste treatment by melting. It is estimated that around 11 years is required to treat metallic waste using a melter with a annual capacity of 4,000 t/y.

Waste volume can be reduced from 27,500 drums to 1,375 drums (based on 200 L drums) when composition from melting is considered as 95% for free release and 5% for disposal. In addition, the waste volume can be reduced from 27,500 drums to 2,750 drums (based on 200 L drums) if a 10 times volume reduction factor for melting is considered.

3. Conclusion

In this study, melting technology was applied and analysed for managing metal wastes generated from NPP decommissioning. Significant economic effect through melting can be expected from volume reduction of waste disposal and recycling of metal waste after free release.

To handle huge amount of metal waste, a melting facility should be prepared in Korea. It can be an existing facility or a new licensed melting facility dedicated to VLLW.

However, a feasibility study is required including several affecting factors (i.e. economic, national policy, public acceptance and risk management issues). In the same context, ingot recycling should be carefully considered because of significant stakeholder issues.

4. Acknowledgements

This work was supported by the Nuclear Safety Research Program through the Korea Foundation of Nuclear Safety (KOFONS), granted financial resource from the Nuclear Safety and Security Commission (NSSC), Republic of Korea (No. 1305009), and the 2016 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School (KINGS), Republic of Korea.

5. REFERENCES

[1] Andrej Slim´ak, Radiation Impact During the Decontamination by Melting of Radioactive Scarp Metal Arasen from the Decommissioning of Nuclear Power Plant, Journal of ELECTRICAL ENGINEERING, 2014.

[2] "UK Strategy for the Management of Solid Low Level Radioactive Waste from the Nuclear Industry," Nuclear Decommissioning Authority, August 2010.

[3] Thomas Kluth, Utilization of External Capacities as an Integral Componenet of Concepts for Residues and Dismantling Using the Example of the CARLA-Plant, Studsvik Symposium, Recycling of Metals, Nyköping, 2014.

액체방사성폐기물 처리계통 성능개선을 통한 경제성제고

김영환*, 신무갑, 손상배, 이찬교
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*dudhwan@kepco-enc.com

1. 서론

액체방사성폐기물계통은 수집탱크, 감시탱크, 이송펌프 및 액체방사성폐기물처리설비 등으로 구성되고, 발전소 관리구역에서 발생한 액체폐기물을 방사능 농도 및 화학적 순도에 따라 수집탱크에 분리 수집 후 처리설비를 통해 배출관리 기준을 만족하도록 방사능농도를 낮추는 기능을 한다.

처리설비의 효율 및 환경보호를 목적으로 pH를 조절하기 위해 화학뱃치(Batch)탱크에서 희석시킨 황산 또는 가성소다를 수집된 액체폐기물탱크에 주입한다. 기존에 사용 중이던 화학약품저장탱크의 사용빈도가 낮아 관리의 문제점이 있어 운전원이 직접 필요한 양을 주입할 수 있도록 화학뱃치탱크에 추가 약품주입구를 신설하여 운전 편의성을 향상시켰다.

2. 본론

2.1 액체방사성폐기물계통 설계 개념

액체방사성폐기물계통은 원자력발전소 운영 중 발생하는 액체폐기물의 방사능농도를 낮춰 발전소 종사자, 일반 대중 및 환경을 보호하도록 설계된다. 액체폐기물은 방사능농도 및 화학적 순도에 따라 수집탱크에 분리 수집된 후, 처리설비를 통해 방사능 농도를 낮춰 원자력안전위원회고시 제2014-34호(방사선방호 등에 관한 기준)에 따른 배출관리기준을 만족한다.

2.2 액체방사성폐기물계통 설계 특성

발전소 관리구역에서 발생되는 액체폐기물은 효율적인 처리를 위해 방사능농도 및 화학적 순도에 따라 발생원부터 분리시켜 수집하도록 되어 있다. 수집탱크에 수집된 액체 폐기물은 처리설비의 성능을 극대화하고 방출폐액의 pH기준을 만족시키기 위해 pH를 조절하여 중화시켜 처리설비로 주입된다. 처리설비(증발기, 원심분리기, 역삼투압설비 등)를 통해 방사능 농도를 낮춘 액체 폐기물은 감시탱크에서 시료채취 및 배출 배관에 설치된 방사선 감지기를 통해 배출관리 기준 만족여부를 판단하고, 배출관리 기준을 만족하지 못할 경우 수집탱크로 주입되어 배출기준을 만족할 때까지 재처리과정을 반복한다.

2.3 액체방사성폐기물 pH 조절

pH조절 설비로는 가성소다와 황산을 각각 저장하는 역할을 하는 화학약품저장탱크와 화학약품저장탱크에 저장된 화학약품을 희석시키는 역할을 하는 화학뱃치탱크가 있다. 가성소다 또는 황산을 바로 주입할 경우 강염기와 강산이므로 pH조절이 어렵기 때문에 화학뱃치탱크에서 탈염수와 화학약품을 혼합하여 희석시킨 후 희석된 화학약품을 수집탱크에 주입해 pH를 조절한다. 재순환 펌프 후단에 위치한 시료채취구간을 통해 pH를 측정하며 pH를 만족시킬 때 까지 재순환운전을 한다. 액체방사성폐기물계통의 폐액 pH조절 공정 흐름도는 Fig. 1과 같다.

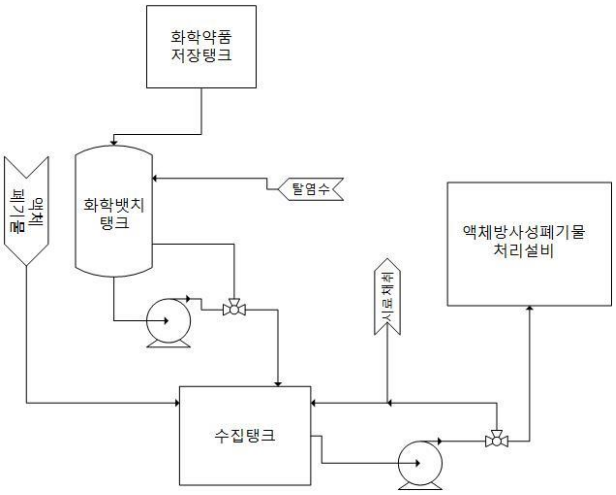


Fig. 1. Flow Diagram for pH control in Liquid Radwaste System.

2.4 화학뱃치(Batch) 약품주입구 신설

초기 화학약품 주입을 위해 유독물 수송차량을 이용하여 Truck Fill Connection을 통해 약품저장탱

크에 저장하고 필요시 약품저장탱크에 저장된 화학약품을 화학뱃치탱크로 주입하도록 설계되어 있으나, 대용량의 유독물 수송차량을 이용하기에는 약품사용빈도가 매우 낮아 유독물의 안전한 관리 및 효율적인 계통 운전을 위해 추가 약품주입구를 신설하였다. 약품주입 시 운전원 보호 및 접근편의성을 위해 탈염수 주입배관에 약품주입구를 연결하였고 이물질의 유입을 막기 위해 격리밸브 및 커버를 설치하였다. 탈염수 배관에 연결한 약품주입구의 개략도는 Fig. 2와 같다.

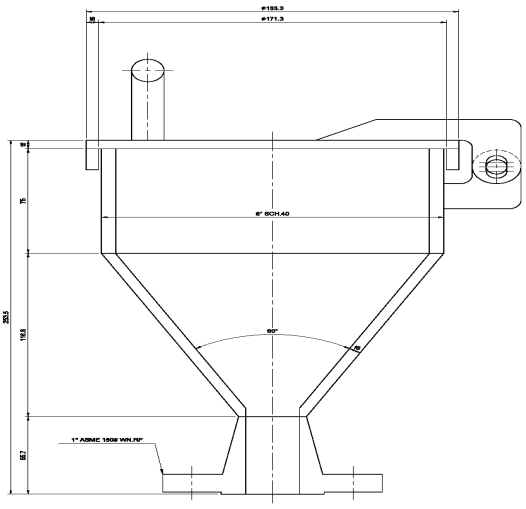


Fig. 2. Hopper.

2.5 배관응력해석

추가로 설치되는 Hopper를 포함하여 각각의 뱃치탱크 노즐부터 탈염수 주입배관의 Structure Anchor 까지 배관계에 작용하는 각종 하중에 대해 응력해석을 수행하였으며, 비안전성 배관으로 구성되어 있어 ASME B31.1 요건을 적용하여 배관계의 건전성을 평가하였다. 응력해석은 ASME B31.1의 다음 식을 이용하여 수행하였고 응력해석 결과는 Table 1과 같다.

2.5.1 지속하중에 의한 응력

$$S_L = \frac{PD_o}{4t_n} + 0.75i\frac{M_A}{Z} \leq 1.0S_h \quad \cdots\cdots\cdots\text{Eq (1)}$$

2.5.2 일시적하중에 의한 응력

$$S_{OL} = \frac{PD_o}{4t_n} + 0.75i\frac{(M_A + M_B)}{Z} \leq 1.2S_h \cdots\text{Eq (2)}$$

2.5.3 열팽창하중에 의한 응력

$$S_E = \frac{iM_C}{Z} \leq S_A + f(S_h - S_L) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\text{Eq (3)}$$

Table 1. Result of Stress Analysis

Code Equation	Node Point	최대응력 (psi)	Code 허용응력 (psi)	최대응력/ 허용응력 비율(%)
(1)	690	8,480	18,676	45.4
(2)	690	8,480	22,411	37.8
(3)	240	3,990	45,774	8.7

위와 같이 각 Code Equation 별 최대응력 값을 Code 허용 응력과 비교하였으며, 해석결과 모두 Code의 허용 응력을 만족하였다.

3. 결론

화학뱃치탱크에 추가 약품주입구를 신설하여 운전원이 직접 필요한 양만큼 약품을 주입할 수 있도록 하여 운전편의성이 향상되고, 약품저장탱크에 유독물 저장이 불필요함에 따라 유독물 누출사고 사전예방이 가능해졌다. 또한, 후행호기 설계 시 화학약품저장탱크의 삭제 필요성에 대한 검토를 통해 경제성 향상을 제고할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 이찬교, "액체방사성폐기물 처리계통 화학뱃치탱크 약품주입구 신설 배관응력해석", 한국전력기술 (2015).

[2] "Power Piping", ASME B31.1 Code, (2000 Addenda).

[3] 방사선방호 등에 관한 기준, 원자력안전위원회 고시, 제2014-34호.

[4] 신월성 1,2호기 최종안전성분석보고서.

ITER 핫셀에서의 TBM 수송준비

홍권표*, 오완호, 정상희, 주용선, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)의 각 회원국은 자국이 만든 TBM(Test Blanket Module)을 토카막 운전 중에 조사시험하고, 시험후에는 이를 수송하여 각 회원국 내에서 조사후시험을 수행할 계획이다. 토카막 3개의 포트에 각 두 개씩의 TBM이 설치되어 시험되며 20여 년에 걸쳐 5회씩 시험하여 모두 30개의 TBM이 시험, 수송될 예정이다[1].

ITER 기구는 수송에 대비하여 핫셀 내에 적절한 설비를 갖추고 TBM을 수송용기에 장입하기 위한 준비를 하고 있는데, 토카막에서 조사된 TBM을 인출하여 인접한 핫셀시설로 이송, TBM 해체, 절단, 포장 및 수송용기 장입의 순으로 수행할 예정이다.

이 논문에서는 ITER 핫셀에서의 TBM 수송을 위한 준비에 관하여 기술적으로 검토한 내용을 기술한다.

2. 본론

2.1 TBM의 조사시험후 핫셀로 운반

ITER 토카막에 장착된 TBM 및 관련 구성품의 모습은 Fig. 1과 같다.

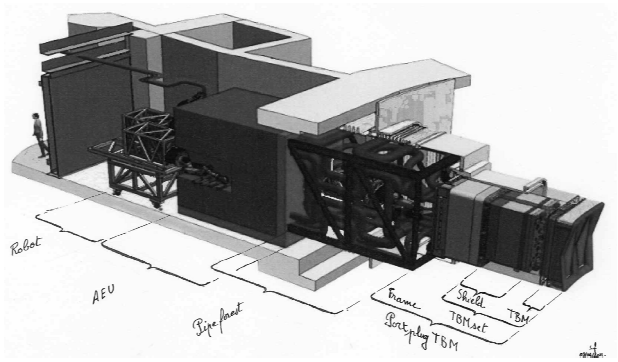
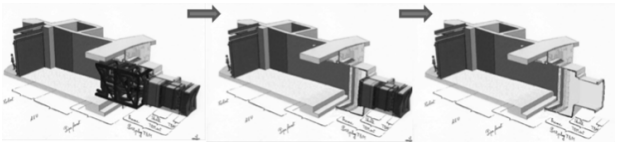


Fig. 1. TBM Assembly in Tokamak.

Fig. 1의 제일 오른쪽(플라즈마 대면 부위)에 TBM set가 있고, 그 뒤로 파이프군(Pipe forest), 부속장치(Ancillary equipment unit, AEU) 등이 연결되어 있다.

TBM을 핫셀로 운반하기 위한 TBM 집합체의 해체과정은 Fig. 2와 같다.



(a) AEU 해체 (b) Pipe군 해체 (c) TBM 인출
Fig. 2. Dismantling process of TBM Assembly.

Fig. 2에서 해체과정은 뒤쪽에서부터 시작되는데 우선 AEU를 파이프군과 분리하여 인출하고(이는 역시 핫셀로 이송하여 추후 재사용한다.) 파이프군은 Port plug TBM과 분리하여 저준위폐기물로 처리한다. 마지막으로 Port plug TBM(TBM set 및 프레임)을 함께 핫셀 내로 이송한다.

TBM을 핫셀까지 운반하는 수단은 이송용기(Transfer cask system, TCS)를 사용하는데, 이송용기는 직육면체 형태로 크기는 3.7 m x 2.7 m x 8.5 m 이다. 용기 내부에 자체 원격조작시스템을 갖추고 있어 무인 작업이 가능하며 바닥에는 공중부양이송장치(Air transfer system, ATS)가 있어 바퀴 없이 이동된다.

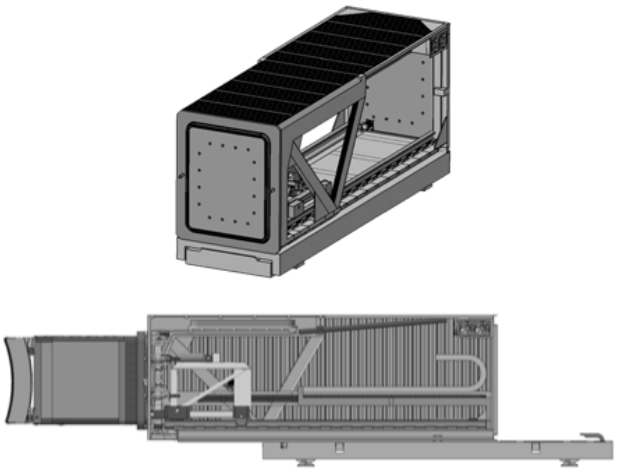


Fig. 3. TBM Transfer Cask System.

2.2 핫셀에서의 Port plug TBM 해체

핫셀에 반입된 TBM set 및 프레임은 다음의 과정을 거쳐 해체된다.

- TBM 프레임 분리를 위해 Port plug TBM을 수직으로 세움
- 필요시 TBM 내 잔존 액체류(Li-Pb 등)를 배출
- TBM set를 프레임에서 분리
- TBM을 차폐체로부터 절단, 분리, 차폐체는 저준위폐기물로 처리
- TBM의 핫셀내에서의 이동 및 작업편의를 위해 거치대에 장착
- TBM(1 쌍)를 핫셀 절단구역으로 이송

위의 해체절단을 위한 절단장치의 대략적 크기는 4 x 2 m 크기에 무게는 약 2톤 정도이다. 절단장치 외에 건조기가 포함된 콤프레서. 원심분리형 집진기 및 수집탱크가 필요하다.

2.3 TBM set 절단

각국의 TBM은 현재 대략적인 수치만 결정되었는데, 가로 및 세로가 각각 500-800 mm 이고 높이는 1,660 mm 정도이다. 현재 예상되는 수송용기는 TN-MTR 수송용기(내경 960 mm, 내고 1,080 mm) 혹은 IR-800 수송용기(내경 775 mm, 내고 2,250 mm)를 고려하고 있으므로 TBM을 수송용기에 넣기 위해서는 절단이 불가피하다.

TN-MTR 수송용기를 기준으로 한 절단계획은 다음 Fig와 같다.

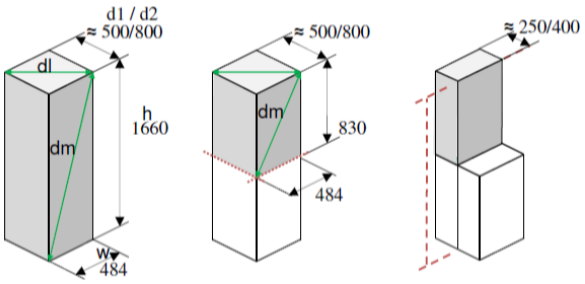


Fig. 4. TBM modeling and cutting plan.

TBM을 절단하는 방법으로 레이저, 밴드쏘우, 써큘러쏘우 등이 후보로 검토되고 있다.

- 레이저 절단 : 레이저절단 방식은 최대 100 mm 두께의 절단할 수 있으며 레이저빔 후방으로 용융물이 생긴다. 따라서 내부 구조를 갖는 두꺼운 물체를 절단하기 어려우며 열 및 용융물에 의한 TBM 손상을 가져올 수 있다.
- 플라즈마 절단 : 절단 자체는 용이하나 다른 방법들보다 열이 많이 발생하므로 부적합하다.
- 밴드쏘우 : TBM 내부 구조체를 절단하는데 문제가 없고 저속일 경우 열영향도 줄일 수 있다. 그러나 이 장치는 보통의 경우 부피가 크고, 냉각수를 사용해야 하는 문제점이 있다.
- 기타 써큘러쏘우, Shell end mill 절단 등이 검토되었다.

2.4 쟈켓 장입, 용접 및 수송용기 장입

절단된 TBM은 수송중 삼중수소의 유출을 방지하기 위해 밀봉된 스테인레스강 쟈켓에 넣는다. 쟈켓 뚜껑의 용접방안은 다음 Fig와 같다.

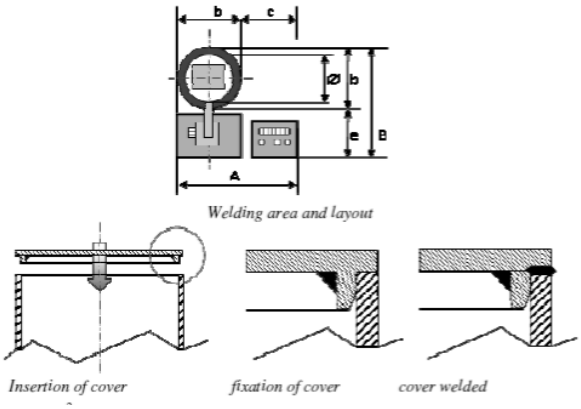


Fig. 5. Welding machine and welding concept.

3. 결론

ITER 토카막에서 조사된 TBM을 핫셀로 이송하여 절단공정을 거쳐 수송 준비하는 과정을 검토하였다. TBM 절단은 써큘러쏘우 등 기계적 절단방법이 적합할 것으로 보인다. 핫셀 내부구역에서 이루어지므로 가용공간의 확보가 필요하며 TBM을 쟈켓에 장입한 후에 무인원격으로 용접 및 용접검사를 하는 기술도 역시 해결해야 될 과제이다.

4. 감사의 글

이 논문은 국가핵융합연구소의 ITER 비조달 핵심기술개발 사업의 일환으로 수행되었으며 지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Overview on PBS-56 Requirement for Hot Cell Facility, DHTDCF, v1.0.

폐활성탄 필터 분해/처리 설비 개발을 위한 연구

이상태[1*], 최대섭[2], 김효철[1], 서광식[1], 박동현[1], 양순환[1], 김대용[1]
[1]하나원자력기술(주), 경상북도 경주시 양남면 동해안로 696-13
[2]한국수력원자력(주), 경상북도 경주시 양남면 동해안로 696-13
*lst1211@hanmail.net

1. 서론

활성탄 필터는 원자력발전소 방사선관리구역에서 착용하는 Mask 여과용 필터로 호흡에 의한 작업자의 Iodine 피폭방지 및 공기오염도 측정 시 Iodine 시료 포집용으로 사용되고 있다. 설비연구 개발 방향은 원전 특수성을 고려해 전원을 사용하지 않고 발전소에서 제공되는 압축공기(Service Air)를 주 동력원으로 하여 화재발생 위험을 배제하였으며 필터 압착 시 비산되는 활성탄 분진에 의한 공기오염 방지를 위해 밀폐된 구조로 설계하였다. 또한 공기압으로 압착되고 파쇄된 폐필터 카트리지는 중력에 의해 수집통에 회수할 수 있게 하였으며 폐필터 압착 실린더 끝단의 압착판과 필터 고정틀은 다양한 형태의 필터처리를 위해 탈, 부착이 가능한 가변형태를 적용하였다. 더불어 작업자 안전을 위해 Fail Safe 적용 및 소형 경량의 이동형(Portable Type)으로 설계 하였다.

2. 본론

2.1 폐활성탄 필터 분해/처리 설비 개발 현황

2.1.1 개발배경

원전 운영과정에서 수반되는 방사성폐기물은 폐기물 분류 코드(22종)에 따라 재분류 후 폐기물 부피를 줄이기 위한 각종 감용설비(Drum Compactor, Crusher)등을 이용하여 압축처리를 하고 있으나 폐활성탄 필터의 경우 원상태로 보관 또는 수작업(망치, 끌, 가위 등)으로 필터 카트리지와 활성탄 입자들을 분리한 후 구분하여 처리하고 있다.[활성탄의 분산성 규정에 따라 혼재 제한 : 표준방사 - 8620 중·저준위 방사성폐기물 관리]

2.2 폐활성탄 필터 발생원

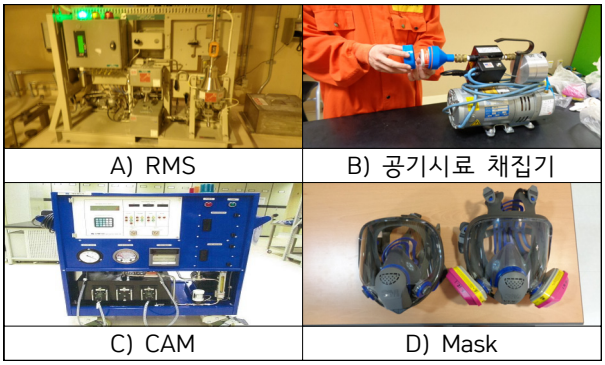


Fig. 1. Spent Charcoal filter source.

A) RMS : 기체유출물 방사선 감시계통의 시료채취용
B) 공기시료 채집기 : 공기오염 우려가 있는 장소에서의 공기오염도 측정을 위한 시료채취용
C) CAM : 공기 중 방사능 농도의 변화가 예상되는 지역에서의 연속 모니터링 시료채취용
D) Mask : 작업자가 착용하는 호흡용 여과기 필터

2.3 현 폐활성탄 필터 분해/처리 방법

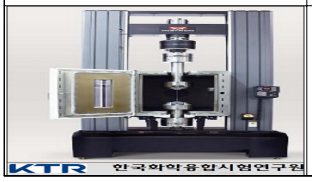
2.3.1 개선 전 폐활성탄 필터 보관 및 처리방법

Fig. 2. Pre-improved storage and treatment Spent Charcoal filter.

2.4 설비개발의 필요성 대두

원전 방사선관리구역에서 발생하는 잡고체폐기물은 중·저준위 방사성폐기물 인도규정 준수를 위해 드럼에 밀봉처리 후 영구처분장으로 인도하여야 하나 여러 재질로 견고하게 제작된 필터류를 수작업에 의존하는 열악한 방법으로 해체하여 재질별로 분류한다. 따라서 방사성물질로 오염된 폐활성탄 필터의 안전한 처리를 위한 폐활성탄 필터 분해/처리설비의 개발 필요성이 대두되었고 이와 같은 필요성에 의해 안전사고 예방 및 공기오염으로 인한 작업자 내부피폭 방지를 위해 필터분해 작업을 Glove-Box 형태의 격납된 공간에서 공기압을 사용한 반-자동화된 기계 설비를 연구 개발하게 되었다.

2.5 실증실험 결과 고찰

압축 강도 측정기	비 고
	○ KTR 한국화학융합시험연구원(울산시 중구 소재)

폐활성탄 필터	비 고
	○ 압축강도 : 8,988N
	○ 압축강도 : 3,932N

Fig. 3. Compressive strength measuring instrument.

2.6 폐활성탄 필터 분해/처리 설비 제작 안

상기의 압축강도 산출 실증실험 결과로 본 설비의 압축강도는 8,988N 이상의 공기 압력을 가지고 격납구조인 Glove-Box 형태로 제작.

○ 개선 후 폐활성탄 필터 분해/처리 설비 구성 및 기능

A) Glove-Box : Air-Borne 확산 방지
B) 고압 송풍기 : 폐활성탄 수집
C) 압착판(교체형) : 카트리지 형태 변형
D) 폐필터 고정틀(교체형) : 카트리지 유동 방지
E) 카트리지 수집통 : 압착된 필터 카트리지 회수
F) 폐활성탄 수집통 : 비산되는 활성탄 회수
G) 압력계 : 운전압력 범위 지시
H) Air Gun : 글러브 박스내 잔존 활성탄 제거용
I) Control Panel : 운전용 조작판

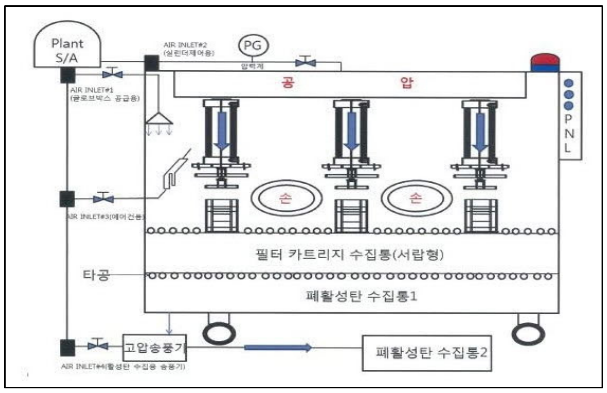


Fig. 4. Spent Charcoal filter decomposition / processing facility configuration.

3. 결론

본 설비 개발 후 현장 적용 시 각 원전별 적치된 폐활성탄 필터 및 향후 발생되는 폐활성탄 필터를 적기에 처리함은 물론, 플라스틱과 활성탄 분리처리로 중·저준위 방사성폐기물 인도규정을 만족 할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] 월성3발전소 관리구역내 고체 방사성폐기물 관리 절차서(방사선-8610).
[2] 중·저준위 방사성폐기물 인도규정(원안위고시 제2014-64호).
[3] 방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정(원안위고시 제2014-3호).

원전 폐수지내 방사성 핵종 분석을 위한 시료전처리 방법 비교 평가

오심온[1*], 황재식[1], 최광순[1], 구난영[2], 안홍주[1], 지광용[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력(주), 경상북도 경주시 양북면 불국로 1655
*simon@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐수지는 원전 가동 중 방사성 오염물 제거, 계통수질 화학적 조절 등의 목적으로 사용되고 있으며, 여러 계통에서 발생한 폐수지는 발전소 혼합물 저장탱크에 보관된다[1]. 2014년 국내 원자력 발전소에서 생성된 가연성 중저준위 방사성 폐기물은 총 2,070드럼(200 L기준)으로 그 중 방사성폐수지는 296드럼으로 전체 14.3%를 차지한다.

원전 폐수지 내 방사성 핵종 분석을 위해 적절한 방법을 통해 시료를 용액화 해야 한다. 시료 용액화를 위한 방법으로는 일반적으로 혼합산을 이용한 칼럼 용출법, 극초단파 산분해법 등이 사용된다. 혼합산을 이용한 칼럼용출법은 일정 시료를 분취하여 칼럼에 옮긴 후 혼합산을 초당 1 mL 내외의 낮은 속도로 흘려주어 방사성 핵종을 용출한다. 극초단파를 이용한 산분해법은 일정량의 시료와 용해를 위한 산을 주입 후 극초단파를 조사하여 분해하는 방법이다.

칼럼을 이용한 용출법은 이온 분배계수 특성차이를 이용하여 방사성 핵종을 용출하며, 많은 양의 혼합산이 사용되어 감마핵종 분석을 위해 용출된 시료를 농축하는 과정이 필요하다. 또한 용출속도가 높은 경우 방사성 핵종이 용출되지 않고 잔류할 우려가 높다. 극초단파를 이용한 산분해법은 고온/고압조건에서 신속히 시료를 분해하는 방법으로 시약 소모가 적고, 미량의 시료로 분석이 가능한 장점이 있는 반면, 분해시 발생하는 가스로 인해 폭발 위험 및 분해 도중 관찰이 불가한 단점이 있다[2-3].

본 연구에서는 원전에서 발생하는 폐수지 시료용액화 방법에 관한 검토를 위해 칼럼을 이용한 용출법과 극초단파를 이용한 산분해법이 사용되었으며, 극초단파 산분해법은 시료 회분 유무에 따른 효율성 비교를 추가하였다.

2. 본론

2.1 실험

칼럼을 이용한 용출법은 Fig. 1과 같이 직경 8 mm의 주사기 형태의 분리관에 공극 60 Å 크기를 가지는 분리막을 삽입 후 건조된 시료 약 1 g을 충진 후 시료 유실을 방지하기 위한 분리막을 넣어 시료를 고정하였다. 준비된 칼럼에 일정량의 증류수를 주입하여 기포를 제거한 다음 150 mL의 혼합산(4 M 염산 : 50 mL, 10 M 질산 : 50 mL, 5 M 질산 + 0.2 M 불산 : 50 mL)을 순차적으로 주입하여 약 1 mL/min의 속도로 용리하였다.

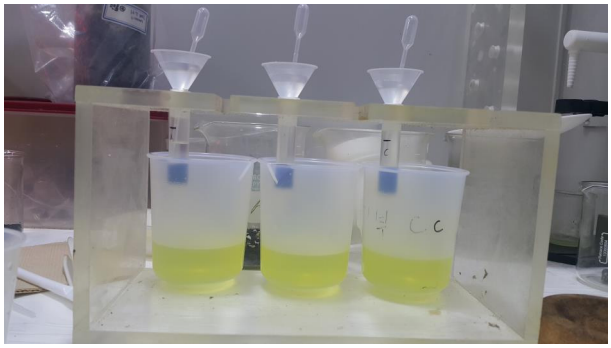


Fig. 1. Elution method of spent resins.

극초단파를 산분해법은 건조한 시료 약 0.5 g을 용기에 넣고 진한질산 10 mL, 진한염산 4 mL 및 불산 0.25 mL를 주입한 후, Fig. 2와 같이 밀폐형 극초단파시스템에서 출력수치를 290 W - 400 W - 300 W - 250 W의 순서로 조절하면서 시료를 용해하였다.

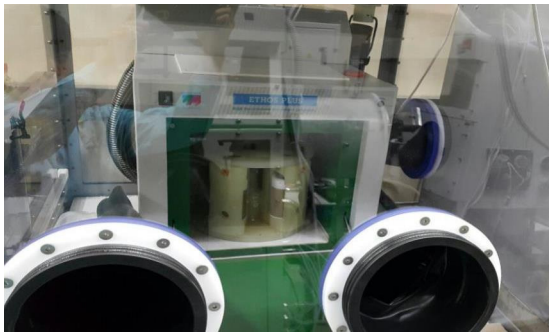


Fig. 2. Closed Vessel Microwave digestion system.

2.2 결과

Fig. 3은 칼럼을 이용한 용출법과 극초단파 산분해법을 통해 용해된 시료의 양을 나타내고 있다. 칼럼을 이용한 용출과 극초단파 산분해법을 전처리 결과 평균 용해량은 각각 8.9%, 27.02%로 나타났다. 이는 극초단파 산분해법은 고온/고압조건에서 극초단파의 큰 에너지를 활용하여 시료 내부에 존재하는 물질 또한 파괴 및 용해되어 용해량이 높게 나타난 것으로 판단된다.

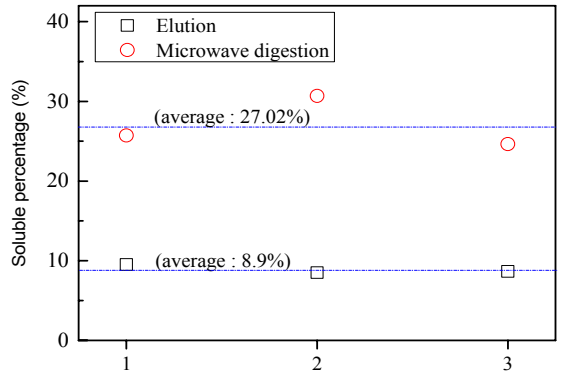


Fig. 3. Comparison of soluble percentage between the elution and the microwave digestion.

칼럼을 이용한 용출법과 극초단파 산분해법을 통해 용액화 한 후 감마분광기로 Co-60과 Cs-137 핵종을 측정한 결과를 통해 비교한 결과, 두 방법으로부터 계측된 값 차이는 크지 않은 것으로 나타났다(Fig. 4 참조).

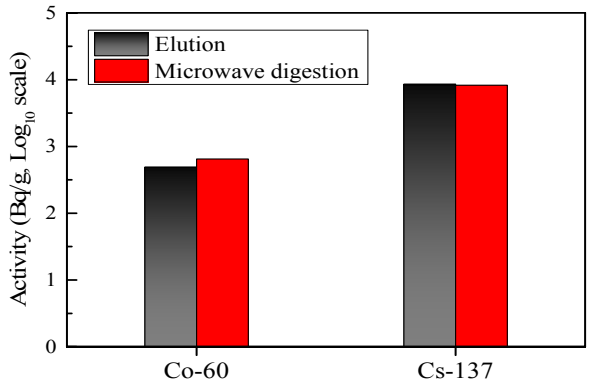


Fig. 4. Comparison gamma analytical results between elution and microwave digestion.

3. 결론

원전에서 발생하는 방사성 폐수지 전처리 방법 검토를 위해 칼럼을 이용한 용출법과 극초단파 산분해법을 통해 용액화한 시료를 감마분광기로 측정한 결과를 비교하였다. 극초단파 산분해법을 통해 용액화한 시료가 칼럼을 이용한 용출법보다 용해율은 높게 나타났으나, 용해된 방사성 핵종을 통한 검출 결과는 큰 차이를 나타내지 않았다. 하지만, 극초단파 산분해법은 칼럼을 이용한 용출법에 비해 전처리 시간을 크게 단축할 수 있는 장점을 가지고 있기에 향후 분리를 통해 알파 및 베타 핵종 검출을 통한 비교검증이 필요할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원의 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] N. Hamodi, K. Papadopoulou, T. Lowe, and T. Abram, "Thermal Analysis and Immobilisation of Spent Ion Exchange Resin in Borosilicate Glass", New Journal of Glass and Ceramics, 2, 111-120, (2012).

[2] 최광순, 이창헌, 김영복, 안홍주, 박용준, 송규석 "방사성핵종 원소 측정을 위한 폐수지 전처리", 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술발표회 논문요약집, 11(2), 385-386 10.17~18, 2013, 제주.

[3] 손세철, 표형열, 최광순, 김영복, 박용준, 송규석 "방사성 핵종분석을 위한 폐이온교환수지 전처리", 한국방사성폐기물학회 2012 추계학술발표회 논문요약집, 10(2), 385-386 10.11~12, 2012, 부산.

ITER 폐기물 내 삼중수소 제거 시스템 조건 확립을 위한 CuCrZr 합금의 중수소 장입 온도별 열탈착 특성 분석

박명철[1*], 김희문[1], 안상복[1], 김재용[2], 이상화[2], 니구안 티란안[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*mcpark@kaeri.re.kr

1. 서론

ITER 운영 중 토카막에서 발생되는 type B 폐기물은 삼중수소를 함유한다. 규제에 따라 폐기물 내 삼중수소 제거가 요구되므로, ITER에서는 가열을 통해 삼중수소를 제거하는 시스템 구축을 계획하고 있다 [1]. 이러한 삼중수소의 제거는 확산과 관계되므로 처리 속도 향상을 위해 가열 온도를 증가시킬 수 있으나, 설비의 성능과 경제적 효율을 감안할 때 최적화된 온도 도출이 필요하다. 본 연구에서는 ITER PFM과 구조재를 접합하기 위한 CuCrZr 합금에 대한 중수소 열탈착 연구를 수행하였다[1]. 연구 용이성을 감안하여 삼중수소를 대체한 동위원소 중수소를 이용하였으며, CuCrZr 합금에 중수소를 장입한 후, TDS를 이용하여 연속적인 가열에 따른 중수소 탈착을 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

시험을 위해 직경 4 mm, 높이 5 mm의 원기둥 형태 시편을 이용하였으며, 25 bar의 중수소 분위기에서 24 시간 동안 가열하여 시편에 중수소를 장입하였다. 이 때, 가열 온도는 ITER 환경인 240℃를 기준으로 120, 350℃를 추가하여 장입 온도에 따른 경향성을 보고자 하였으며 한양대로부터 중수소 장입 시편을 제공받아 연구를 수행하였다.

중수소 장입된 CuCrZr 합금에 대하여, TDS (Thermal desorption spectroscopy)를 이용한 열탈착 시험을 수행하였다. 상온에서부터 최대 900℃까지 0.5℃/sec의 일정한 속도로 가열되는 동안 10^{-8} torr 진공 챔버 하에서 방출되는 중수소를 QMS를 이용하여 측정하였으며, D_2 calibration leak를 이용하여 방출된 양을 정량적으로 계산하였다. 또한, 동일한 장입 시편에 대해 한양대에서 수행한 800℃ Baking 시험의 중수소 방출량과 비교를 통해 ITER 삼중수소 제거 공정의 가열 온도로 예상되는 800℃에서의 중수소 제거율을 평가하였다.

2.2 TDS 시험 결과

Fig. 1은 온도에 따른 중수소의 탈착 거동을 장입 온도별로 나타낸 결과이다. 120℃에서 장입한 시편의 경우 거의 중수소가 방출되지 않았으며, 따라서 해당 온도에서 중수소 장입은 거의 이뤄지지 않은 것으로 보인다. 장입 온도가 증가함에 따라 peak 온도가 높아졌으며, 그 높이 또한 증가하여 장입된 중수소의 양이 증가함을 확인할 수 있었다. 중수소 탈착이 완료되는 온도는 120, 240, 350℃ 장입한 시편에서 각각 690, 760, 800℃으로 장입 온도 증가에 따라 증가한 것을 알 수 있었다.

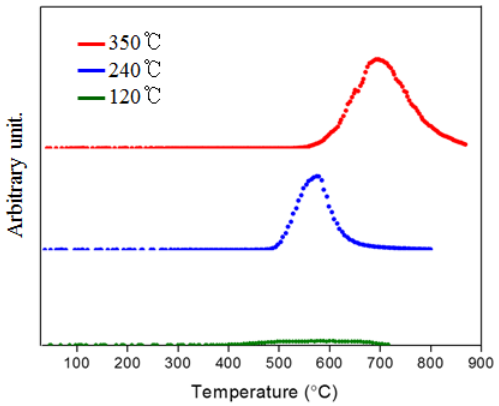


Fig. 1. Comparison of D_2 thermal desorption curves in CuCrZr loaded at 120, 240, and 350℃.

가열 동안 방출된 중수소의 정량적 계산을 위해 leak test 후 환산한 TDS 데이터를 Fig. 2-4에 나타내었다. Fig. 2에서 120℃에서 장입한 시편의 경우 중수소 열탈착은 780 초에 시작되었으며 1,260 초에 종료되었고 이 때 총 중수소 농도는 0.03 wppm으로 계산되었다. Fig. 3에서 240℃에서 장입한 시편의 경우 중수소 열탈착은 790 초에 시작되어 1,440 초에 종료되었으며 이 때 중수소 농도는 0.7 wppm으로 120℃에서 장입했을 때에 비하여 20배 이상 증가하였다. Fig. 4에서 350℃ 중수소 장입한 시편의 경우 1,090초에 탈착이 시작되어 1,860 초에 종료되었으며 이 때 중수소 총량은 4.2 wppm으로

가장 많게 측정되었다.

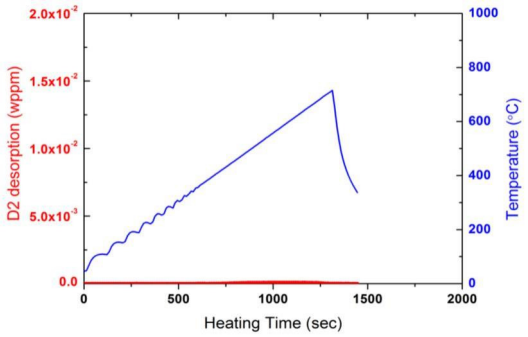


Fig. 2. Desorbed D_2 concentration as a function of heating time (120°C loaded CuCrZr).

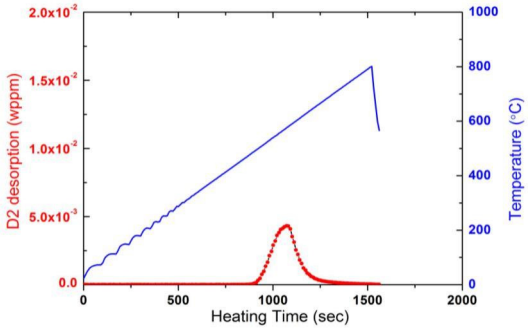


Fig. 3. Desorbed D_2 concentration as a function of heating time (240°C loaded CuCrZr).

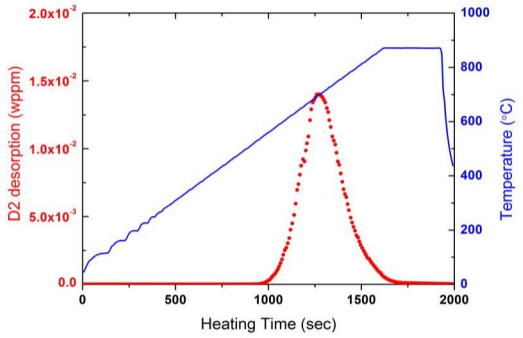


Fig. 4. Desorbed D_2 concentration as a function of heating time (350°C loaded CuCrZr).

ITER 삼중수소 제거 공정의 가열 온도로 예상되는 800°C에서의 중수소 제거율을 평가하기 위해 한양대 800°C Baking 시험동안 중수소 방출량 결과와 비교한 것을 Table 1에 나타내었다. 120, 240°C에서 중수소 장입한 시편의 경우 일치하는 중수소 방출량을 보였다. 350°C 장입한 시편 결과에서 값에 일부 차이를 보였으나, KAERI TDS 결과에서 중수소 탈착이 800°C에서 완료되었고, 한양대 800°C baking 시편에 대한 900°C TDS 시험에서 추가적인 중수소 탈착이 관찰되지 않았음을 감안할 때, ITER 삼중수소 제거 온도 조건인 800°C는 대부분의 중수소가 제거되기에 충분한 것으로 예상된다.

Table 1. D_2 concentration of CuCrZr measured by KAERI (Up to 900°C) and HYU (800°C)

Loading Temp. (°C)	D_2 (wppm) KAERI	D_2 (wppm) HYU
120	0.03	0.03
240	0.7	0.7
350	4.2	3.39

3. 결론

ITER 후보재인 CuCrZr에 대하여 중수소 장입한 후 TDS 시험을 통해 탈착 거동을 측정한 결과 탈착 curve의 peak는 장입 온도 증가에 따라 증가하였고, 탈착 완료 온도 역시 장입 온도 증가에 따라 증가하였다. 그러나 본 연구에서 설정한 장입 조건 모두 ITER 삼중수소 제거 조건으로 예상되는 800°C에서 가열 시 대부분의 중수소를 제거할 수 있을 것으로 생각되었다.

4. 참고문헌

[1] R.P. Doerner, M.J. Baldwin, G.De Temmerman, J. Hanna, D. Nishijima, J.Roth, K. Schmid, G.R. Tynan and K. Umstadter, Codeposition of deuterium with ITER materials, Nuclear Fusion 49, 2009.

[2] D.H. Liu, P.H. Wang, Y. Song, L. Qian, and J.M. Chen, "Effect of the ITER FW Manufacturing Process on the Microstructure and Properties of a CuCrZr Alloy", Plasma Science and Technology, Vol.17, No.10, Oct. 2015.

핫셀 방사성폐기물 압축기 개발

서항석*, 김도식, 이형권, 권형문, 장정남, 김성근, 권인찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원의 조사후시험시설은 국내 상용 원자로 핵연료에 대한 조사후시험을 목적으로 건설되었으며 현재까지 여러 개의 집합체와 연료봉에 대한 조사후시험을 수행하였다. 조사후시험시설은 3개의 풀과 4개의 콘크리트 핫셀 및 2개의 납셀을 가지고 있으며 연개시설로는 방사화학 실험실 및 방사성폐기물 처리시설이 있다. 풀은 사용후핵연료 운반용기로부터 사용후 핵연료를 하역하기 위한 하역풀 과 연료를 저장하기 위한 저장풀 (최대 15개의 PWR핵연료 집합체 수용), 그리고 핵연료집합체를 해체하고 수중시험을 하기 위한 시험해체풀로 구성되어 있다. 콘크리트핫셀은 핵연료봉 외관을 시험하는 비파괴시험셀, 핵연료봉의 핵분열기체 가스포집 및 거시절단을 위한 해체셀, 핵연료 시료를 저장하기 위한 저장셀 및 핵연료시료에 대한 금속조직시험시편을 제작하기 위한 시편준비셀로 구성되어 있다. 그리고 방사선 차폐형 광학현미경의 금속조직시험셀 및 핵연료의 밀도측정 및 단면 감마스캐닝을 수행할 수 있는 두개의 납셀로 구성되어 있다. 사용후 핵연료를 취급하는 조사후시험시설의 핫셀 내 에서는 핵연료를 절단하고 시험하는 과정에서 고준위 방사성폐기물이 많이 발생한다. 따라서 핫셀 시험과정 중 필히 발생되는 고준위 방사성폐기물의 양을 획기적으로 감용 시키기 위한 핫셀용 방사성폐기물압축기 제작에 대해 기술하고 결과를 제시 하였다.

2. 본론

2.1 Body 부분의 주요 제작내용은 다음과 같다.

2.1.1 압축기는 핫셀 내에서 운용되므로 원격조종기로 원활하게 조작이 가능하도록 제작하였다.

2.1.2 압축기에 사용되는 재질은 방사선 및 내 부식성에 강한 S.T.S.304를 사용하고 방사성오염 물질로부터 제염이 용이하도록 표면을 Buffing 처리하였다.

2.1.3 압축기의 압축강도는 최소 24 kg/㎠ 으로 하며 좌측 Support와 Pressing frame은 폐기물용기의 삽입 및 제거가 용이하도록 제작하였다.

2.1.4 구동장치로는 에어실린더를 사용하고 에어라인은 S.T.S Flexible hose를 사용하였다.

2.1.5 구동장치를 조작하는 Control panel은 핫셀 작업구역에 설치하여 작업 상황을 관찰 하면서 운전 할 수 있게 하였다.

2.2 구동 에어실린더 및 Compressor 주요 사항은 다음과 같다.

2.2.1 구동실린더는 에어 클레비스형 으로 하였다.

2.2.2 구동실린더의 스토로크는 헤드 축(상,하)은 255 mm, 프레스용은 281 mm를 사용하였다.

2.2.3 에어를 공급하는 Compressor는 저소음으로 무 급유 방식으로 하였다.

2.2.4 탱크압력은 6-8 kgf/㎠ 이상으로 하였다.

2.2.5 에어생산량은 240 L/min(무 부하기준) 이상으로 하였으며 탱크용량은 50L로 하였다.

2.2.6 소음은 57dB 이하 Compressor를 사용했다.

이상의 조건으로 제작이 완료된 압축기는 핫셀 내부에 설치하기 전 고준위 방사성 폐기물저장용기(약 50 L)를 놓고 운전을 하여 정상유무를 확인 한 후 핫셀 내부에 설치하였다. 다음 사진은 제작이 완료된 압축기를 고준위 방사성폐기물 저장용기를 놓고 시운전을 하는 사진(Fig. 1)과 압축기를 핫셀 내부에 설치한 사진(Fig. 2)이다.

3. 결론

압축기를 핫셀 내부에 설치하고 시험 중 일상적으로 발생하는 방사성폐기물(디스크, 부팅, 휴지, 솜 및 장비 등)을 압축한 결과 부피가 약 1/4로 감소하였으며 부피가 큰 HEPA Filter는 1/5로 부피가 감소하였다. 따라서 부피감용으로 인해 폐기물처리 작업시간 및 비용이 많이 절감 될 것으로 예상된다.

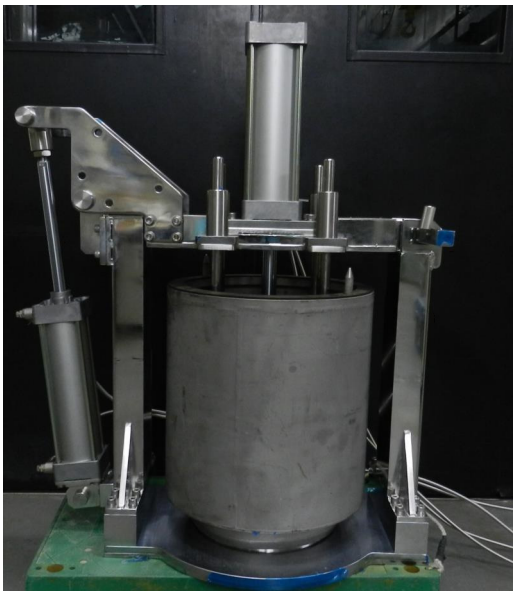


Fig. 1. Press machine for High-Level Radwaste.

Fig. 2. Press machine for High-Level Radwaste in Hotcell.

4. 참고문헌

[1] 김은가 외 21인, "조사후 시험시설운영" KAERI/MR-271/1995 (1995).

[2] 민덕기 외 23인, "조사후 시험시설운영" KAERI/MR-348/2000 (2000).

[3] 민덕기 외 23인, "조사후 시험시설운영" KAERI/MR-369/2001 (2001).

티타늄 저장재 용기에서 삼중수소 인출을 위한 흡탈장 시험장치 개발

정은경*, 송규민, 고병욱, 정가희, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jungek15541@khnp.co.kr

1. 서론

2007년 월성원전 TRF(Tritium Removal Facility)가 준공되면서, 우리나라도 캐나다에 이어 삼중수소를 생산할 수 있는 능력을 보유하게 되었다. 삼중수소는 산업용, 의료용 및 연구용으로 활용이 가능한 고가의 원소로, 대부분의 국가가 전량 수입에 의존하고 있다. 특히 국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor) 건설이 진행되면서 삼중수소에 대한 수요증가가 기대되고 있다[1]. 하지만 월성원전 TRF는 방사성폐기물로서 삼중수소를 영구보관하는 관점으로 티타늄 저장재에 보관하는 방식으로 설계되었다. 따라서 삼중수소 생산판매를 위해서는 기존 설비만으로는 한계가 있어 삼중수소 자원화시스템을 개발한 바 있다[2]. 본 연구에서는 티타늄 저장재에서 삼중수소를 효율적으로 인출하기 위한 실험장치를 설계하고 아울러 열전달해석을 통해 가열로 설계를 수행하고자 한다.

2. 본론

2.1 티타늄 저장재 특성

월성원전 TRF의 삼중수소 저장방식은 밀폐된 저장용기 내에 티타늄과 결합하는 것이다. 티타늄은 삼중수소와 결합하여 TiTx(x=0~2)의 화합물을 형성하며, 원자수 1:1 결합 시 활성화 온도에서 증기압이 30 ㎜Hg 정도로 상당히 낮다. 따라서 삼중수소를 티타늄에서 다시 탈장하는 데에 열역학적 한계가 존재할 수 있다. 즉, 삼중수소 저장용기의 설계온도 범위 내에서 삼중수소를 안전하고 효율적으로 인출하기 위해서는 특별한 설계가 필요하다.

2.2 삼중수소 흡탈장 시험장치

삼중수소 인출조건의 최적화를 위한 흡탈장 시험장치를 설계하였다. Fig. 1은 흡탈장 시험장치의 개략도이다. 본 설비는 수소로 실험을 하며, 삼중수소 인출용 가열로 모듈, 수소공급 및 회수계통, 고진공 배기계통, 시스템 제어 및 데이터 취득계통으로 구성되어 있다. 수소 누설율이 2.0×10^{-9} mbar·liter/sec 이하로 설계되며, 안전을 위해 누설감지 및 안전정지 기능을 갖추고 있다. 삼중수소인출용 가열로 모듈은 2.3항에서 자세히 설명하였다. 수소 공급 및 회수 계통은 삼중수소 저장용기에 흡장된 수소의 탈장된 양과 속도를 알아내기 위한 계통으로 일정온도에서 탱크의 압력변화를 측정하여 알아낸다. 진공 배기 계통은 실험 전후 전체 계통의 진공 배기를 위한 것이다. 데이터 취득 계통을 통해 구성기기 제어와 측정이 가능하며 실시간으로 데이터가 기록되고 수집할 수 있다.

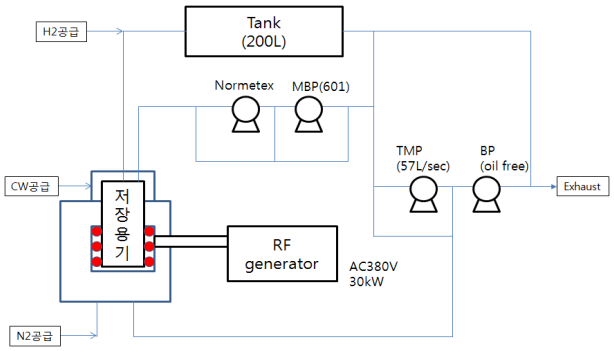


Fig. 1. Schematic diagram of tritium absorption and desorption experimental apparatus.

2.3 삼중수소 인출용 가열로 모듈

삼중수소 인출용 가열로 모듈은 삼중수소 흡탈장 시험장치의 핵심구성품으로 저장용기 내부의 티타늄과 결합하고 있는 수소를 인출하기 위해 직접적으로 가열하는 장치이다. 가열로 모듈의 구성품은 RF 유도가열장치, 외부진공용기, 열교환기로 구성되어 있다. 주어진 온도조건에서 운전 시간에 따라 삼중수소가 인출되는 양을 측정하여 가열로 모듈의 성능을 확인할 예정이다. 가능하면 티타늄 저장재의 온도만 올리고 삼중수소 저장용기의 다른 부분, 특히 밸브가 장착된 상부의 취약한 부분을 보호하기 위한 설계가 중요하다. 또한 글로브박스의 제한된 운전압력 범위 이내로 유지하기 위한 설계가 필요하다. 고온가열에 의해 글로브박스 내부로 열이 전달되는 경로는 두 가지이다. 첫 번째는 대류를

통한 열전달이며, 두 번째는 글로브박스 벽을 통한 열전도이다. 이를 최대한 줄이기 위해 삼중수소 저장용기와 글로브박스 사이에 대류를 차단하는 장치를 설치하고 저장용기 상부 벽에 냉각기를 설치하였다.

2.4 삼중수소 인출용 가열로 모듈의 열전달 해석

삼중수소 인출시 고온으로부터 삼중수소 저장용기를 보호하고 글로브박스의 안전한 운전을 위해 삼중수소 인출용 가열로 모듈의 열전달 해석을 수행하였다. 열전달해석의 시뮬레이션 조건은 Table 1과 같다. Fig. 2는 삼중수소 저장용기의 내부 티타늄을 650℃가 되도록 가열할 경우 저장용기 전체의 온도분포를 열해석한 결과이다. Fig에서 보듯이 저장용기 상부는 22-24℃로 가열부의 열이 완벽히 차단되어 글로브박스 내부로의 열전달은 무시할 수 있을 것으로 판단된다.

Table 1. Simulation condition of heat transfer analysis

난류 모델	SST 모델(냉각수 유동시)
구조물 재질	Copper, SUS304, SUS316, Ti Sponge
작동유체	Water, Air
열전달 해석	복사모델 : Discrete Transfer Model
격자	sweep mesh(tetra+hexa) 31,892,997nodes
용기 상부 냉각 유량, 온도	10 L/min, 15℃
용기 챔버 냉각 유량, 온도	10 L/min, 25℃
RF Coil 냉각 유량, 온도	20 L/min, 24℃
Cooling Fan(100) 공기유량, 온도	12.8 m^3/min, 25℃
Cooling Fan(80) 공기유량, 온도	4 m^3/min, 25℃
실내 노출면 열전달 조건	열전달 계수 : 10W/m^2·K @T_∞:25℃
가열 온도, 시간	650℃, 24 hr

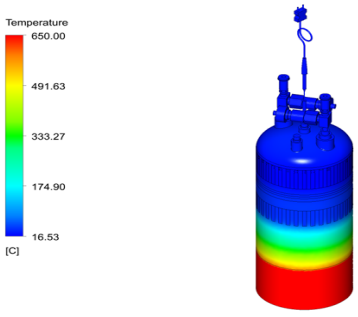


Fig. 2. Temperature profile of Ti-Bed.

3. 결론 및 향후계획

본 논문에서는 열전달해석을 통해 티타늄 저장용기에서 삼중수소를 인출하기 위한 가열로 모듈을 개발하고 삼중수소 인출 가열로 및 흡탈장 시험 장치를 설계하였다. 향후 본 설비의 운전을 통해 삼중수소 저장용기로부터 삼중수소를 효율적으로 인출하기 최적운전조건과 소요시간을 확인하고 삼중수소 자원화 설비 적용여부를 검토할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 정기정, "국제핵융합실험로 공동개발사업", 한국화학공학회 춘계학술대회, 부산 (2016).

[2] K. Song, "Introduction to tritium application program in KHNP", KO-JA Tritium Workshop, July 5-6, 2016.

중저준위 방사성폐기물 내 ^{129}I 정량분석을 위한 화학적 분리방법 최적화

유화성*, 강병만, 김건호, 이광은, 안홍주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yumars@kaeri.re.kr

1. 서론

전 세계적으로 원전을 비롯한 기타 핵시설로부터 배출되고 있는 방사성폐기물의 처리 처분과 관련하여, 방사성 및 생물학적 독성과 핵종의 반감기, 비파괴 방법으로 측정이 곤란한 α · β 방출핵종 등 규제핵종 선정기준을 마련하고 이에 대한 규제를 강화하고 있다[1]. 최근 국내에서도 원자력안전위원회 고시 제 2014-53호 "중저준위 방사성폐기물 인도규정"에 따라 방사성폐기물의 이력 및 드럼 내 총 방사능량, 핵종 농도를 의무적으로 표시하도록 하였다. 특히, ^{129}I에 대해서는 방사성폐기물 저장소의 반입 농도 하한치를 매우 낮게 설정하여 엄격하게 규제하고 있기 때문에 방사성폐기물 처분 안전성 확보를 위해 핵종재고량을 신중하게 설정할 필요가 있다.

환경시료나 중저준위 폐기물에 함유되어있는 ^{129}I의 양은 극히 미량으로 추정되며, 특히 방사성폐기물의 경우 핵물질이나 기타 여러 가지의 핵분열생성물질들이 함유되어 있다. 이러한 원소들은 ^{129}I의 γ 혹은 β선의 방사능 측정에 영향을 줄 수 있기 때문에 요오드를 선택적으로 분리, 회수하는 시료의 전처리 과정이 선행되어야 한다. 또한, ^{129}I의 경우 낮은 에너지(0.15 MeV)의 β 입자 방출 및 비방사능을 갖고 있으며, γ-ray (0.0039 MeV)와 X-ray (0.029 MeV) 또한 매우 낮아 직접 측정이 어렵기 때문에 다양한 방법으로 시료전처리 과정을 거쳐 방해원소로부터 ^{129}I를 선택적으로 분리해야 측정한계를 낮출 수 있다[2].

본 연구에서는 시료의 전처리 및 분리 과정 중 화학적 회수율에 영향을 줄 수 있는 매질의 음이온 성분에 의한 간섭 및 방해요소를 제거하고자 하였다. 이 결과는 방사성폐기물 시료 내 존재하는 ^{129}I의 방사능 농도를 정량화하여 방사성폐기물 처분 안전성 확보를 위한 명확한 핵종재고량 평가에 목적을 두고 있다.

2. 실험 및 결과

2.1 시료의 전처리 및 ^{129}I의 분리 · 회수

모의 radwaste 내 요오드 정량을 위하여 Iodine-129 표준용액과 운반체로써 KI 용액을 사용하였다. Fig. 1의 과정에 따라 실험을 진행하여 AgI 침전물을 저준위 γ-분광 분석기로 계측하여 방사능 농도를 결정하였다.

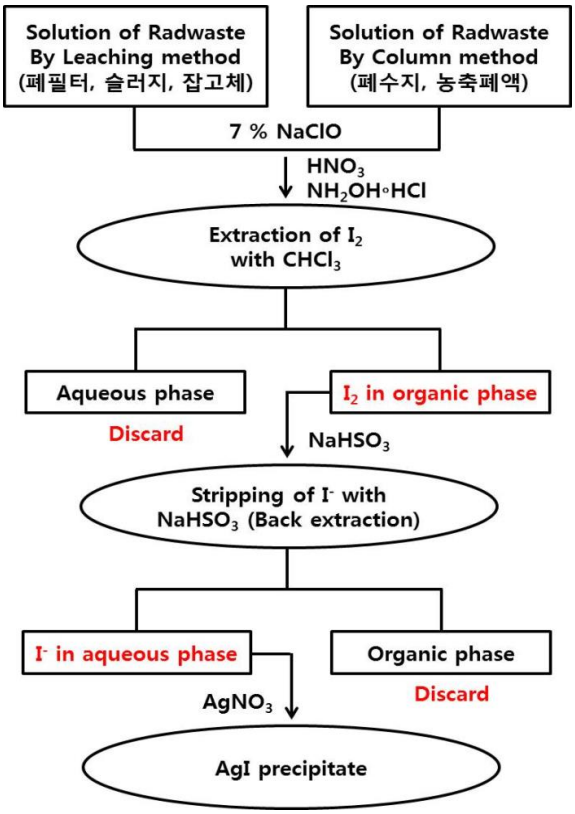


Fig. 1. Analytical processes for the determination of iodine recovery.

2.2 매질 내 음이온 성분 분석 및 영향

$NaHSO_3$로 역 추출한 용액에 대하여 IC(Ion chromatography) 분석을 진행함으로써, 매질 내 SO_4^{2-}와 Cl^- 음이온이 존재함을 알 수 있었다. 또한, 최종 AgI 침전물에 대한 XRD (X-ray diffraction) 및 EDS (Energy dispersive x-ray spectroscopy) 분석결과 γ-AgI와 β-AgI가 주침전물로 형성되고, AgCl과 Ag_2SO_3 부침전물이 형성됨을 확인하였다(Table 1 및 Fig. 2). 이러한 결과로써 SO_3^{2-} (또는 HSO_3^-) 음이온이 SO_4^{2-} 및 Cl^- 음이온과 매질 내 공존함을 알 수 있다. 이와 같이 AgI 침전 외 부침전물이 동시에 형성됨에 따라 AgI의 화학적 회수율을 증가시키며, 결과적으로 시료 내 ^{129}I의 방사능 농도가 실제 값에 비하여 낮게 평가된다.

Table 1. EDS analysis results of AgI precipitates for I/Ag ratios between 0.00 and 1.00

El	AN	I/Ag ratio				
		0.00	0.25	0.50	0.75	1.00
Ag	47	33.55	38.54	47.53	42.78	39.93
I	53	-	10.80	33.34	33.32	38.63
Cl	17	4.54	7.36	11.83	6.28	-
S	16	14.96	10.10	-	1.03	1.96
O	8	42.67	26.97	-	7.27	9.43
Na	11	-	-	-	1.92	2.99
C	6	4.30	6.23	7.30	7.40	7.05
Total		100.0	100.0	100.0	100.0	100.0

Atom. C [at. %]

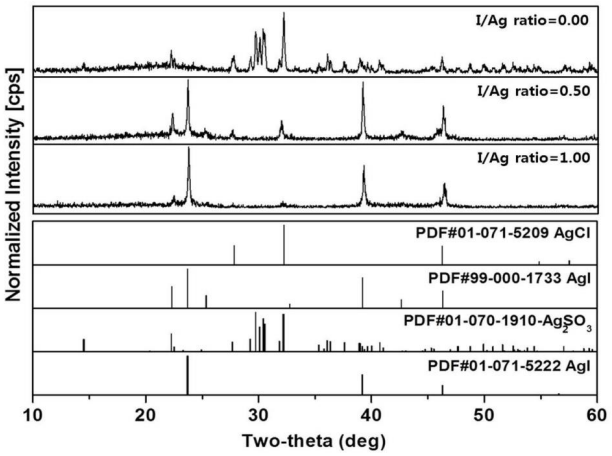


Fig. 2. XRD patterns of AgI precipitates for I/Ag ratios (0.00, 0.50 and 1.00).

2.3 음이온에 의한 간섭 및 방해요소 제거

Ag_2SO_3 침전을 생성시키는 SO_3^{2-} 음이온을 제거하기 위하여, H_2O_2를 이용하여 SO_3^{2-}를 SO_4^{2-}로 산화시킨 후(Reaction 1), $Ba(NO_3)_2$ 첨가하여 $BaSO_4$ 형태의 흰색 침전을 형성시킴으로써 매질 내 존재하는 SO_3^{2-} 음이온을 선택적으로 제거하였다 (Reaction 2).

$$SO_3^{2-}{}_{(aq)} + H_2O_2 \rightarrow SO_4^{2-}{}_{(aq)} + H_2O_{(l)} \quad (1)$$

$$SO_4^{2-}{}_{(aq)} + Ba(NO_3)_{2(aq)} \rightarrow BaSO_{4(s)} + 2NO_3^-{}_{(aq)} \quad (2)$$

위 반응 후, 매질의 pH 농도에 따른 실버 할로겐화물의 특성을 이용하여 AgCl의 생성을 억제하였다. 매질에 NH_4OH를 첨가하여 pH를 10으로 조절함으로써 Cl^- 음이온의 간섭 및 방해없이 순수한 AgI 침전물을 얻을 수 있었다(Fig. 3).

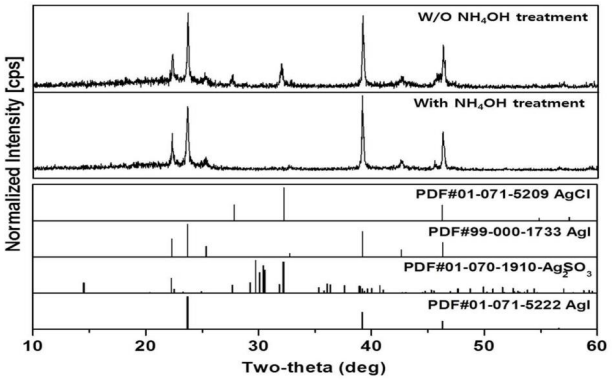


Fig. 3. XRD patterns of AgI precipitates (W/O and W/ NH_4OH treatment).

3. 결론

본 연구에서는 SO_4^{2-}, $SO_3^{2-}(HSO_3^-)$., Cl^- 등 간섭 및 방해요소의 제거에 관하여 기술하였다. I/Ag 비율에 따라 생성되는 부침전물의 형태를 분석하여, 침전형성 및 pH 농도를 조절하여 제거하였다. Reaction 1의 과정에서 I^-가 I_2로 산화되는 현상이 나타나, 대체 산화제에 대한 연구가 필요하다. 그러나 흥미롭게도, 실제 ^{129}I 분석과정에서 가능한 I/Ag 비율 0.50 이상에서는 Fig. 3에서 보듯이 NH_4OH 처리 1단계 과정만으로도 순수한 AgI 침전물을 얻을 수 있다. 이렇듯 본 연구는 방해원소로부터 ^{129}I를 선택적으로 분리할 수 있는 방법이며, 정확한 화학적 회수율을 구함으로써 ^{129}I의 방사능 농도를 정량화하여 방사성폐기물 처분 안전성 확보를 위한 명확한 핵종재고량 평가를 가능하게 한다.

4. 참고문헌

[1] K. C. Choi, "Sample pre-treatment for measurement of ^{129}I in radwastes", J. of the Korean Radioactive Waste Society, 3(1), 49-56 (2005).

[2] K. C. Choi, "A Study on the Dissolution and Separation for the Quantitative Analysis of Iodine in Spent Nuclear Fuel", ANALYTICAL SCIENCE & TECHNOLOGY, 13, 751-758 (2000).

[3] F. H. FIRSCHING, "Selective Precipitation of Silver Halides from Homogeneous Solution", ANALYTICAL CHEMISTRY, 32, 1876-1878 (1960).

하나로 시설에서의 고체 방사성폐기물 발생 현황(2011-2015)

강인혁, 허순옥, 인원호, 안형진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ihkang@kaeri.re.kr, sohur@kaeri.re.kr, wonho@kaeri.re.kr, hjan@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설에서 발생되는 폐기물들은 방사성 폐기물로 구분되어 일반폐기물과 다르게 처리한다. 하나로에서도 1995년 가동 이후, 시설 운영에 따른 방사성 폐기물이 매년 발생하고 있다. 현재 하나로에서 발생되는 방사성 폐기물은 고체, 액체 및 기체로 나누어 관리하고 있으며, 본 논문에서는 고체 방사성 폐기물의 발생량 및 발생원인과 폐기물의 종류별 및 연도(2011-2015)별 발생현황에 대해 조사하였다.

2. 본론

2.1 고체 폐기물의 구분

고체 폐기물은 가연성, 비가연성, 폐수지, 폐필터 및 규제해제(2010년 이후로 발생량 없음)로 구분하고 있다. 가연성은 작업복, 신발, 종이, 비닐, 덧신, 플라스틱 및 목재류 등을 말하며 비가연성은 철제류, 전선, 파이프 조각, 시멘트 등을 말한다. 폐수지는 1차 정화계통, 사용후 정화계통, 수조고온층 계통, 반사체 냉각계통의 수질 관리를 위하여 주기적으로 교환 중 발생하는 폐이온교환수지를 가리키며, 폐필터는 원자력관계시설에서 공기 중 방사성 물질의 제거를 위해 사용된 필터를 말한다.

2.2 종류별 및 연도별 발생량 분석

2.2.1 종류별 분석

Table 1은 각 연도별로 고체 방사성 폐기물의 발생현황을 보여주고 있다.

Table 1. Status of solid radioactive waste (ℓ)

연도	가연성	비가연성	폐수지	폐필터
2011	5,200	1,800	0	0
2012	4,200	2,600	1,600	1,600
2013	6,200	2,200	0	0
2014	2,400	1,200	0	4,900
2015	1,200	200	0	0
합계	19,200	8,000	1,600	6,500

가연성 폐기물은 2013년도에 6200ℓ로 가장 많은 양이 발생되었다. 이는 원자로 장기 정지 기간에 RCI(Reactor Concrete Island) 덮개를 보수하면서 실시한 페인트칠로 인해 발생한 다량의 폐비닐이 주된 증가이유였다. 비가연성 폐기물의 발생량은 2012년 일시적으로 2,600ℓ로 증가하였으나 2013년까지의 각 연도별 발생량을 비교했을 때, 큰 변화는 없어서 일반적인 유지 및 보수로 인한 것이었다. 폐수지는 격년에 1회씩 발생,하며 2013년 이후 발생이 없다. 이는 2014년 7월 원자로 정지 이후 재가동이 없었기 때문에 그만큼 이온교환수지의 사용기간이 늘어난 것으로 보인다. 폐필터 역시 2년에 1회씩 발생된다. 2014년 갑자기 증가한 이유는 2013년 해치 보수 작업 시, 칠했던 페인트가 건조되면서 휘발성 물질이 환기계통 필터에 흡착되었고 및 이로 인한 필터의 차압 증가로 교체 주기가 짧아졌지 때문이다. 또한 2014년 발생한 화재로 인해 그을음 등이 필터에 흡착된 영향도 있다.

2.2.2 연도별 분석

Fig. 1은 가연성 폐기물과 비가연성 폐기물의 연간 발생량 그래프이다.

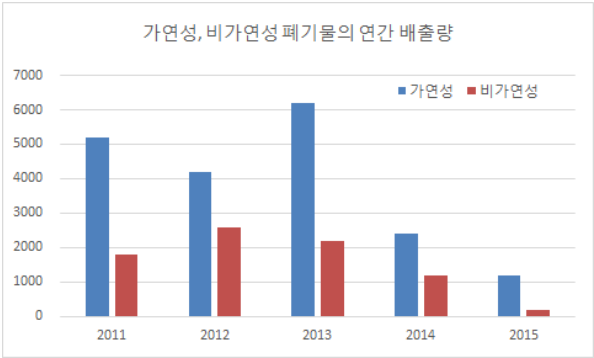


Fig. 1. Annual products of flammable and non-flammable waste.

가연성과 비가연성은 앞에서 설명하였듯이 원자로실에서 정상적인 운영 시에 발생하는 폐기물이다. Fig. 1을 보면 2014년부터 큰 폭으로 감소하고 있는데, 이는 2014년 7월부터 Rx 정지에 따라 발생

되는 폐기물이 감소되었기 때문이다. 특히 가연성 폐기물의 큰 부분을 차지하는 덧신, 작업복, 비닐, 장갑 등의 사용량이 줄었다는 것은 하나로 정지로 인해 원자로실 출입자가 줄었다는 의미이며 그만큼 원자로실에서의 연구, 실험 및 작업 등이 업무가 정상적으로 이루어지지 않았음을 나타낸다.

2.2.3 고체 방사성 폐기물의 구성비율

Fig. 2는 2011-2015년 사이에 발생된 고체 방사성 폐기물의 구성 비율이다.

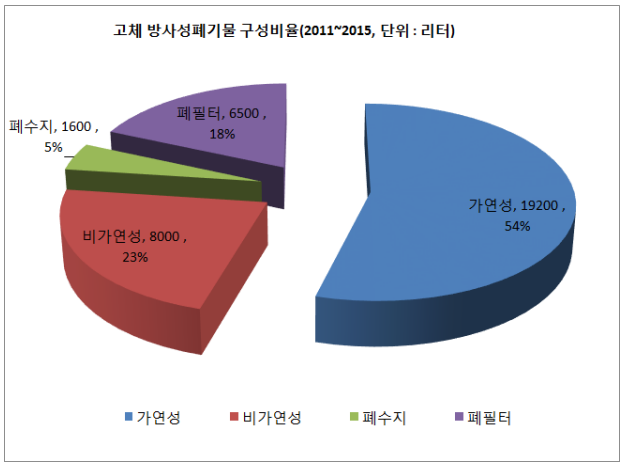


Fig. 2. Component ratio of solid radioactive waste (2011-2015).

Fig. 2에서 보다시피 고체 방사성 폐기물 발생량의 54% 정도를 가연성 폐기물이 차지하고 있으며 나머지 부분을 비가연성이 23%, 폐필터가 18%, 폐수지가 5%를 차지하고 있다. 시설 유지 및 보수 과정 중에 발생되는 폐필터와 폐수지는 전체 폐기물 비율의 23%를 차지가고 있으며, 원자로실 출입자의 저감화 노력에 의해 줄일 수 있는 가연성 및 비가연성 폐기물은 77% 정도이다.

2.3 고체폐기물 저감 대책 및 계획

위와 같이 발생하는 고체폐기물을 저감하기 위하여 현재 하나로에서는 다양한 방법으로 노력을 하고 있다.

첫 번째로, 원자로실에 반입하는 물품의 포장재를 가능한 제거하고 반입하고 있다. 특히 하나로에서 주로 사용하는 이온교환수지와 필터의 경우 상자 및 포장지를 제거후 반입하여 가연성 폐기물의 양을 줄일 수 있었다.

두 번째로, 원자로실 반입과 출입 물품에 대해여 관리 대장을 만들어 관리를 하고 있다. 반입물품에 대하여는 일련번호를 부여하여 반입날짜와 예상반출날짜를 기록하여 원자로실내에서 보관하는 기간을 최소화하여 반입물의 오염을 방지하며, 원자로실내에 장기간 방치하여 폐기물로 되는 것을 방지하고 있다.

세 번째로, 주기적인 원자로실 점검을 통하여 불필요한 시험물이나 시험장비 등에 대해서 smear test를 하고 있으며 오염여부를 확인 후 제염을 통해서 외부로 반출 후 처리를 하고 있다. 이러한 노력으로 고체폐기물을 줄일 수 있으며, 또한 폐기물의 처리 비용도 절감할 수 있었다.

3. 결론

하나로 운영 시 고체 방사성 폐기물의 발생은 불가피하다. 또한 저감화 노력과 무관하게 발생하는 폐수지와 폐필터 등의 폐기물도 있다. 그러나 원자로실에서 사용했던 작업복, 덧신, 종이류, 비닐류 등은 시설운영자 혹은 연구·실험 목적의 출입자들의 저감화 노력으로 감소시킬 수 있다. 원자로실로 실험 장비를 반입할 때 포장 박스를 미리 제거하여 반입한다든지, 원자로실 제염 작업 시 제염지의 오·남용을 줄인다면 가연성 폐기물을 감소시킬 수 있다.

하나로 시설에서 발생되는 고체 방사성 폐기물 의 저감을 위해 종사자의 노력과 관리 감독이 철저히 이행되어야 하며, 추가적인 저감 연구가 진행되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 하나로 및 활용시설 운영(2011-2015).

[2] 이문, 최호영, 안국훈, "하나로시설에서의 방사성 폐기물 처리 현황", 2007년도 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회.

국내 원전의 삼중수소 배출현황 및 추이 분석

이종국*, 이관희, 이윤지, 김성일, 육대식, 안상면
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*jongkuk@kins.re.kr

1. 서론

삼중수소는 원자력발전소의 방사선안전관리 측면에서 볼 때 중요하게 관리되는 방사성핵종이다.

삼중수소는 저에너지 베타선을 방출하는 핵종으로 원전 운영과정에서 발생되는 다양한 방사성핵종 중에서 상대적으로 매우 낮은 수준의 방사선위험도를 갖은 핵종이다. 하지만 가압중수형 원전(PHWR)인 월성 1-4호기를 포함하여 국내 다른 원전에서 액체 및 기체 상태로 배출하는 방사성배출물 중에서 삼중수소의 배출량이 차지하는 비율이 다른 방사성핵종(군)의 배출량에 비해서 매우 큰 비율을 차지하고 있는 실정이다. 이에 따라 삼중수소의 배출현황 및 추이를 꾸준히 분석하여 삼중수소 배출에 따른 방사선학적 위해도를 평가하는 것은 원자력안전규제의 중요한 항목 중에 하나이다.

2. 본론

2.1 발전용원자로 방사성배출물에 관한 기술기준과 배출규제

국내에서 운전 중인 발전용원자로는 관련법령에 따라 환경상의 위해방지기준을 만족하여야 한다[2]. 환경상의 위해방지 기준은 해당시설의 제한구역 경계에서의 연간선량으로 설정되어 있는데, 액체방사성물질의 배수에 의한 연간 유효선량은 0.03 mSv, 기체방사성물질의 배기에 의한 연간 유효선량은 0.05 mSv로 설정되어 있다. 또한 운영에 관한 안전조치로서 방사성폐기물의 처리 및 배출에 관한 기술기준을 충족하여야 하는데, 배출관리기준이란 환경으로 배출된 방사성물질을 규제하기 위하여 설정된 농도로 액체 및 기체 방사성물질에 의한 일반인의 피폭선량이 국제기준을 바탕으로 설정된 연간 선량한도를 넘지 않도록 유도되어 설정한 값이다. 삼중수소의 배출관리기준의 경우 액체상은 4.0e+07 Bq/m^3, 기체상은 3.0e+03 Bq/m^3이다.

2.2 삼중수소의 생성과 특성

삼중수소는 반감기가 12.3년으로 베타붕괴에 의해 He-3의 안정한 핵종으로 변환된다. 방출되는 베타입자의 최대 에너지는 18.6 keV이며 평균 에너지는 6 keV정도이다. 베타선 외에 다른 방사선은 방출하지 않으며 특히 감마선 방출이 없으므로 체외피폭에 의한 방사선학적 위해도는 거의 없다. 삼중수소는 ^{235}U의 삼중핵분열(ternary fission) 후, 파손된 핵연료 피복관을 통한 냉각재로의 확산 또는 중수소의 중성자 포획반응이나 ^{6}Li의 중성자 포획반응 후 붕괴($^{6}Li(n, \alpha)^{3}H$)에 의해 생성된다.

2.3 삼중수소 배출현황

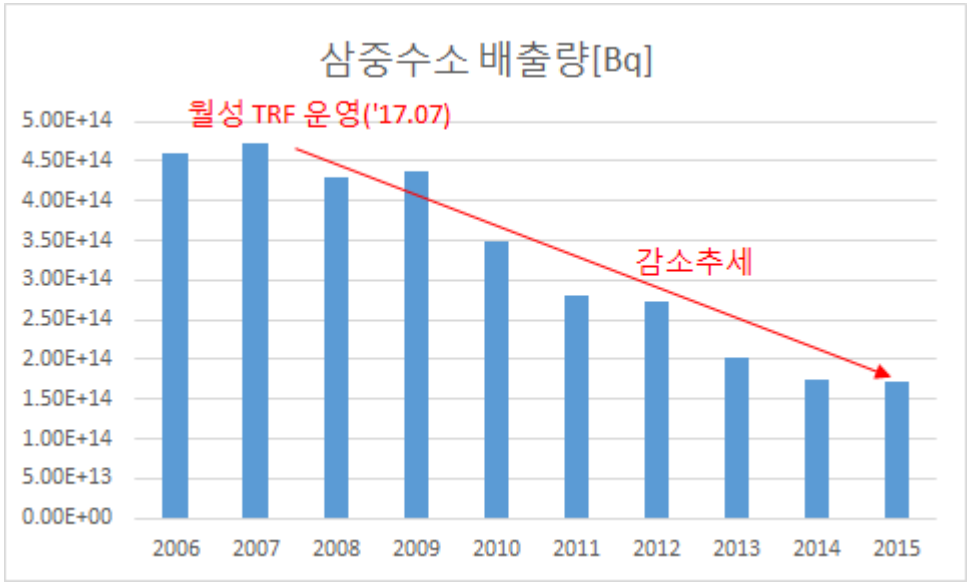
원자로내의 냉각재로 중수를 사용하는 중수로에서는 중수의 중성자 반응에 의해 삼중수소의 발생량이 경수로원전에 비해 월등히 많다[3, 4]. 이에 따라 삼중수소의 환경 배출량이 다른 방사성핵종에 비해 많으며, 최근 5 년(2011-2015년) 국내 원전의 방사성핵종 배출 기록에 따르면 중수로형 원전 1 기당 연간 삼중수소 배출량은 경수로형 원전의 약 5-6배 수준인 것으로 분석되었다 [Table 1].

Table 1. Average Value of Tritium Amount in Korea NPP Site(2011-2015)[unit: TBq]

구분	기체	액체	계
고리	15.9	50.8	66.7
한빛	14.0	48.1	62.1
한울	11.8	52.4	64.2
월성	148.0	72.4	220.4

2.4 삼중수소 배출추이

한수원은 월성원전 삼중수소 저감을 위해 삼중수소제거설비(TRF) 건설을 추진하여 2007년 7월부터 운영하고 있으며, 이후 월성원전의 삼중수소 환경배출량은 점차 감소되는 추이를 보여주고 있다. Fig. 1은 최근 10 년(2006-2015년)의 액·기체 삼중수소 배출량 추이를 나타낸다. Fig. 1을 보면 운영 초기인 2007-2008 년에 약 473-430 TBq의 삼중수소가 배출되었지만, 약 10 년이 지난 2014-2015년에는



구분	'06년	'07년	'08년	'09년	'10년	'11년	'12년	'13년	'14년	'15년
월성	4.59E+14	4.73E+14	4.30E+14	4.38E+14	3.49E+14	2.8E+14	2.74E+14	2.02E+14	1.74E+14	1.71E+14

Fig. 1. Release Amount and Decrease Trend of Tritium in Wolsung Site[unit: Bq].

171-174 TBq의 삼중수소가 발생해서 삼중수소제거 설비의 운영 초기에 비해 약 40% 수준으로 삼중수소의 배출량이 감소했음을 확인할 수 있다.

3. 결론

이 논문에서는 국내 원전에서 배출되는 액·기체 방사성물질 중 가장 배출량이 큰 삼중수소를 대상으로 최근 5 년간의 배출현황(전체 부지)과 최근 10 년간의 배출추이(월성 부지)를 분석하였다. 특히 2007년 월성 TRF의 운영으로 인해 월성부지의 삼중수소 배출량이 운영초기에 비해 약 40% 수준으로 줄어든 것을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (No.1305004).

5. 참고문헌

[1] 김희근, 공태영, "중수로원전 종사자의 삼중수소 체내섭취에 따른 인체대사모델과 유효반감기 분석", 방사선방어학회지 제34권제2호, pp.87-94(2009).
[2] 원자력안전법령
[3] 원자력발전소 주변 환경방사능 조사 및 평가 보고서, 한국수력원자력(주), 2006-2015.
[4] KINS 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템 'http://wacid.kins.re.kr/REPORT/STD/std_list.aspx?module=GS&period=Y'

중·저준위 잡고체 시료 전처리를 위한 회화 및 침출 방법 비교

최광순*, 황재식, 오심온, 김영복, 안홍주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분장은 경주시 양북면 봉길리에 2015년에 준공되어 현재 가동 중에 있다. 한국원자력환경공단(KORAD)은 고리, 월성, 울진 및 영광 원자력발전소와 그리고 우리 연구원에서 임시로 보관 중인 방사성폐기물 드럼을 인수받아 보관 및 관리하게 된다. KORAD은 중·저준위 방사성폐기물 드럼을 인수할 때 원안위 고시 제 2015-004호 '중·저준위 방사성폐기물 인도규정'에서 정하는 기준을 기관에 요구한다.

원안위 고시에서 방사능량의 95% 이상을 구성하는 방사성핵종을 규명하도록 요구하고 있다. 또한 ^{3}H, ^{14}C, ^{55}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{94}Nb, ^{99}Tc, ^{129}I, ^{137}Cs, ^{144}Ce 및 전알파와 같은 14개 핵종의 농도 규명을 요구하고 있다. 따라서 중·저준위 방사성폐기물 드럼 중 잡고체 플라스틱 시료에 존재하는 비휘발성핵종 (^{55}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{94}Nb, ^{99}Tc, ^{137}Cs, ^{144}Ce 및 전알파 핵종)의 방사능세기를 계측하기 위하여 먼저 용액으로 만들어야 한다.

침출은 고체를 용액에 담가서 우려내는 것이므로 플라스틱 표면에 붙어 있는 방사성핵종을 측정하기 위한 유용한 전처리 방법으로 사료된다. 따라서 플라스틱 시료를 PFA 재질의 비커에 넣고 혼합산 ($HF-HNO_3-HCl$)을 가하고 가열판에서 가열하여 침출하였다. 또한 회화 방법은 우리부서에서 확립한 전처리 방법으로 잡고체 시료에 적용하여 사용하고 있다. 그러나 이 방법은 고온에서 가열하여 재를 만드는데 시간이 많이 소요된다.

따라서 본 연구는 잡고체 시료 중 플라스틱의 전처리 방법으로 회화 및 침출방법을 적용하여 감마결과를 비교하고자 하였다. 전자는 고온에서 태운 다음 마이크로파 용해장치를 사용하여 생성된 재를 혼합산(염산-질산-불산)으로 용해하였다. 회화 온도는 200-250-300-350-400-450℃로 순차적으로 증가하여 각각의 온도에서 일정시간 동안 유지하였다. 특히 350℃에서 충분히 회화하지 않으면 그 다음 온도에서 회화할 때 화염이 발생하여 온도가 조절되지 않으므로 350℃에서 충분한 시간 동안 회화하여야 한다.

2. 본론

2.1 실험

플라스틱지 시료 약 75 그램을 비커에 넣고 전기로에서 순차적으로 온도를 상승하였다. 온도는 분당 5-10℃로 상승하도록 조절하였으며, 목적 온도에 도달하면 4 시간 동안 회화하였다. 최종적으로 450℃에서 4 시간 회화시킨 다음 실온에서 무게를 측정하여 시료 농축비를 계산하였다. 약 0.6 g의 회분을 PFA (perfluoroalkoxy) 재질의 비커로 옮기고 질산 10 mL, 염산 4 mL, HF 0.25 mL을 가하여 가열판에서 가열하여 용해하였다.

침출방법은 전기로를 사용하여 110℃에서 시료를 건조한 다음, 혼합산 (1 M HNO_3 - 2.5 M HCl - 0.03 M HF) 200 mL을 PFA 재질의 비커에 넣어 플라스틱이 용액에 잠긴 상태로 가열판 위에서 2 시간 가열하여 방사성핵종원소를 침출하였다[1]. 용액의 최종부피는 20 mL로 맞춘 다음 감마분광기로 측정하였다.

2.2 결과 및 논의

회화를 위하여 비커에 플라스틱을 넣고 무게를 측정한 결과 74.47 g이었으며, 450℃에서 회화한 다음 측정한 회분의 무게는 0.71 g이었다. 즉 플라스틱을 회화할 경우 시료 농축비는 104.9이었다. 따라서 이 시료의 회분 0.10 g은 플라스틱 10.49 g에 해당되므로 소량의 회분을 취하여 사용하여도 많은 양의 시료를 사용한 것과 같은 농축효과를 얻을 수 있다. 회화한 다음 회분의 무게는 시료마다 다르므로 모든 시료 각각에 대하여 시료 농축비를 계산하여야 한다.

플라스틱 시료를 회화하기 위하여 200℃부터 50℃씩 단계적으로 온도를 상승하여 각각의 온도에서 4 시간씩 회화할 때 그을음이나 화염이 발생하지 않고 회화가 잘되었다. 얻은 회분은 균질하게 되도록 비커에서 유리막대로 분쇄하면서 섞어주었다.

회화가 전처리 과정 중에서 시간이 가장 많이 소요되는 단계이다.

회화한 플라스틱 시료를 마이크로파 용해장치로 용해한 다음 용액에 있는 방사성핵종을 감마분광기로 측정한 결과 Table 1에 나타내었다. 검출된 핵종은 ^{60}Co, ^{134}Cs, ^{95}Zr, ^{137}Cs, ^{241}Am, ^{154}Eu이었다. 회화 후 생성된 재에서 일정 양씩 3개를 취하여 각각 용해하였다. 검출된 핵종을 감마분광기로 측정하였을 때 상대표준편차는 전부 10% 이내로 양호하였다. 그러나 ^{95}Zr과 ^{241}Am은 3개 중 2개에서 검출되었으며 다른 핵종은 3개 모두에서 검출되었다.

침출방법으로 전처리한 다음 측정한 결과는 Table 1에서 알 수 있듯이 4개 핵종인 ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{241}Am, ^{154}Eu만 검출되었다. 침출방법으로 전처리할 때 사용한 무게는 회화방법보다 약 1/3 작게 사용하였으므로 검출한계가 높아져서 ^{60}Co와 ^{95}Zr은 검출되지 않은 것으로 판단된다. 시료당 3개를 침출하였을 때 3개 시료 모두에서 앞의 4개 핵종 모두 검출되었다. ^{60}Co의 상대표준편차는 42%로 매우 높았으나 다른 핵종은 10% 이내로 양호하였다.

Table 1. Gamma analytical results in plastic sample after dry ashing and leaching

핵종	Activity (Bq/g)	
	Dry ashing	Leaching
Co-60	5.03±0.30	4.67±2.0
Cs-137	2,140±22	1,870±63
Am-241	182±4	189±3
Eu-154	94.7±1.9	98.4±8.1

회화와 침출방법의 감마 결과 차이는 회화 방법을 기준으로 ^{134}Cs를 제외하고 ^{60}Co, ^{241}Am 및 ^{154}Eu은 10% 이내로 잘 일치하였다. 반면에 ^{137}Cs은 12.5%이었다. 플라스틱 시료를 450℃에서 회화방법으로 전처리할 때 450℃에서 4 시간 동안 가열하면 회색의 재를 얻을 수 없으므로 더 오랜 시간 동안 가열하여 시간이 많이 소요되었다. 따라서 전처리시간을 단축하기 위하여 침출방법을 실험한 결과 회화 방법의 결과와 커다란 차이가 없으므로 침출 방법도 가능한 것을 확인하였다.

3. 결론

우리 연구원이 임시로 보관하고 있는 중·저준위 방사성폐기물을 경주 처분시설로 이송하기 위하여 잡고체 중 플라스틱 시료에 대한 전처리 방법으로 회화방법과 침출방법이 커다란 차이가 없는 것을 확인하였다. 소요시간을 고려할 때 후자가 더 양호한 방법인 것을 알 수 있었다. 반면에 전처리하기 위한 시료의 양이 작으므로 침출법의 균질도는 회화법에 견주어 좋지 않았다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였음.

5. 참고문헌

[1] Method of Air Sampling and Analysis, James P. Lodge, Jr. Editor.

PMOS를 이용한 하나로 실제 폐수 중 삼중수소의 제거현상 관찰

이성호[1*], 손우정[1,2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
*shlee6@kaeri.re.kr

1. 서론

하나로는 연구용 원자로로서 중수(D_2O)를 반사체로 사용하기 때문에 삼중수소수(tritiated water)를 함유하는 폐수가 방사성폐기물로 발생한다. 연구원내 방사성폐기물은 방사성폐기물처리시설에서 처리하고 있지만 삼중수소수를 포함하는 방사성폐수를 처리할 수 있는 기능이 없기 때문에 자연 증발처리를 하고 있으며 방사성폐수 중 삼중수소의 농도를 4×10^7 Bq/㎥ 이하로 엄격하게 규정하고 있다. 삼중수소 폐기물의 주된 원인이 되는 중수 중의 삼중수소 제거에 관하여서는 비교적 많은 연구 및 기술개발이 이루어지고 있지만 삼중수소수를 함유하는 실제 방사성폐기물에 대한 처리방법이 미미한 실정이다[1,2]. 이는 삼중수소수는 물(H_2O)과 물리화학적 성질이 상당히 유사하기 때문에 다량의 물에 혼합된 삼중수소를 물로 분리하는 것이 아주 어려운 공정이기 때문이다. 최근 일본 교토대에서 발표한 연구 결과 [3]에 따르면 고온의 solid 반응에서 제조한 spinel type 산화망간에 수소이온을 함침시켜 제조한 PMOS (Protonic Manganese Oxide Spinel)를 이용하여 삼중수소를 포함한 물에 반응시키면 수중의 삼중수소 농도가 뚜렷하게 저하되는 현상을 발견하였다. 본 연구에서는 PMOS를 직접 제조하여 하나로에서 발생하는 삼중수소수를 포함하는 실제 폐수를 이용하여 폐수 중 삼중수소 제거하는 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

2.1.1 PMOS 제조

고온의 furnace에서 $MnCO_3$ 및 $LiOH{\cdot}H_2O$를 Li/Mn=0.5(mole ratio) 혼합하여 800℃의 고온에서 24시간 Solid 반응시킴으로 팔면체 결정 구조(octahedral crystal)를 가지는 Spinel-type $LiMn_2O_4$ powder를 합성 제조한 후 0.5 g의 $LiMn_2O_4$를 0.5 M HCl 용액 1리터에 1 시간 동안 혼합시켜 산 처리하여 결정 구조 내 수소이온을 함침시킨 PMOS를 제조하였다. 제조된 PMOS의 XRD 분석 결과는 Fig. 1에 나타내었다.

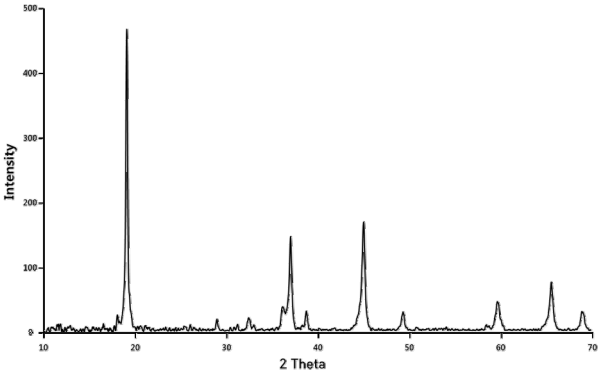


Fig. 1. X-ray power diffraction patterns of prepared PMOS.

2.1.2 삼중수소 제거 실험

제조된 PMOS를 이용한 삼중수소의 제거 실험을 위해 사용된 test water는 하나로에서 발생된 삼중수소를 포함하는 실제 폐수를 이용하였다. 실험에 사용된 삼중수소수는 고방사성으로 실제 폐수를 1000배 희석하여 실험에 사용되었다. 실제 폐수 중 삼중수소 제거 실험을 위해 제조된 PMOS 0.5 g을 test water 100 ㎖에 넣은 후 magnetic stirrer를 이용하여 계속 교반시키면서 실험 중 삼중수소의 농도변화를 확인하기 위해 시작 전, 10 분, 20 분, 30 분, 50 분, 60 분 반응 후 각각 disposable filter (0.2 ㎛ mesh)가 부착된 syringe를 이용하여 약 1㎖의 시료를 채취하였다. 각 반응 후 pH가 급격히 떨어지면 0.1 M NaOH 용액을 이용하여 pH 5-6인 조건을 유지하면서 시간에 따른 삼중수소의 농도 변화를 관찰하였다. 실험과정 중에 채취된 용액시료는 연구소 내 화학분석실에 의뢰하여 LSC (Liquid scintillation counter)를 이용하여 분석하였다.

2.2 실험결과

Fig. 2는 PMOS 0.5 g과 하나로에서 발생된 삼중수소수 100 ㎖와 반응시킨 후 채취된 시료(1 ㎖)의 삼중수소의 농도변화를 나타낸 것이다. 삼중수소의 농도는 처음에 다소 증가였으나 증가폭은 미미하다. 이후 20 분 동안 농도가 감소하여 최소의 농도를 나타내었다. 이 때 PMOS가 삼중수소를 제거하고 있음을 알 수 있다. 반응 30 분 이후에는 삼중수소의 농도가 다시 증가하여 반응 50 분 후와 60 분 후에는 초기 농도 변화와 유사한 경향을 나타내었다. PMOS는 초기 반응에서는 삼중수소를 제거하였으나 일정 시간 이후에는 삼중수소를 분리하는 현상을 확인할 수 있었다.

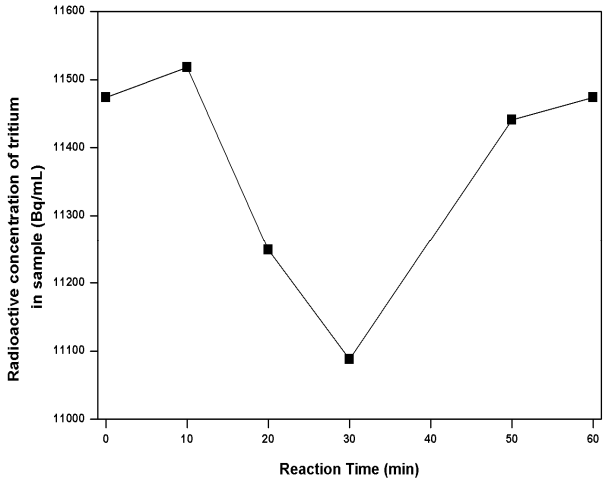


Fig. 2. Variation in the radioactive concentration of T in a test water sample.

3. 결론

본 실험에서 Spinel-type $LiMn_2O_4$ powder를 직접 제조한 후 0.5 M HCl 용액 1 리터 용액에 산처리하여 결정구조 내 수소이온을 함침시킨 PMOS를 이용하여 하나로에서 발생되는 삼중수소를 함유하는 실제 폐수를 이용하여 삼중수소 제거 특성을 연구하였다. 실험결과 삼중수소수를 함유한 폐수와 반응 시킨 결과 초기농도에 대해 감소하는 현상을 확인하였고, 삼중수소의 농도가 충분히 감소한 시점에서 삼중수소를 제거한 PMOS를 삼중수소수를 함유한 폐수로부터 고액분리를 함으로써 삼중수소를 분리할 수 있음을 확인하였다. 앞으로 PMOS를 이용한 삼중수소 제거율 향상을 위한 연구를 계속 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 임성팔, 이중희, 김형규, 정환성, 이처경, "삼중수소수 함유 폐수의 증발 처리에 대한 검토", 한국분석과학회 2011 추계학술대회 발표 논문요약집, p.300 (2011).

[2] 임성팔, 정흥석, 김광락, 최희주, 이호진, 안병길, 이민수, "하나로 방사성폐기물 처리 및 저감 연구", KAERI/RR-2733 (2006).

[3] H. Koyanaka and H. Miyatak, "Extracting Tritium from water Using a Protonic Manganese Oxide Spinel", Sep. Sci. Technol. 50:2142-2146 (2015).

해외 NORM 폐기물 관리현황 고찰

우주희*, 윤기훈, 이재국, 박재우, 장병욱
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k698wzh@kins.re.kr

1. 서론

국내에서 발생되는 NORM(Naturally Occurring Radioactive Material) 폐기물인 공정부산물은 희석 등 방사능농도를 낮추는 방법으로 처리·처분 또는 재활용이 가능하다. 원료물질의 종류와 형태가 다양한 만큼 그 부산물의 유형과 규모도 매우 다양하며, 특히 공정부산물 관리는 일부 유의물질이나 부적합한 가공제품의 처분과도 연관되므로 합리적·체계적인 관리방안이 필요하다.

본 연구에서는 IAEA의 NORM 폐기물 관리에 대한 최신 동향을 살펴보고, 외국의 NORM 폐기물에 대한 관리체계 및 처분현황을 조사하였다.

2. 본론

2.1 IAEA

IAEA는 NORM 부산물(Residues)을 폐기물로 처분하기보다 자원으로 간주하여 재활용(Recycling) 또는 재이용(Reuse)하는 방안을 강조하고 있다. NORM 부산물을 원래의 생성 공정에 되돌려 재활용하거나 다른 용도로 재이용하는 방법이 현실적으로 불가능한 경우에는 방사성폐기물로 취급할 것을 권고하고 있다. 이러한 태도와 인식을 기반으로 NORM 부산물 관리를 위한 국가적인 접근법을 고려하고, NORM 폐기물 관리에 대한 포괄적이고 장기적인 플랜을 마련할 것을 제안하고 있다.

IAEA에서 권고하는 NORM 폐기물 관리방안은 Fig. 1 및 Table 1과 같다.

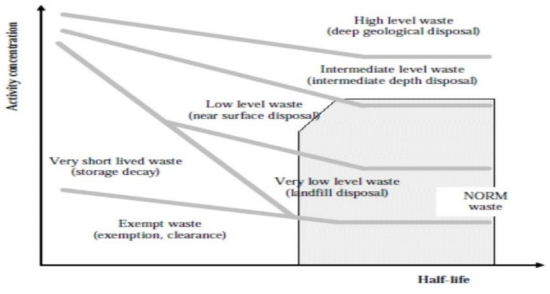


Fig. 1. Classification scheme for radioactive waste - Application to NORM waste.

Table 1. Options for the management of NORM waste

폐기물 양의 최소화(Waste minimization)	생산 공정 과정에서 NORM 폐기물의 발생을 최소화하는 기법을 적용
전처리 (Pre-treatment)	NORM 폐기물이 발생된 이후 조치로써 물리·화학적 분리, 화학적 조정, 제염 과정으로 필요시 임시저장 포함
처리 (Treatment)	부피 감축(소각 및 압축 기법), 핵종 제거, 조성 변화 방법으로 방사능농도가 더 높은 2차 방사성폐기물이 발생 가능
혼합 (Blending with non-radioactive material)	비방사성물질과 혼합하여 방사능농도를 희석·저감하는 방법
조정 (Conditioning)	취급, 운반, 저장 및 처분에 적합한 형태로 물질을 변환하는 방법. 처리(Treatment) 작업과 병행. NORM 폐기물에는 활용될 가능성이 희박
저장 (Storage)	인공격납시설(ex. 채광 광미, 인산석고) 또는 대량인 경우 발생된 부지 또는 타부지에 매립 저장하는 방식, 일반적으로 핵종 수명이 길어 실행 가능한 관리 방안이 아님
처분 (Disposal)	자연/인공적 방벽으로 폐기물을 격리. 장기 안전성 평가 입증 필요. 방사성폐기물 분류 체계와 비교 시 NORM 폐기물은 주로 저준위(LLW), 극저준위(VLLW) 또는 규제 면제(및 해제) 폐기물로 분류

2.2 국가별 관리현황

2.2.1 미국

미국의 TENORM(Technologically Enhanced NORM) 규제는 연방정부 또는 주정부 소관이며, 현재 13개 주에서 이를 규제하고 있고, 나머지 주에서는 특정 조건에서만 처리·처분을 허용하거나 관리여부를 고려중에 있다. TENORM의 소지(취급)부터 처분에 이르는 포괄적인 지침을 다루는 방사선관리프로그램관리자협의회(CRCPD)의 SSRCR Part N(TENORM 규제 및 허가)에 따르면, 폐기물

을 저장·처리·처분하고자 양도하기 위해서는 특별 또는 일반 허가를 득하여야 하며, 규제기관의 사전 승인 없이 처분요건을 면제시키기 위한 목적의 희석 처리는 용인되지 않는다. 2000년대에 들어서며 TENORM 폐기물의 처분이 허용되기 시작하여 현재 상업용 TENORM 처리·처분 시설, 위험폐기물 시설, 저준위 방사성폐기물처분시설(Richland, WA) 등에서 각 시설의 처분조건에 따라 처분 가능하다.

2.2.2 캐나다

캐나다의 NORM 규제체계는 연방·주·준주 방사선 방호위원회(FPTRPC)의 NORM 관리지침을 따르며 연간 0.3 mSv, 1 mSv, 5 mSv의 선량을 기준으로 NORM 관리 프로그램을 운영하고 있다. 핵종별 유도방출한도를 초과하는 NORM 폐기물은 매립처분이 불가하며 이러한 물질은 오염물질로 간주하여 지정(승인)된 시설에서만 처리 가능하다. 현재 3개의 처분시설이 운영 중이다.

2.2.3 호주

호주는 주 및 연방 정부의 NORM에 대한 규제방향이 일관되지 않아 주정부 마다 NORM 폐기물에 대한 대상 및 처분 기준이 상이하다. 광물자원이 풍부하기 때문에 South Australia에서는 우라늄광산의 처분을 승인하고 있고(35 Bq/g 이상 매립처분), Western Australia에서도 채광 및 광물 처리에 대한 NORM 관리지침에 따라 대량의 U 및 Th 폐기물을 혼합·희석하여 지표층에 처분하는 방안을 권고하고 있다. NORM 폐기물을 건축자재 등에 재활용할 경우에는 규제농도 준위 미만이어야 하며, 매립 등 처분요건은 1 Bq/g로 설정하고 있다.

2.2.4 영국

영국은 환경허가규칙에서 규정하는 NORM 산업활동(U 및 Th 사용, 천연광물 처리 부산물, oil 및 gas 추출 등)으로부터 발생하는 폐기물을 농도범위별로 제1종 NORM 폐기물(5 Bq/g 이하), 제2종 NORM 폐기물(5 Bq/g초과 10 Bq/g 이하), 10 Bq/g 초과 폐기물로 분류하고 있다. 10 Bq/g을 초과하는 폐기물을 저장할 경우에는 '환경허가'를 받아야 하며, 일부 매립처분 시에는 피폭선량평가에 대한 규제기관의 승인이 요구된다.

2.2.5 독일

독일은 특정조건에서 NORM 폐기물의 재활용 및 처분(매립 또는 소각)을 허용하고 있으나, 현재까지 법적으로 NORM을 보유하거나 처분한 사례는 없는 상황이다. EU의 Directive 96/29/Euratom을 반영한 방사선방호령에 의하면, NORM 부산물에는 석유 및 천연가스 산업, 인광석 가공, 희토류 및 우라늄광의 추출 등에서 발생되는 침전물, 농축물, 분진 등이 해당되며, U-238, Th-232 계열의 각 핵종의 방사능농도가 0.2 Bq/g 미만이고 생성공정에 다시 투입되는 경우에는 NORM 폐기물로 간주되지 않는다. NORM 부산물을 다른 폐기물과 혼합하여 처분할 때에는 각 매립 시나리오별 평균 방사능농도 제한치를 설정하고 있다.

3. 결론

각 나라마다 고유의 천연자원을 이용하는 산업분야가 있고, 그로인해 발생되는 NORM 부산물에 대하여 관리범위를 정하고 있다. 결과적으로 NORM 폐기물의 특성을 고려하여 재활용 또는 처리·처분 방법을 결정하거나, 방사능농도 또는 선량한도를 기준으로 그 범위를 구분하여 차등 관리하는 방안을 채택하고 있다. 국내에서도 NORM 폐기물(공정부산물)에 대한 보다 적극적인 관리방안을 마련할 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 생활주변방사선 안전관리 이행 기술기반 구축 사업의 일환으로 수행한 과제입니다.

5. 참고문헌

[1] IAEA, "Management of NORM Residues", IAEA TECDOC Series No. 1712 (2013).
[2] IAEA, "Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials", IAEA Safety Reports Series No. 49 (2006).
[3] KINS, "생활주변방사선 안전관리 이행 기술기반 구축", KINS/RR-1094 (2014).
[4] KINS, "생활주변방사선 안전관리 이행 기술기반 구축", KINS/GR-559 (2015).

Performance Improvement of Liquid Waste Management System for APR1400

Ji-min Kim*, Atogo O. Michael, David Kessel, and Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, Haemaji-Myeon, Ulju-gun, Ulsan, Republic of Korea
*rmfldnj99@naver.com

1. Introduction

Liquid radioactive waste in Nuclear Power Plants (NPP) is mainly generated from the cleanup and maintenance process of reactor coolant and related systems containing radioactivity. Due to global concerns to reduce the release of radioactive and other toxic substances into the environment, various improvement/upgrading of processes and technologies have been studied. Consequently, new and improved materials and processes are under consideration and development in various countries to improve decontamination and minimize costs. This study discusses the possible performance improvement of the existing Liquid Waste Management System (LWMS) of APR1400 without total overhaul of the system.

2. Methodology

2.1 Technological Development of LWMS

The latest Korean NPPs after Shin Kori 1&2 have adopted the Reverse Osmosis (RO) technology for the processing of liquid radioactive waste. Installing an ion-exchange resin after the RO module minimizes the concentration of the radioactive materials contained in the effluent.

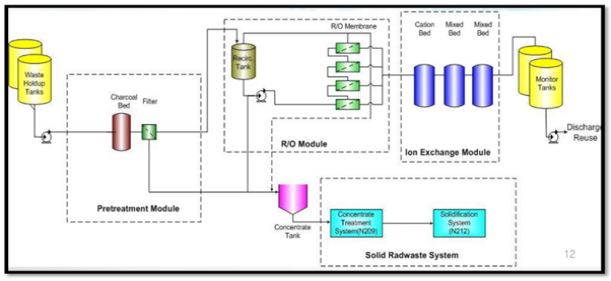


Fig. 1. Schematic Diagram for LWMS.

2.2 Proposed System Improvements

2.2.1 Increasing Selectivity

Chemical additions are designed to enhance the removal of soluble ionic species by standard and ion specific exchange media and the removal of colloids by filtration. Chemical precipitation / co-precipitation process is employed for the treatment of radioactive liquid waste associated with higher dissolved solids and varying chemical and radiochemical composition.

Table 1. Ion selectivity of cross-linked cation resins

DVB%	4%	8%	12%	16%
Li	0.9	0.85	0.81	0.74
H	1.0	1.0	1.0	1.0
Co	2.65	2.8	2.9	3.05
Cs	2.0	2.7	3.2	3.45

Table 1 above shows that the affinity for Cs over H+ and Li+ ions increases with the cross-linking of the strong acid cation exchange resin. Therefore, if high Divinylbenzene(DVB) cross-linking resin is applied to ion exchanger module after RO module, the decontamination factor can be increased.

Highly macroporous strongly basic resins have been used to remove the metal oxide colloids in nuclear plants.

2.2.2 Optimal Operation Conditions

Performance of the RO is influenced by many variables like temperature, pressure, pH, etc.

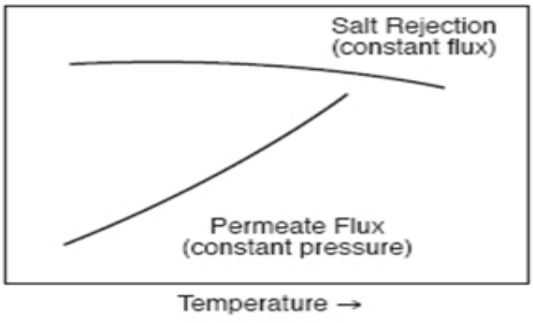


Fig. 2. Effect of Feedwater Temperature on Flux and Salt Rejection.

As water gets colder it gets thicker and the flow rate out of a membrane is lower. As water gets warmer it gets thinner and the flow rate coming out of a membrane increases.

Assuming that the operating temperature of the module goes down to about 10℃, the performance of RO will be reduced by 50% below the design flow rate including the impact of the existing use of RO module. This may cause the unnecessary replacement of RO membrane.

3. Evaluation

3.1 Dose Reduction

Annual emission amount change of radioactive waste by the improvement of LWMS is calculated by the PWR-GALE code. Off-site Dose by the annual emission amount change will be calculated by the ENDOS-L code.

Decontamination factors of LWMS are considered as each LWMS components of R/O module and IX for isotopes.

$$DF = \frac{Initial\ activity}{Final\ activity\ following\ treatment} \quad (1)$$

Expected Radioactive Source Terms modified by improved DF of LWMS will reduce offsite dose compared with original offsite dose. When improvements are applied, maximum individual dose and organ dose are reduced to 4.61E-05 and 6.88E-04 mSv/yr from 5.41E-05 and 7.00E-04 mSv/yr, respectively. This result indicates that maximum individual dose is reduced by 14.8% from original values.

3.2 Solid Waste Generation Reduction

Amount of waste drums is determined by the volume and frequency of membrane replacement. Annual disposal cost for membrane can be calculated through the following equation using the amount of the waste drum and the replacement cycle.

$$Annual\ disposal\ \mathrm{cost} = DC^* \frac{TM}{200L^* RP} \quad (2)$$

* DC : Disposal cost of a drum
* TM : Total volume of spent membrane
* RP : Replacement period(Year)

Therefore, extending replacement period of membrane will reduce solid waste generation and expected disposal cost. The original disposal cost of RO membranes per year is estimated 13,855,966 won.

When replacement period is extended to 27 months, the annual investment for material selection is ₩513,333. Total improvement can save money equivalent to ₩4,618,656 and net benefits will be ₩4,105,322 per year. This result shows that annual disposal cost is reduced by 29.6% from original cost.

4. Conclusion

This paper aimed at improving the current APR 1400 LWMS. LWMS improvements proposed by the project are expected to be beneficial in terms of dose reduction and solid waste generation. Although the exact effectiveness of improvement in terms of DF cannot be quantified, the impact of improvement can be predicted from reference documents and experience. Future work should therefore include follow-up work designed to measure real DF changes after improvements.

The described improvements do not involve equipment modification, and hence, can be applied in the currently operating NPPs. And it will be helpful to reducing offsite public does and operating cost of NPP.

5. Acknowledgments

This research was supported by the 2016 Research Fund of the KEPCO International Nuclear Graduate School(KINGS), Republic of Korea.

6. REFERENCES

[1] Byung-Sik LEE, “Nuclide Separation Modeling through Reverse Osmosis Membranes in Radioactive Liquid Waste”, Nuclear Eng Technol 47(2015) 859-866.

[2] J.J. Wolff, “Ion Exchange Resins for Use in Nuclear Power Plants”, Purolite, (2012).

[3] FilmTec TM. “Factors Affecting RO Membrane Performance”, Water Treatment guide, (1998).

국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물의 부피감용 최적 처리공정 개발

홍용호*, 박형민, 최은석
㈜액트, 대전광역시 유성구 테크노 9로 35
*hyh@actbest.com

1. 서론

국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물의 처리를 위하여 그동안 국내에서 연구 및 개발한 종래기술로는, 산업용 방사성폐기물의 주성분인 지지체를 용해하기 위하여 알칼리용액에 산업용 방사성폐기물을 투입하고 고온(1,000℃ 이상)에서 반응시켜 규산나트륨 형태의 고체상을 분리하는 방법이 제시된 바 있으나, 산업용 방사성폐기물의 용해와 2차 폐기물 처리에 대한 방안 등이 제시되지 않았다.

또한 산업용 방사성폐기물을 직접 1200℃ 이상으로 가온하여 산화안티몬, 산화몰리브덴 또는 이들의 혼합물인 휘발성 물질을 분리하고, 휘발성 물질이 분리 제거된 잔여 폐기물을 유리화시키는 방법으로 산업용 방사성폐기물을 처리하는 방법이 제안된 바 있으나, 이 기술은 고온으로 처리해야하는 처리공정의 위험도에 비하여 부피 감용율이 크지 않고, 고온 열처리 공정으로 인한 고비용의 비용문제가 존재하여 사업화의 어려움이 대두되었다.

한편, 한국원자력연구원에서 보유하고 있는 특허기술은 처분대상 산업용 방사성폐기물의 부피감용을 위하여 처분대상인 폐기물 대부분의 부피를 차지하는 지지체 성분만을 분리하고, 처분대상인 산업용 방사성폐기물의 부피를 현저하게 감소시켜 처분대상 산업용 방사성폐기물의 방사능 농도를 방사성 폐기물 처분장 인수조건을 만족함을 입증하는 동시에 부피감용중에 분리된 나머지 산업용 방사성폐기물을 정제하여 자체처분이 가능한 수준 이하로 처리하며, 이 과정에서 발생된 폐액도 배출허용기준치 이하로 처리하여 환경으로 배출하는 방법을 제공한다[1]. 따라서 본 연구에서 다루고자하는 산업용 방사성폐기물은 열처리된 복합 산화물로 감용 대상 핵종의 선택적 분리가 어려운 대표적 난 처리성 산업용 방사성폐기물이다. 이러한 문제점들을 원자력기술개발 사업 과제를 통해 해결하고자 하며, 앞서 열거한 한국원자력연구원의 특허기술에서 제시된 산업용 방사성폐기물 처리 공정을 보다 효율적으로 개선하여 향후 상업화를 위해 보다 효율적이며 저비용의 최적화된 처리공정을 개발하고자 한다.

2. 본론

2.1 산업용 방사성폐기물 부피감용 처리 특허기술

한국원자력연구원에서 보유한 산업용 방사성폐기물 부피감용 처리 특허기술은 산업용 방사성폐기물의 처리를 위한 국내특허로 고온의 가온 또는 고온 반응에서 예상되는 안전상의 문제를 해결하고, 알칼리 분위기에서 비교적 낮은 온도 조건 및 간편한 조작에 의한 산업용 방사성폐기물의 효과적인 용해 방법을 제시함으로써 그동안 국내에서 연구 및 개발한 종래기술들의 낮은 조업 안정성과 낮은 부피감용 효과들의 문제점들을 해결하기 위한 기술이다.

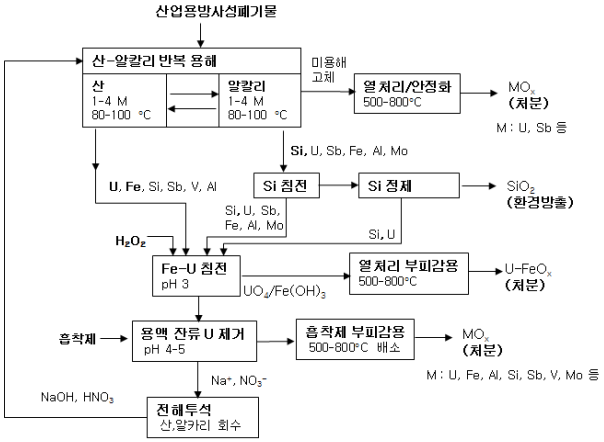


Fig. 1. Process flow diagram of Industrial Radioactive waste.

특허기술인 부피감용 기술의 주요공정은 난 처리성 산업용 방사성폐기물을 알칼리성 용액에 침지시켜서 용해하고, 이어서 용해되지 않은 고체를 산성 용액에 침지시켜 용해하는 단계(단계 1)와, 여기에서 발생하는 알칼리성 용액에 필요한 화학물질들을 첨가하고 적정량의 pH를 조절하여 폐촉매의 지지체 물질을 침전시켜, 단계 1에서 얻어진 산성 용액과 산업용 방사성폐기물의 지지체 물질이 침전된 후의 알칼리성 용액 상등액의 혼합 용액에 pH를 조절하면서 화학첨가제를 첨가하여 산업용 방사성폐기물의 금속물질을 침전시키는 단계(단계 2) 및 이때 금속 물질이 침전된 후의 혼합 용액 상등액에

서 산업용 방사성폐기물의 특정 난 처리성 물질을 제거하는 단계(단계 3)를 포함하고 있으며[1] 이에 대한 공정 흐름도는 Fig. 1과 같다.

2.2 산업용 방사성폐기물 부피감용 처리 최적공정

상기 2.1에 제시된 국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물 부피감용 처리기술의 최적 처리공정 개발을 위해 한국원자력연구원의 벤치규모(Bench scale)의 연구결과를 토대로 최적 처리공정의 개발을 진행하였다. 최적 처리공정 개발을 위한 주요 착안점으로는 상용화 가능성을 도출하는 것이며, 상용화의 가능성을 도출하기위해서는 첫째 처리공정의 안정성, 둘째 처리공정에 따른 경제적 효과의 극대화, 셋째 처분장의 처분대상 산업용방사성폐기물의 방사능이 인수조건을 만족할 수 있음을 입증하는 것이다. 이러한 착안점들을 만족시키기 위한 최적 처리공정의 주요내용은 처리공정의 안정성 및 경제적인 효과 도출을 위해 침전 및 흡착공정의 선택적 활용으로 인한 공정의 단순화, 그리고 정제와 흡착공정에 투입되는 화학첨가재의 종류와 수량변경 및 공정에서 사용되는 공정수를 세척수로의 재활용등이며, 제시된 공정으로 부피감용 처리 시 연구목표인 50%이상의 부피감용 효과를 얻을 수 있으므로 산업용 방사성폐기물의 함유한 방사능량은 부피감용 이후 고형화 할 경우 처분장의 인수조건을 만족할 수 있는 공정이며, 이에 따른 최적 처리공정 개발의 개념도는 Fig. 2와 같다.

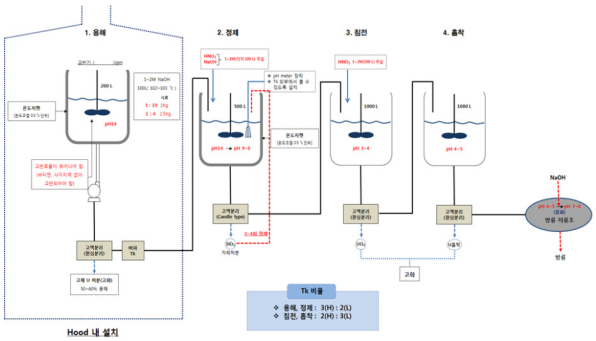


Fig. 2. Optimized process flow diagram of Industrial Radioactive waste.

산업용 방사성폐기물의 부피감용대상인 지지체 성분을 용해하기 위하여 용해 시 pH조정을 통해 적정량의 알칼리 pH양을 도출하여 그 결과 알카리 분위기에서 1회 정도의 용해로도 본 연구의 목표인 산업용 방사성폐기물의 지지체의 성분의 50%이상을 용해시키는 효과가 있음을 확인함으로서 산업용 방사성폐기물 부피감용을 위한 공정 단순화에 따른 화학첨가재 소모량의 최소화 및 이에 따른 경제적인 효과의 극대화를 확인하였다. 따라서 처리공정의 단순화를 위해 산업용 방사성폐기물 부피감용 공정에서 산업용 방사성폐기물 용해를 알칼리분위기에서 1회 정도의 용해로도 충분히 연구목표를 달성할 수 있음을 확인 하였다.

또한 산업용 방사성폐기물 부피감용 처리공정 내 사용되는 공정수를 세척수로의 재활용 가능성을 확인하였고, 이에 따른 경제적인 효과 창출이 가능함을 확인 하였다[2].

3. 결론

본 연구에서는 국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물의 부피감용 처리를 위한 최적 처리공정에 대한 개발 결과는 산업용 방사성폐기물 부피감용을 위한 공정의 화학첨가재 소모량의 최소화 및 공정의 단순화를 위해 침전 및 흡착공정의 선택적 활용으로 인한 공정의 단순화와 정제와 흡착공정에서 투입되는 화학첨가재의 종류와 수량변경 및 공정에서 사용되는 공정수를 세척수로의 재활용 가능성, 그리고 처분장의 인수조건을 만족할 수 있는 공정임을 확인함으로써 향후 국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물 처리공정의 상용화를 통한 처리시설 운영 시 안전한 처리공정과 공정수의 재활용 및 공정운영 시 소모되는 첨가제인 화학물질의 양을 획기적으로 줄일 수 있어 국내 난 처리성 산업용 방사성폐기물처리시설 운영에 따른 경제성 향상이 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업 과제로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 한국원자력연구원. (2013). 특허공보.
[2] (주)액트. (2016). 원자력기술개발사업사업 과제 연차보고서, pp.19-21.

PWR-GALE 코드를 이용한 프라마톰 원전의 삼중수소 배출량 평가

손중권*, 이영주, 공태영
한국수력원자력(주), 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jungkwon.son@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서 발생되는 삼중수소는 대표적인 장수명 저에너지 순수베타 방출체이다. 삼중수소는 연간 배출량이 크고 반감기가 길어 환경에서 오랜 기간에 걸쳐 방사선학적 영향을 미치기 때문에 원자력발전소 삼중수소 배출을 제한, 감시 및 관리하는 것은 매우 중요한 일이다. 한울원전의 경우 기체유출물에 의한 주민선량 중 삼중수소에 의한 주민선량은 약 75%, 액체유출물에 의한 주민선량 중 삼중수소 및 미립자에 의한 주민선량은 96.4%를 차지하고 있다.

한울 1,2호기의 최근 운영실적에 따르면 기체방사성유출물을 통한 연간 삼중수소 방출량이 설계방출량에 근접하게 운영되고 있다. 한울1발전소의 경우, FSAR에는 삼중수소 예상배출량 설계값에 대한 명확한 평가기준이 명시되어 있지 않았으며, 프랑스 유사 원전의 운영 경험치를 기준으로 예상배출량이 설정되었다고 판단된다. 한울1발전소의 기체 삼중수소 배출설계값은 유사 출력의 고리3,4호기, 한빛1,2호기 대비 약 40% 낮게 설정되어 있으며, 향후 기체 방사성폐기물 배출에 제한을 받을수 있다. 따라서 원전 운영여유도 확보를 위해 FSAR의 설계기준 연간 삼중수소 예상배출량을 미국 NRC의 PWR-GALE 코드를 이용하여 재평가하였다.

2. 본론

2.1 PWR-GALE 코드를 이용한 배출량 평가

한울 1,2호기의 삼중수소 연간 예상 배출량 설계값 재평가는 미국 NRC (Nuclear Regulatory Committee)에서 개발한 PWR-GALE (NUREG-0017) 전산프로그램을 사용하여 평가하였다[1]. NUREG-0017(Rev.1) 방법론에 따르면 경수로 원전의 경우 MWth 열출력당 연간 0.4 Ci/yr(0.01 TBq/yr)의 삼중수소가 배출된다. 이는 다수의 경수로 원전 삼중수소 방출율 분석결과와 Ginna 원전의 삼중수소 인벤토리 및 방출율을 측정한 결과에 의해 산정되었다. 액체 삼중수소 배출량은 2차 계통 폐기물을 제외하고 계산된 액체 배출량에 근거하여 계산되며, 일반적으로 1차 계통 냉각재에서의 삼중수소 농도가 1.0 μCi/㎖ 일때 생성량의 최대 90%까지 액체 형태로 배출되는 것으로 계산된다. 나머지 삼중수소는 건물 환기배기계통을 통해 기체의 형태로 배출된다. 핵연료교체 시설을 포함하여 보조건물 환기계통을 통해 약 80%의 기체 삼중수소가 배출되며 나머지 20%는 격납건물 환기계통을 통해 배출된다.

한울1발전소는 2,775 MWth를 연간 기체 및 액체 삼중수소 배출량 평가의 기본입력값으로 사용하였다. 이론적으로 계산할 수 있는 삼중수소 배출량은 다음과 같다.

$$2{,}775\,MWth \times \frac{0.4\,Ci}{MWth \bullet yr} = 1{,}110\,Ci/yr$$

현재 한울1 발전소 FSAR에 의하면 에서 액체 및 기체 배출경로를 통해 배출되는 삼중수소 예상배출량은 각각 750 Ci/yr·unit 및 90 Ci/yr·unit이다.

열출력외 주요 입력변수는 운영 현황을 고려한 화학제어제(Shim Bleed), 기기배수(Equipment Drains), 청정폐기물(Clean Waste) 및 오염폐기물(Dirty Waste) 등이며, 재평가를 위한 입력값은 Table 1과 같다.

Table 1. Input of PWR-GALE Code

Release Pathway	Value
Shim Bleed	1.0
Equipment Drain Waste	1.0
Clean Waste	1.0
Dirty Waste	1.0

PWR-GALE 코드를 이용하여 한울1발전소의 연간 기체 및 액체 삼중수소 예상배출량 평가를 수행한 결과는 Table 2와 같다. 한울 1,2호기의 삼중수소 배출설계값 재평가 결과, 기체 및 액체 삼중수소 배출치는 각각 110 Ci/yr 및 990 Ci/yr로 평가되었다. 기체 삼중수소와 액체 삼중수소의 배출설계값은 각각 22%, 32% 증가하였으며, 총 삼중수소 배출량에서 기체 삼중수소가 차지하는 비율은 약 8%이다.

Table 2. Comparison between FSAR and Calculated Tritium Release (Ci/yr)

Type	FSAR	Calculated
Gas	90	110
Liquid	750	990

2.2 부지경계농도 평가

한울 1,2호기의 삼중수소 연간 예상 배출량 재평가 결과를 바탕으로 변제한구역경계에서의 기체 및 액체 배출물의 방출농도를 재평가하였다. 제한구역경계에서의 기체 및 액체배출물의 방출농도는 원자력안전위원회고시 2014-34호의 제6조 '배출관리기준(별표3의 제1란의 당해 방사성핵종에 대한 제5란과 제8란의 농도)'에서 제시하는 방사성핵종별 기체 및 액체 방출 농도제한치를 만족하여야 한다[2]. 이 기준은 일반인에 대한 선량 제한치로부터 도출된 것이다.

제한구역경계에서 기체방출물의 설계기준 방출농도는 식 (1)로 구한다.

$$C_i = \frac{N_{WD}}{N_{WE}} Q_i (\chi/Q) \quad (1)$$

여기서, C_i = 제한구역경계에서 기체 방출물의 방출농도, (Bq/m^3)

Q_i = 기체 방사성물질의 핵종별 예상방출량, (Bq/sec)

(χ/Q) = 제한구역경계에서의 대기확산인자, (sec/m^3)

N_{WD} = 1차 냉각재의 설계기준 비방사능, (Bq/g)

N_{WE} = 1차 냉각재의 예상 비방사능, (Bq/g)

제한구역경계에서 액체방출물의 설계기준 방출농도는 식 (2)로 구한다.

$$C_D = \frac{N_{WD}}{N_{WE}} \frac{Q_i}{W_P} DF \quad (2)$$

여기서, C_D = 제한구역경계에서 액체 방출물의 방출농도, (Bq/m^3)

Q_i = 액체 방사성물질의 핵종별 예상방출량, (Bq/sec)

W_P = 배수로를 통한 냉각수 방출량 (m^3/sec)

N_{WD} = 1차 냉각재의 설계기준 비방사능, (Bq/g)

N_{WE} = 1차 냉각재의 예상 비방사능, (Bq/g)

DF = 해수에 의한 희석인자 (=2)

평가된 삼중수소 배출설계값과 원자력안전위원회 고시의 배출관리기준 제한치와의 비율은 기체의 경우 2.15E-04, 액체의 경우 4.84E-04로 법적 제한치를 충분히 만족한다.

2.3 주민선량 평가

선량평가 선원항에는 GALE 코드로 재평가된 방출량을 사용하였으며, ICRP-60의 유효선량 평가방식을 적용하는 K-DOSE 60 전산 프로그램을 사용하여 개인 및 주민선량을 평가하였다.

Table 3 및 4는 정상운전시 기체유출물과 액체유출물에 의한 최대 개인선량을 보여주고 있으며, 원자력안전위원회고시 제2014-3호의 연간선량 제한치를 만족함을 보여주고 있다.

Table 3. Maximum Offsite Individual Dose Resulting from Normal Plant Gaseous Releases (1 unit)

Description	Results	Dose Constrants
Air Absorbed Beta Dose (mGy/yr)	6.80E-02	2.00E-01
Air Absorbed Gamma Dose (mGy/yr)	2.91E-02	1.00E-01
External Skin Equivalent Dose (mSv/yr)	6.72E-02	1.50E-01
External Effective Dose (mSv/yr)	1.92E-02	5.00E-02
Internal Max. Equivalent Dose (mSv/yr)	7.15E-02	1.50E-01

Table 4. Maximum Offsite Individual Dose Resulting from Normal Plant Liquid Releases (1 unit)

Description	Results	Dose Constrants
Total Effective Dose(mSv/yr)	3.975E-3	0.03
Maximum Organ Dose (mSv/yr)	5.912E-2	0.10

3. 결론

미국 NRC의 PWR-GALE 코드를 이용하여 한울 1,2호기의 삼중수소 배출설계값을 재평가하였다. 이에 따른 제한구역경계에서의 부지경계농도 및 주민선량을 재평가하였으며 원자력안전위원회 고시의 배출제한치 및 주민선량 제한치를 충분히 만족하는 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, NUREG-0017, Calculation of Release of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Pressurized Water Reactors, 1985.

[2] 원자력안전위원회고시 제2014-34호, 방사선방호 등에 관한 기준, 2014.

ITER 원격조작 및 핫셀설계 현황

김길정[1*], 김창석[2*], 여인선[1*]
[1]한국전력기술주식회사, 경상북도 김천시 혁신로 269
[2]국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 169-148
*kjk001@kepco-enc.com, *kimkim@nfri.re.kr, *syeo@kepco-enc.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)는 한국을 포함한 7개국이 참여하는 국제 공동프로젝트로 2025년 가동을 목표로 설계 및 건설이 진행되고 있다. 핵융합과정에서 방사화된 토카막 진공용기 기기정비를 위해 원격조작설비를 이용하며, 일본, EU 및 ITER에서 설계하고 있다. 향후 한국형 핵융합로 건설을 위한국내 설계기술 확보를 위해 ITER 원격조작 및 핫셀 설계기준을 조사하였으며, 고방사선환경에서의 대형기기 원격취급 설계에 대한 ITER 설계기준 및 현황을 제시한다.

2. 본론

2.1 ITER 원격조작

토카막 건물내 진공용기(In-Vessel) 기기는 핵융합과정에서 방사화되므로 고방사선 환경(100Gy/hr 이상)에서 진공용기내 정비가 가능해야 하며, 관련 건물 및 진공용기 내부는 복잡하고 협소하여 정비작업 공간상의 제약이 있다. 이에, 대형 및 고중량의 토카막내 진공용기 기기의 정비를 위해 매우 정밀하고 신뢰성이 있는 원격조작장치 적용이 요구되고 있다. ITER 원격조작장치에 적용하고 있는 설계기준 및 계통구성은 다음과 같다.

2.1.1 ITER 원격조작 설계기준

ITER 핵융합로의 기기에 대한 정비 및 유지보수 방사선 환경을 기준으로 원격조작기준으로 설정함으로서 작업자에 대한 방사선선피폭을 최소화하고 있다. 원격조작에 대한 상위 기준은 프로젝트 사양서(Project Specification) 및 프로젝트 요건서(Project Requirement Document)에 기술되어 있으며, 프로젝트 요건서에는 원격조작설비에 대한 기본 설계요건을 다음과 같이 제시하고 있다.

○ 기기정비시 100μSv/hr를 초과하는 작업환경에서는 원격 유지보수방안 적용
○ ITER운전 수명기간동안, 작업자에 대한 평균 연간집적선량은 0.5 person-Sv 이내로 유지

고방사선 조건을 유지하는 토카막 진공용기 및 관련 기기인 블랑켓(440개), 디버터(54개), 진공용기 코일, 포트 플러그, 초저온펌프, 중성빔 장치 등이 원격취급 및 정비가 요구되며, 진공용기 및 관련 기기는 Fig. 1에 제시되어 있다.

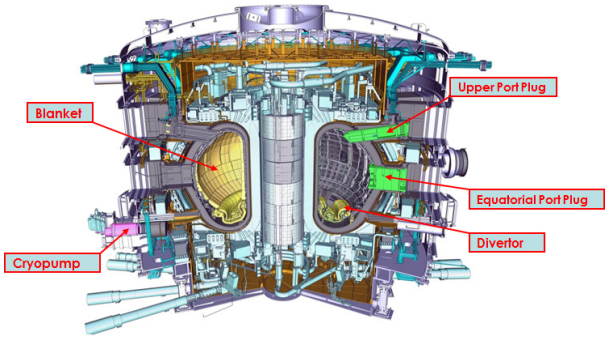


Fig. 1. In-Vessel Equipment required for Remote Handling.

프로젝트 요건서에 포함된 기타 원격조작기능은 다음과 같다.

○ In-Service Inspection 및 누설지역 확인(Leak localisation), 먼지 및 삼중수소 제어 수행
○ 핫셀(Hot Cell)에의 진공용기 기기 및 포트플러그 운반 및 수리, B형 방사성폐기물 처리지원
○ 기기 조립운전 지원

2.1.2 원격조작 등급 및 적합성 평가

ITER에서는 원격조작설비를 설계하기 위해 원격조작대상 기기 및 공정분석을 통해 원격조작등급을 결정하고 관련 원격취급설비에 대한 설계, 제작, 검증 요건을 결정하게 된다.

Table 1. ITER RH Class

RH 등급	기준
Class 1	계획 정비
Class 2	ITER 수명기간 $3X10^{-1}$ 이상 빈도인 작업
Class 3	ITER 수명기간 $3X10^{-2}$ 이상이고 $3X10^{-1}$ 이하 빈도인 작업

원격조작계통 등급(RH 등급)은 원격조작대상 기기의 주기적인 정비여부와 RAMI 평가를 통한 기기의 고장빈도로부터 원격조작기능별 작업빈도를 토대로 결정되며, 관련 기준은 Table 1에 제시되어 있다.

2.1.3 원격조작 계통구성

ITER 원격조작계통의 주요 계통 및 특성은 Table 2에 제시되어 있다.

Table 2. ITER Major RH System

RH 계통	주요 특성	현황
블랑켓 RH 계통 (일본)	Blanket 교체, 배관절단/용접 등 (최대하중 : 4.5 tonne)	최종설계
디버터 RH 계통(EU)	Divertor 교체, 냉각수배관 절단/용접, 육안검사, 누설검사 등 (최대하중 : 10 tonne)	예비설계
다목적 조작장치 (ITER)	진공용기 검사, dust 및 삼중수소 제거, 누설감시, 진단계통 교정/보수, 고장 RH장비 인출 (최대하중 : 2,000kg)	예비설계
중성빔(NB) RH 계통 (EU)	NB 유지보수/교체 (모노레일 크레인, RH 운반장치, 원격조작 장치/공구로 구성)	예비설계
캐스크 및 플러그취급계통 (EU)	진공용기 포트에 장착된 기기 또는 In-vessel RH 장비운반 (최대하중 : 45 tonne)	예비설계
핫셀 RH (ITER)	진공용기 기기/RH장비에 대한 유지보수, B형 폐기물 처리 등	개념설계
RH 관리 제어계통 (ITER)	상기 6개의 RH 계통을 통합 하여 감시, 제어 및 관리 수행	예비설계

토카막 건물에는 블랑켓, 디버터, 중성빔, 진공용기 운전을 위한 다목적 조작장치(Multi Purpose Deployer)를 이용한다.

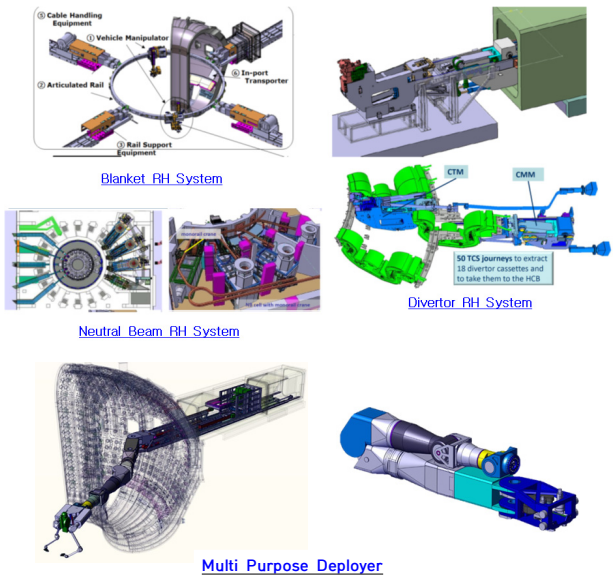


Fig. 2. RH systems in Tokamak Building.

블랑켓 RH계통은 진공용기내 레일을 원격으로 설치하고 레일을 따라 이동하는 조작기에 의해 블랑켓을 취급한다.

디버터 RH계통은 디버터 카세트를 진공용기에 이동 및 설치하는 CMM과 진공용기내에서 카세트를 정위치에 배치하는 CTM장치를 이용하여 디버터를 취급한다.중성빔 RH계통은 크레인 및 원격조작장치를 이용하여 3개의 중성빔 장치내 기기를 정비/교체한다.

다목적조작장치는 다관절 조작장치로 설계되어 있으며, 다양한 도구 장착을 통해 진공용기내 정비, 검사 등 유지보수 기능을 수행한다. 정비대상 기기 및 원격조작장비는 캐스크 및 플러그취급장치를 이용하여 토카막건물에서 핫셀건물로 운반된다.

핫셀건물은 제염셀(9개), 대형정비셀(1개), 폐기물처리구역(1개) 및 기타 정비셀(15개)로 구성되어 있으며 토카막에서 운반된 기기, 원격조작장치에 대한 정비 및 시험을 수행한다. 모든 원격조작공정은 RH 관리제어계통에서 수행된다.

3. 결론

한국형 핵융합로는 ITER 대비 높은 열출력으로 설계될 것이므로, 정비대상 기기 수량의 증대와 기기 중량 및 크기의 증가할 것으로 예상된다. 이에, 핵융합로에 필수적인 원격조작관련 기술을 지속적으로 개발해야 할 것이다. 동 기술은 ITER와 같이 고방사선 환경에서 대형기기를 원격 취급하는 분야에도 적용될 수 있을 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 국가핵융합연구소 ITER 비조달 핵심기술개발 사업의 위탁과제로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] C. Damiani 외 22, “The European contribution to the ITER Remote Maintenance”, ISFNT-11, 2013.

[2] Eisuke Tada 외 5, “Remote Maintenance System Development for ITER Blankets”, ICONE-7033, 1999.

5분과

제염해체(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

Virtual Decommissioning Simulator for Optimization of the Nuclear Facility Decommissioning

Byung-Seon Choi*, Dongjun Hyun, Ikjune Kim, Jonghwan Lee, Kwanseong Jung, and Jeikwon Moon
KAERI, 989-111 Daedeuk-daero, Yuseong-gu Daejeon 305-353, Republic of Korea
*bschoi@kaeri.re.kr

1. Introduction

The decommissioning market is expected to grow rapidly in a few decades owing to the change of nuclear policy in several major countries and the increase of decrepit nuclear power plants. Decommissioning of nuclear facilities demand a large scale of budget and high level of safety, and therefore the preliminary verification of dismantling scenarios is very important.

In recent years, the manufacturing industry has aggressively adopted the virtual manufacturing technology to verify the facilities and processes with high efficiency. P.G. Maropoulos and D. Ceglarek reviewed the standard definitions of verification and validation in the context of engineering design and progresses, and presented industrial requirements and research trends related to the technology [1].

The virtual manufacturing technology was beginning to be adopted in the area of the nuclear facility decommissioning. Engineers of San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS) are the first to apply the technology to the nuclear industry in order to replace the steam generators on time and on budget [2].

The virtual decommissioning simulator in this paper is developed to verify various dismantling scenarios over nuclear facilities with low cost and high efficiency. Existing virtual manufacturing technologies are inadequate for verification of dismantling scenarios since the object segmenting function absolutely required for graphical simulations over dismantling scenarios is unavailable. The virtual decommissioning simulator can handle the whole dismantling scenarios using both the newly developed object segmenting function and various existing functions available in the existing virtual manufacturing technologies.

2. Description of the Actual Work

The virtual decommissioning simulator capable of an object segmenting in the course of a process simulation is proposed for the flexible planning of the nuclear facility decommissioning. At the planning phase of the decommissioning, the visualization and verification using the virtual decommissioning simulator can be powerful tools for the flexible planning of the dismantling process over a highly radioactive, heavy and complex nuclear facility. The virtual decommissioning simulator can flexibly handle various dismantling scenarios including repetitive object segmentations over heavy and complex structures using the embedded CAD kernel.

2.1 Methodology of Object Segmentation

The topology, which represents objects by boundaries and the connections between different parts, is used as the geometric representation in this paper while the methodology based on the mesh is more popular with the machining simulation [3-4] and surgical cutting simulation [5]. The reason using topology is compatibility with the CAD kernel which may offer even better stability and reliability at the repetitive cutting situations over various sizes and complicated shapes occurring frequently in the dismantlement of the nuclear facility.

The CAD kernel supports a couple of segmenting methodologies such as the split operation and the Boolean removal operation. The segmenting operation requires an object part and a cutter part. The split operation adopts a surface or a plane as a cutter part, and the Boolean removal operation adopts a solid or a volume as a cutter part. The split operation is not suitable for the segmenting methodology because situations occurring in the physical segmenting operation such as the cutting thickness and the incomplete cutting cannot be

processed, as shown in Fig. 1 In this study, the Boolean removal operation is selected as the segmenting methodology owing to the capability of expressing various characteristics of the physical cutting operation, and a solid is selected as the cutter part between the volume and the solid since most of object parts are already represented with the solid supporting more advanced features than the volume.

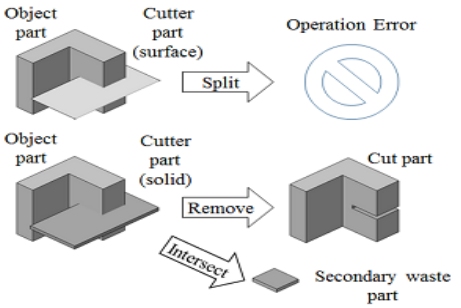


Fig. 1. Object segmentation using CAD kernel.

2.2 Implementation of Virtual Decommissioning Simulator

The virtual decommissioning simulator consists of a front main display, a side supplementary display, a haptic hand controller, an operator's chair, and a graphic workstation operating virtual decommissioning software (see Fig. 2).

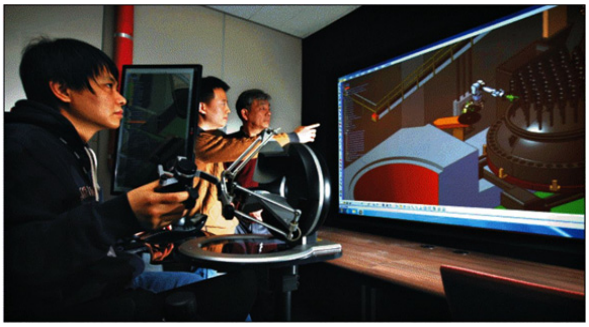


Fig. 2. Virtual 3D decommissioning simulator.

The nuclear power plant demonstrating the virtual decommissioning simulator over various dismantling scenarios which is segmenting of a large cylindrical component is shown on Fig. 3.

3. Results

The implementation result demonstrates that the developed virtual decommissioning simulator can verify various decommissioning scenarios over nuclear facilities with low cost and high efficiency. The proposed simulator is expected to contribute the flexible planning and optimization of the nuclear facility decommissioning.

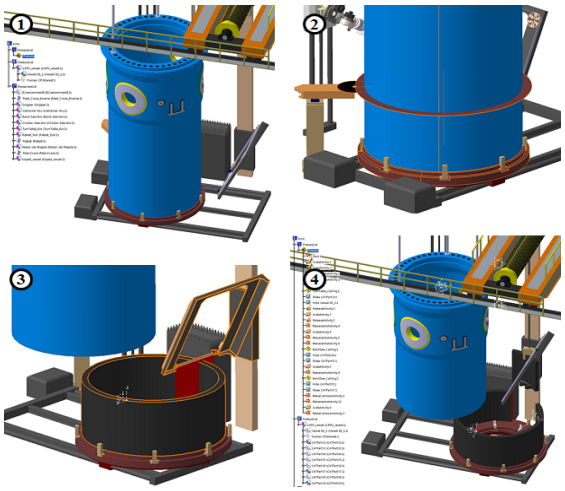


Fig. 3. Segmenting scenario of the reactor vessel.

4. Acknowledgements

This study was supported by the Nuclear R&D Program through the Ministry of Science, ICT & Future Planning.

5. REFERENCES

[1] P.G. Maropoulos and D. Ceglarek., "Design verification and validation in product lifecycle", CIRP Annals - Manufacturing Technology, 59, 740-759 (2010).

[2] Steve Stephens, "PLM and steam generator replacement at SONGS", Nuclear News (2006).

[3] X. Gong and H.Y. Feng, "Triangle mesh based in-process workpiece update for general milling processes", ASME IDETC/CIE (2013).

[4] T. Moller, "A fast triangle-triangle intersection test", Journal of Graphics Tools, 2, 25-30 (1997).

[5] Catina D. Bruyns, Steven Senger, Anil Menon, Kevin Montgometry, Simon Wildermuth, Richard Boyle, "Survey of interactive mesh-cutting techniques and a new method for implementation generalized interactive mesh cutting using virtual tools", J. Visualiz Comput Anim., 13, 21-42 (2002).

방폐물 발생 및 오염 최소화를 위한 RG 4.21 적용방안 연구

김성환*, 한성흠, 이재곤
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*sunghkim@khnp.co.kr

1. 서론

미국 NRC는 원자력사업자가 10 CFR 20.1406에 따라 방사성폐기물의 발생 및 시설/환경 오염의 최소화, 그리고 해체를 용이하게 할 수 있는 설계 정보와 운영절차를 제출할 것을 요구하고 있으며, 수용가능한 시행방침을 사업자에게 제공하기 위해 RG 4.21(2008. 6)를 발행하였다. 본 연구는 신규원전 설계시 RG 4.21의 오염 및 방폐물 발생량 최소화 권고의 적용방안을 검토하고자 수행되었다.

2. 본론

2.1. RG 4.21 주요 내역

RG 4.21은 본 권고의 적용성 결정방법, 4개항목의 규제입장, 그리고 부록으로 구성되며, 부록에는 예시 형태로 4개 규제입장들에 대해 총 62개의 오염관리 방법들이 기술되어 있다. 먼저, 적용성은 Fig. 1에서 보는 바와 같이 다량의 확산성 방사성물질의 저장 또는 취급시설인지 여부에 따라 RG 4.21의 전면 적용 여부를 결정하며, 부분 적용의 경우는 방사성물질의 성상에 따라 적용할 경우 원칙을 제시하고 있다.

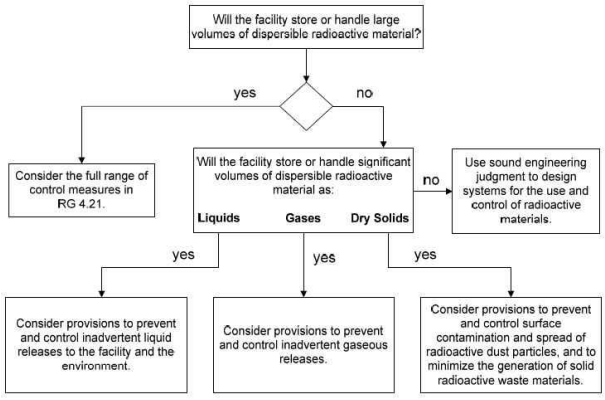


Fig. 1. Decision Paths for Determining the Applicability of RG 4.21.

본 권고에서 채택한 4가지 권고사항과 항목별 포함 내역은 다음과 같다.

1) Minimizing Facility Contamination
   - Minimization of Leaks and Spills and Provision of Containment
   - Prompt Detection of Leakage
   - Avoidance of the Release of Contamination from Undetected Leaks
   - Measures for Reducing the Need to Decontaminate Equipment and Structures
   - Periodic Review of Operational Practices
2) Minimizing Contamination of the Environment
   - Development of a Conceptual Site Model Development
   - Provision for Early Detection of Leakage and Contamination Migration
   - Final Site Configuration
3) Facilitation of Decommissioning
   - Facilitation of Decommissioning with Proper Records
4) Minimizing the Generation of Waste

2.2. RG 4.21의 원전설계 적용방안

상기한 4개의 규제입장과 부록에서 예시형태로 제시하고 있는 62개의 오염관리방법들을 대상으로 설계단계에 고려해야할 항목들만을 선별하면 다음 4개의 설계목표 그룹으로 분류할 수 있다.

1) Prevention/Minimization of Unintended Contamination
2) Provision of Adequate and Early Leak Detection Capability
3) Reduction of Cross-Contamination and Waste Generation
4) Facilitation of Decommissioning

각 설계목표 그룹 달성에 필요한 설계방법들을 예시적으로 고려해보면, 1)항의 설계목표 그룹은 SSCs의 구성재질을 가능한 내부식성을 갖도록 하고, 원자력산업분야에서 입증된 기술을 사용하여

설비의 고장 가능성을 최소화시킬 수 있는 방법을 통해 구현될 수 있을 것이다. 2)항의 설계목표 그룹은 매끈한 표면을 갖는 바닥과 최종 집수위치로의 경사를 갖는 배관설계와 방사선원으로부터 가능한 가까운 위치에서 감지할 수 있는 설계 등을 통하여 구현될 수 있을 것이다. 3)항의 설계목표 그룹은 오염의 형태 및 특성에 따라 설비를 분류하고 제염이 용이하도록 에폭시 코팅 등을 통하여 매끈한 표면을 갖도록 설계하는 방법 등을 통하여 구현될 수 있으며, 4)항의 설계목표 그룹은 설비나 배관의 해체가 용이하도록 매립(embedded) 배관을 최소화하는 설계를 적용하므로서 구현될 수 있을 것이다. Fig. 2는 원자력발전소 설계(안)에 대해 RG 4.21의 적용성과 설계 Feedback 과정을 보여주는 것으로 이와같은 프로세스를 통하여 RG 4.21의 기본취지를 만족시킬 수 있는 개선(안) 도출이 가능할 것으로 예상된다.

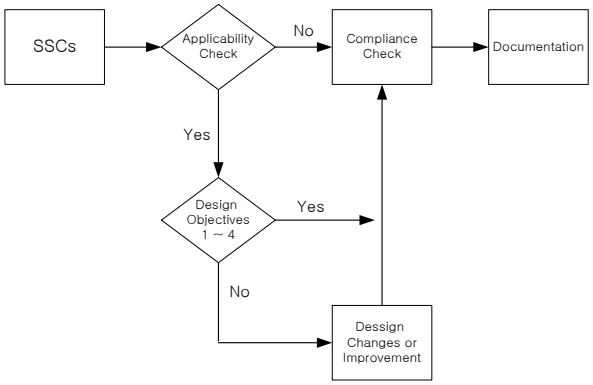


Fig. 2. RG 4.21 Checking Process for Nuclear Power Plant Design.

특정 원전에 대해 상기 프로세스를 시범 적용한 결과, 재료 선정, 방사성 바닥배수계통 설계 등 대부분의 설계가 RG 4.21을 만족하고 있는 것으로 나타났으나, 다수의 원전 해체경험 등을 토대로 제시된 RG 4.21의 취지를 보다 충실히 달성할 수 있도록 지속적인 검토가 필요한 것으로 사료된다.

3. 결론

이상과 같이 미국 NRC가 방폐물 발생 및 오염 최소화 권고로 제시한 RG 4.21의 주요내용을 확인하고, 특정 원전설계에 대해 시범 적용해본 결과로 볼 때 기존 원전 설계도 RG 4.21에서 권고사항들을 대부분 만족할 것으로 예상된다. 그러나, 원자력발전소에서 발생하는 오염 및 방폐물 발생량 최소화는 시설의 안전운영과 원전의 해체비용의 절감을 통한 경쟁력 제고 측면에서도 지속 검토할만한 충분한 의미가 있으므로 향후로도 RG 4.21의 기본취지 달성을 위한 연구와 설계개선 노력을 기울일 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, 'Minimization of contamination and radioactive waste generation: Life-cycle Planning', Regulatory Guide 4.21, 2008.

[2] KHNP, APR1400 Design Control Document Tier 2, Chapter 12.3 Radiation Protection Design Features, 2014.

중대사고 발생 대용량 방사성 폐액 비상처리 공정 연구

이근영*, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 비정상적 중대사고로 인해 발생 가능한 대용량의 방사성오염 폐액은 신속하고 정확한 처리 없이 환경으로 누출되었을 시 여러 가지 환경적, 사회적 문제를 야기하게 된다. 따라서 국가적 비상 상황에서 이와 같은 대용량 방사성 폐액을 효과적으로 처리하는 기술의 확보는 원자력 산업의 지속적 발전을 위해서 매우 중요하다.

일본 후쿠시마 원전사고에서는 사고 초기에 대용량(10만톤 이상)의 고방사성/고염 폐액이 발생하였고, 고방사성 주요핵종의 화학적 농도는 극미량(1 ppm 이하)이지만 이들의 방사능세기는 높고 (10^5~10^7 Bq/mL), 이외에도 해수 유입으로 염분, 유분 및 다양한 고형분이 함께 섞여 있다는 점에서 난처리성 액체 폐기물로 간주된다.

일본에서는 고방사성 주요핵종의 제거를 위하여 초기에는 흡착탑 처리(KURRION, 미국)와 응집침전 처리(AREVA, 프랑스)를 주로 적용하였고 이후 추가적인 흡착탑(SARRY, 일본)을 설치하여 병행 운전하였으나, 현재는 SARRY 공정과 담수화 장치(RO)를 정상 조업 가동하고 있다. 고방사성폐액을 처리 후 재순환하지 않고 방류하기 위한 목적으로 흡착/침전 공정으로 구성된 다핵종제거 장치(ALPS, 일본)를 설치하여 2013년부터 운전하고 있다.

대용량으로 발생하는 고방사능/고염 폐액을 처리하기 위해서는 최종적으로는 일본과 같은 정상적 폐액 공정설비의 적용이 필요하나, 이에 앞서 중대사고 후 정상 처리설비가 갖추어지기 전, 즉 사고 초기 시점에 신속하게 대응하여 발생 폐액의 누적을 원천적으로 최소화하는 개념이 필요하다.

본 연구에서는 원전사고와 같은 비정상적 상황에서 대용량으로 발생하는 고방사성/고염 폐액의 신속한 처리를 통해 방사성물질의 환경 누출을 최소화하는 개념을 도출하고자 하였고, 개념 기술의 적용성 향상을 위하여 폐액 흡착/침전 처리를 위한 단위장치를 벤치규모로 제작하여 시험 평가 하였으며, 이를 바탕으로 공정 설계 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 장치 구성 및 평가

2.1.1 흡착/침전 반응조

폐액 흡착/침전 처리 반응조는 유분 및 고형분을 사전에 제거한 고방사성/고염 폐액과 고효율 흡착/침전제가 혼합 및 교반되는 반응조이다. 반응조는 1~2개의 흡착 반응조와 1개의 침전 저류조로 구성하여, 흡착 반응조에서는 폐액과 흡착제 및 응집제가 반응하고 침전 저류조에서는 고액분리 처리 전까지 저장되거나 고체를 침강시킨다.

모의 폐액에 흡착제 및 응집제를 주입하여 흡착 반응 단계에서는 시간에 따른 핵종 제거효율을 분석하였고, 응집 침전 단계에서는 고체 floc의 침강 속도를 평가하였다.

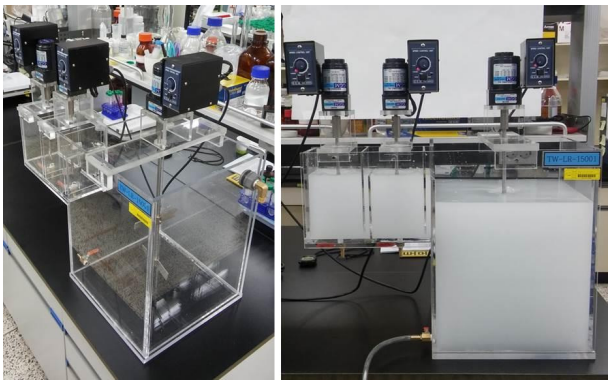


Fig. 1. Bench-scale adsorption/precipitation reactor.

2.1.2 고액분리 장치

비상처리 개념에 있어서 방사성 핵종의 제거속도를 빠르게 하기 위해서는 분말상 흡착제를 사용하는 것이 필요하고, 따라서 흡착/침전 공정의 효율성을 위해서는 적합한 고액분리 장치의 도입이 매우 중요하다. 본 연구에서는 기존의 고액분리 장치들의 특성 및 장단점을 사전 조사하여 폐액 비상처리 공정에 적합할 것으로 판단되는 고액분리 장치로써 가압식 캔들필터를 선정하여 제작하였고, 여과 효율과 처리 용량 등이 평가되었다.

캔들필터 시스템은 압축공기를 만드는 컴프레셔,

가압펌프 및 내부에 캔들을 포함하는 가압여과 vessel, 슬러지 토출구, 여액 배출라인 등으로 구성되어 있다.

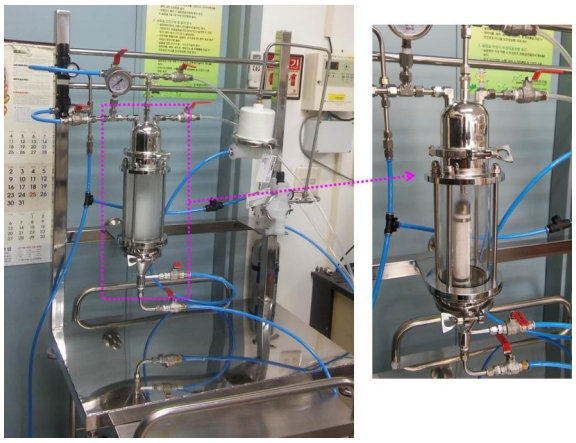


Fig. 2. Bench-scale candle filter system.

2.2 비상처리 공정 설계

처리공정은 크게 폐액 저장조, 유분 및 고형분 제거 가압부상조 (DAF) 설비, 흡착/침전 반응조, 가압식 캔들필터로 구성되었고, 주변시설로 고방사성 주요핵종인 Cs, Sr, I의 선택적 제거를 위한 흡착제 저장조, 잔류 혼합핵종군 제거를 위한 응집제 저장조, pH 조절을 위한 알칼리 저장조, DAF 및 여과장치와 연결된 컴프레셔가 있다.

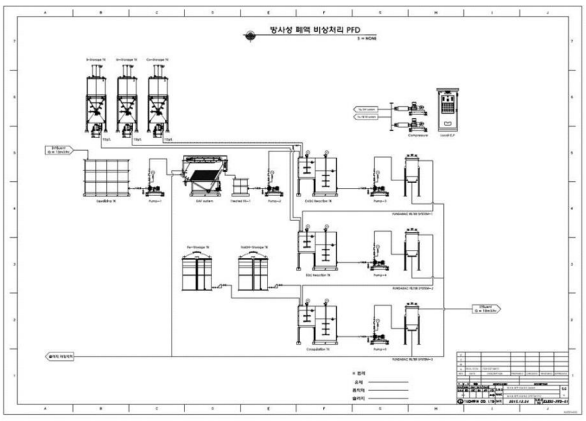


Fig. 3. Process flow diagram for the emergency treatment.

반응조-고액분리 장치는 3조로 구성하여 Cs(Sr) 흡착제거 - I(Sr) 흡착제거 - 잔류 혼합핵종군 응집제거의 단계로 설정하였는데, 여기서 폐액 발생 초기에는 (해수 내 Sr의 이질동상침전으로 인해) Sr의 함량이 매우 낮기 때문에 Cs과 Sr을 첫 번째 조에서 동시 제거하고, I은 초기에 고방사능으로 발생하나 매우 짧은 반감기 (I-131 반감기 8일) 때문에 이후 방사능이 급격히 감소하고 반면, Sr은 폐액이 점차 담수화 되면서 농도가 증가하므로 두 번째 조는 I 흡착조에서 Sr 흡착조로 전환이 가능하도록 하였다.

3. 결론

본 연구에서는 원전 중대사고 발생 폐액에 대응하는 폐액 비상처리 개념을 도출하였고, 고효율 핵종 제거, 고속 처리, 단순조작이 가능한 순차 침전법에 의해 방사성 폐액에 존재하는 핵종이 빠르고 효과적으로 제거될 수 있음을 확인하였다. 원전 중대사고 직후 발생되는 폐액을 신속히 처리하여 냉각수로 재순환시키고 외부에서 지속적인 냉각수 공급을 차단하게 함으로써 원전 중대사고 후 방사성 폐액의 누적을 원천적으로 차단하거나 최소화 할 수 있음을 제시하였다. 이러한 방법은 일본 후쿠시마 사고와 같은 중대사고를 대비하기 위한 안전조치의 일환으로 원전 운영과 관련한 대국민 수용성을 높이는 효과가 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K.Y. Lee, K.W. Kim, M. Park, J. Kim, M. Oh, E.H. Lee, D.Y. Chung, and J.K. Moon, “Novel application of nanozeolite for radioactive cesium removal from high-salt wastewater”, Water Research, 95, 134-141 (2016).

[2] K.W. Kim, K.Y. Lee, E.H. Lee, Y. Baek, D.Y. Chung, and J.K. Moon, “A concept for an emergency countermeasure against radioactive wastewater generated in severe nuclear accidents like the Fukushima Daiichi disaster”, Nuclear Technology, 193, 318-329 (2016).

원전 해체시 부지특성 및 최종상태조사를 위한 방사성 오염 핵종 결정법에 대한 분석

박상준[1], 전여령[2], 김용민[2], 이종세[3], 안석영[1*]
[1]부산대학교 기계공학부, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길
[2]대구가톨릭대학교 방사선학과, 경상북도 경산시 하양읍 하양로 13-13
[3]한양대학교 토목공학과, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*sahn@pusan.ac.kr

1. 서론

노후 원전 해체의 경우 부지 특성 및 최종상태 조사 보고서에 해당 부지내 잔존 가능성이 있는 방사성 핵종에 관한 정보를 포함하여야 한다. 미국 NRC의 경우 해체 기술 관련문서(DTBD)를 부지 특성 조사시에 부지이력조사(HSA)와 같이 사업자 측이 제출하도록 규제하고 있다. 또한 해체 기술 관련문서는 방사선학적 부지 조사와 해체 완료계획서에 포함되어야 하는 내용으로써 부지 규제 해제와 재이용에 관해서 중요한 자료를 제공한다. 본 연구는 부지별 잔존 잠재적 핵종에 대해서 미국 원전의 해체 사례 중 부지 특성 및 최종상태조사 과정에서 결정하는 방법론을 분석하고 2017년 고리 1호기의 영구 운전정지 후 이루어질 해체 과정에 필수적인 규제 지침과 기술적 근거 수립에 도움이 되고자 한다.

2. 부지특성조사 및 최종상태조사시 핵종 선별에 관한 방법론

2.1 잠재적 핵종의 추가

최종상태조사에서 잔존 가능 방사성 핵종에 대한 결정은 부지별 유도농도기준(DCGLs)을 구하기 위해서 반드시 필요한 절차이며 부지의 피폭 선량 기준 방사선학적 상태를 구하는데 필수 정보이다. 핵종 선별은 시스템적인 접근법을 이용하여 위협적인 잔존 핵종은 찾아내고 무시할 만한 농도의 잔존 핵종은 제외하여야 한다. 잠재적 핵종 추가의 경우, 미국 NRC는 규제지침서를 통해서 원전 해체시 부지 제염 및 복원 후 부지내 잔존 물질에 대한 잠개 가능 핵종 프로파일이 필수적이라고 명기하고 기술적 고려사항과 제한 사항등에 대해서 NUREG/CR-3474 [1], NUREG/CR-4289 [2], NUREG/CR-0130 [3] 등을 참고하도록 하고 있다 [4]. NUREG/CR-3474는 해체시 총 52개 재료들에 존재가능한 장수명 핵종들에 관한 기본정보를 제공한다. NUREG/CR-3474의 Table 5.6, 5.13, 5.15의 내용을 기반으로 잠재적 핵종 초기 목록을 작성가능하다. 일반적으로 반감기가 2 년 이상되는 핵종만 고려하고 있으며 해체가 완료되는 시점이 운영종료후 최소 5 년에서 10 년 이상이므로 합리적인 판단이다. NUREG/CR-4289는 1992년 미국내 운영종료가 된 원전 4기, 운영중인 원전 3기, 총 7기의 상업용 경수로 원전에 대한 핵종의 농도, 분포 그리고 종류에 대한 데이터베이스를 제공한다. NUREG/CR-4289를 통해서 추가되는 핵종을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Radionuclides Identified in NUREG/CR-4289 [2]

Radionuclide	Half Life (Years)	Radionuclide	Half Life (Years)	Radionuclide	Half Life (Years)
^{241}Am	432	^{154}Eu	8.80	^{237}Np	2.14×10^{6}
^{14}C	5.73×10^{3}	^{3}H	12.3	^{238}Pu	87.8
^{244}Cm	18.1	^{129}I	1.57×10^{7}	^{239}Pu	2.41×10^{4}
^{60}Co	5.27	^{94}Nb	2.03×10^{4}	^{240}Pu	6.60×10^{3}
^{137}Cs	30.2	^{59}Ni	7.50×10^{4}	^{90}Sr	28.6
^{152}Eu	13.6	^{63}Ni	100	^{99}Tc	2.13×10^{5}

또한 NUREG/CR-0130는 PWR 해체에 관한 기술, 안전 그리고 비용에 대한 원형모델을 제시하고 있는데, PWR 운영시 계통내에 발생하는 핵종 조사에 대한 결과를 참고하여 앞에서 누락된 핵종이 있다면 추가한다. 마지막으로 부지이력조사(HSA)에 근거하여 대표핵주기를 기준으로 ORIGEN코드를 실행하여 핵종을 추가 가능하다. 마지막으로 NCRP Report No.58에 근거하여 추가로 ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U등이 추가로 잠재적 핵종 목록에 추가될 수 있다.

2.2 잠재적 핵종 목록에서 중요하지 않은 핵종을 제외

2.1절에서 작성한 잠재적 핵종 목록은 많은 미량 원소들을 포함하고 있고 그들의 중요성은 전체 핵

종에 대한 방사화 량의 정량적 비교를 통하여 중요하지 않은 핵종들의 제거가 가능하다. NUREG/CR-3474에 근거하여 방사능 분율 0.1%미만 핵종, ORIGEN관련 방사능 분율 0.1% 미만 핵종들에 대해 총선량 기여도가 10%를 넘지 않음을 DandD 코드의 보수적인 주민선량과 종사자 선량 시나리오를 이용하여 증명하여야 한다. 또한 DandD 코드에서 다루지 못하는 핵종의 경우는 호흡 및 섭취피폭 선량 변환계수를 이용하여 가장 광범위하게 존재하고 있는 ^{60}Co 와 ^{63}Ni 에 대해서 선량변환계수가 무시할 수준이라는 것을 증명하여야 한다. 그 외에 비활성 기체로서 해체가 마무리되는 시점에 표면에 남아 있을 확률이 희박한 ^{39}Ar, ^{81}Kr, ^{85}Kr의 경우도 제외한다.

2.3 최종 잠재적 핵종 목록 작성

앞 절에서 언급한 외에도 10 CFR Part 61에 근거한 폐기물 특성분석이나 부지특성 조사 샘플에서 검출되는 핵종의 경우는 선량 비율이 0.1% 미만이라도 목록에 추가된다. Fig. 1에 간단하게 이론적 잠재적 핵종리스트 목록을 작성하는 방법을 정리하여 보았다.

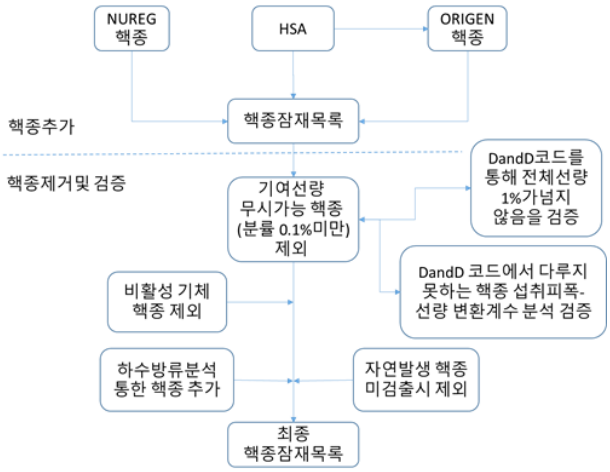


Fig. 1. Schematics of Theoretical Suite of Radionuclide Selection Process.

3. 결론

부지특성 및 최종 상태 조사시 해당 부지내 잔존 가능성이 있는 방사성 핵종 정보를 구하기 위해서 미국 해체 원전의 경우를 분석하여 이론적으로 잠재적 핵종 목록을 도출하는 과정에 대해서 분석해 보았다. 이러한 절차를 통해서 이론적으로 도출된 잠재 핵종들과 부지 특성 조사등에서 수집한 실제 측정치를 보완하여 부지 별 최종 핵종 목록을 도출하고 DCGLs 계산의 기본자료로 사용한다. 국내의 경우는 현재 NUREG 문서와 같은 규제 지침서 및 기술적 배경 자료가 확보되어 있지 않은 상태로써 빠른 시일 내에 국내 실정에 적합한 규제지침서 및 자료를 확보하여야 할 것이다. 잠재적 핵종 목록 작성의 경우, 방법론에 있어서는 국내 해체 원전의 경우도 크게 다르지 않을 것으로 사료되며 국내 실정에 적합한 사전선별 및 부지별 DCGLs모델을 위한 주민선량과 종사자 선량 시나리오에 대한 부분의 연구가 추가로 진행중에 있다. 미국의 경우 거의 모든 허가종료계획서(LTP)자료가 공개되어 있어 국내 해체시 참고하여 시행착오를 줄여나가야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국 원자력 안전재단의 원자력안전연구 No.1305009-0214-HD130의 지원과 한국연구재단 원자력 연구개발사업 2012M2B2B10055의 지원으로 수행한 연구과제 입니다.

5. 참고문헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Long-Lived Activation Products in Reactor Materials", NUREG/CR-3474 (1984).

[2] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Residual Radionuclide Contamination Within and Around Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-4289 (1986).

[3] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Technology, Safety and Cost of Decommissioning", NUREG-0130 (1978).

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Consolidated NMSS Decommissioning Guidance, Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria", NUREG-1757, Vol.2 (2003).

방사성세슘 바이오-광물화 제거기술 개발

이승엽[1*], 황진하[1], 김승수[1], 백민훈[1], 서범경[1], 이민희[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]부경대학교, 부산광역시 남구 용소로 45
*seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고처럼 '중대사고'가 발생했을 때, 다량의 방사성물질들이 유출되어 주변 생태계를 심각하게 오염시킬 수 있다. 이러한 방사성물질 중에는 '방사성세슘'이라는 반감기가 길고(^{137}Cs: half-life 30 y), 물에 용해되면 잘 침전 및 흡착되지 않는 핵종들도 있다. 특히 후쿠시마 사례처럼 다량의 이온들이 공존하는 해수에 용해되었을 때에는 기존의 흡착제들을 이용하여 제거하기가 쉽지 않다.

지금까지 개발되어 온 대표적인 세슘 흡착제로는 제올라이트 및 CST (crystalline silicotitanate), 그리고 metal ferrocyanide 등이 있다. 이러한 흡착제들은 뛰어난 세슘 흡착능을 보여주고 있으나, 소재를 개발하는데 많은 시간과 비용이 소모될 뿐만 아니라 주 제거방식이 '흡착'이어서 추후 처분시 '탈착' 등의 위험을 안고 있다. 이러한 사정때문에 세슘을 흡착한 물질을 다시 안정화시키는 과정이 추가로 필요로 한다.

본 연구에서는 이러한 문제점들을 개선하고자, 미생물을 이용한 새로운 방식으로 방사성세슘을 제거하며 안정화시키는 기술을 개발하였고 이를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

세슘 바이오-광물화 제거 실험을 위해 먼저 자연계에 존재하는 미생물을 배양하였다. 사용된 미생물은 땅속 깊은 곳에 서식하는 황산염환원박테리아(sulfate-reducing bacteria; SRB)이며, 영양배지를 만들어 주기적으로 배양하였다. 자세한 배양 과정은 오종민 외[1]에 잘 기술되어 있다.

세슘 제거를 위한 용액시료는 다음과 같이 준비하였다. 실험용 용액은 질소가스로 퍼징하여 환원상태로 만들었으며, 담수조건과 해수조건으로 각각 준비하였다. 담수조건에서는 $NaHCO_3$ (3 mM) 바탕용액에 $FeCl_2$, Na_2SO_4, 그리고 lactate 등을 각각 넣어주었고 다양한 농도(0.01-10 ppm)로 세슘이온을 주입하였다. 세슘 농도를 높이지 않은 이유는 후쿠시마 고방사성 세슘 오염수조차도 농도로는 1.0 ppm을 넘지 않기 때문이다. 그 후 미리 배양된 SRB를 주사기로 약 1 ml 주입하고 30℃ 조건에서 교반기로 교반하였다. 그리고 주기적으로 주사기를 이용하여 용액시료를 채취하여 0.2 μm로 여과하여 세슘 농도의 변화를 살폈다. 실험용 해수용액은 서해바다 태안 부근에서 채취한 바닷물을 사용하였으며, 담수 조건과 실험은 동일하나 Fe 농도를 다양하게 하였으며 sulfate는 따로 넣어주지 않았다.

방사성세슘(^{137}Cs) 제거실험에서는 방사성 용액을 초기 133 Bq/ml로 준비하였고 일정한 주기로 용액시료를 채취하여, 0.2 μm로 여과한 후 radioactivity를 감마분석기로 분석하였다.

SRB 대사활동 과정에서 침전한 고체 시료는 따로 동결건조한 후, X-선회절분석 및 주사전자현미경 등을 이용하여 광물분석을 실시하였다.

2.2 실험결과

세슘 광물화 실험에서 lactate를 넣어준 이유는 lactate가 미생물에 의해 분해되면서 전자공여체 역할을 수행토록 하고자 하였으며, sulfate는 전자수용체가 되어 황화이온(S^{2-})으로 변화되었다. 황화이온은 매우 반응성이 커서 메탈류 및 알칼리원소들과 결합하여 새로운 결정광물들을 만든다.

담수용액에서 수행한 실험결과를 살펴보면, 세슘 0.1 ppm 조건에서 약 95% 이상의 세슘이 제거되었으며, 0.01 ppm 조건에서는 1 day 이후에 거의 100% 가까운 세슘 제거율을 보여주고 있다(Fig. 1). 이러한 결과는 기존 고가의 흡착제들과 비교해 볼 때 큰 차이가 없으며, 오히려 발생되는 폐기물의 양이 0.1 g/1 L로 극히 작아 큰 장점을 가지고 있다.

본 실험에서 세슘이 제거되는 원리가 환경소재에 흡착되는 것이 아니라 세슘이 광물화되어 침전되기 때문인데, 발생되는 폐기물이 검은색의 '파우토바이트(pautovite); $CsFe_2S_3$)라고 하는 결정성 황화광물로

산출되며, 장점으로는 추후 폐기물 안정화과정이 따로 필요 없다는 것이다.

해수조건 실험에서는 현재 일본 후쿠시마에 사용중인 미국 'UOP사'의 상업용 흡착제(IONSIV R9160-G)와 비교 실험하였다. 실제 방사성세슘(^{137}Cs)을 해수에 주입하고 동일한 실험 조건하에서 세슘 제거량을 상호 비교하였다. 실험결과 미생물에 의한 세슘 광물화방식이 매우 효과적임을 알 수 있었다.

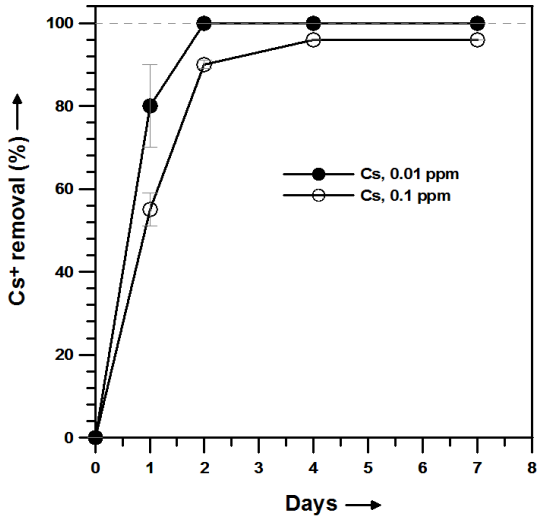


Fig. 1. Characteristic cesium removal patterns for Cs-freshwaters by microbial cesium mineralization.

3. 결론

후쿠시마 원전사고 이후 방사성세슘에 대해서 많은 관심과 연구가 수행되었고, 세슘을 선택적으로 흡착할 수 있는 물질들이 많이 개발되었다. 하지만, 지금까지 빠른 흡착 제거에만 관심을 가지다보니, 처리 비용 및 추후 안정화 방안까지 고려하지 못했던 게 사실이다. 본 연구에서는 이러한 문제점들을 극복하기 위해 최신 바이오기술을 이용하여 해수조건에서도 세슘을 고효율 광물화 형태로 제거함으로써, 추후 안정화과정이 필요 없이 신속한 지중 처분이 가능토록 하였다.

4. 참고문헌

[1] 오종민, 이승엽, 백민훈, 노열, "한국원자력연구원 지하심부 미생물에 의한 용존우라늄 제거 및 광물화 특성", 한국광물학회지, 23(2), 107-115 (2010).

HYBRID 제염공정을 이용한 Alloy 690 방사성 오염시편의 제염 성능 시험

김선병*, 원휘준, 박상윤, 정준영, 박정순, 문제권, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbkim@kaeri.re.kr

1. 서론

Ni 합금은 고온 내식성 및 고온 강도가 우수하고 내산화성도 높기 때문에 스테인리스강과 함께 원자력 시스템 기기에 가장 많이 사용되고 있는 합금재료중의 하나이다. 대표적인 Ni 합금으로 Alloy 600과 690 등이 있으며, 이는 PWR 원전의 증기발생기 전열관 또는 원자로 용기의 상하부 관통관, 가압기 노즐 등의 주재료로 사용되고 있다. 특히 원전 증기발생기 전열관 소재로 주로 사용되는 Alloy 690은 높은 Cr 함량 및 입계탄화물의 고른 석출로 인하여 응력부식 균열 및 마모에 대한 높은 저항성을 가지고 있는 것으로 알려져 있다. 그럼에도 불구하고 고온, 고압 조건에서 가동년수가 증가함에 따라 Alloy 690 재료의 성능열화에 따른 기계적 응력과 화학적 부식이 동시에 진행되고, 중성자 조사에 의한 방사성 부식생성물(Co-58, Co-60) 등이 부식산화막에 침적되어 방사능 준위를 증가시키게 된다. 따라서 원전의 유지보수 시 또는 해체 시에 작업자의 피폭저감을 위해 방사성 부식산화막의 제거는 필수적으로 요구되며, 한국원자력연구원에서는 다량의 이온교환 수지를 발생하는 해외 상용기술의 단점을 극복하고 제염폐기물의 처분적합성을 높인 무기산 기조 화학 제염기술(HyBRID, Hydrazine Based Reductive metal Ion Decontamination)을 개발하였고, 다양한 재료 및 부식산화물에 대한 실험을 통해 그 성능을 입증하였다.

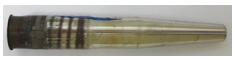
본 논문에서는 고리원전에서 인출한 증기발생기 전열관 플러그 방사성 시편에 대한 HyBRID 공정의 제염성능 시험결과를 수록하였고, 제염성능결과의 객관성을 위해 상용으로 사용 중인 프랑스 AREVA사의 CORD 공정을 비교실험으로 진행하였다.

2. 본론

2.1 제염대상 및 HyBRID 제염제

제염대상 시편은 고리원전에서 인출한 증기발생기 전열관 플러그 시편으로 재질은 Alloy 690 이며, 일차계통수와 접촉한 부분은 Table 1 에서 보듯이 부식산화막이 형성되어 있고, 시편 A와 B 각각의 표면선량은 아래와 같다.

Table 1. Decontamination specimens and surface dose rate

	시편(제염전)	표면선량(μSv/h)
시편 A		623
시편 B		325

HyBRID 제염제는 hydrazine을 강한 환원 제염제로 사용하고 H_2SO_4 용액에 의한 산성조건에서 Cu(I) 이온을 배위화합물($(Cu^+(N_2H_4)$ 또는 $Cu^+(N_2H_5^+)(SO_4^{2-})_2$)의 촉매로 사용한다. 형성된 배위결합물은 hydrazine이 Cu(I) 이온의 전자를 마그네타이트의 ferric ion으로 전달시켜 ferrous ion으로 환원시키는 가교역할을 하며, 그 결과 제염속도가 증가하는 것으로 기존 연구에서 확인되었다. 제염제의 조성 및 조건은 Table 2에 요약하였고, 본 실험에서는 산화-환원 제염을 3차례 진행하였다. 제염성능의 분석은 표면선량 및 Multichannel Analysis(MCA)를 통해 수행하였고, 0.5 L bottle에 시편을 함침하여 95°C에서 제염을 진행하였고, 각 단계별로 8 시간씩 진행하였다. pH 조절제로 H_2SO_4를 사용하였다.

Table 2. Conditions of decontamination chemicals and operation

구분	내용	HyBRID	CORD
산화 제염	제염제 조성	6.33 mM $KMnO_4$	6.33 mM KMnO4
	pH	2.3	2.3
	시간	8시간	8시간
환원 제염	제염제 조성	0.05 M $N_2H_5^+$ 0.5 mM Cu^{2+}	2000 ppm $C_2H_2O_4$
	pH	3	1.9
	시간	8시간	8시간

2.2 제염성능 분석

HyBRID 제염공정의 경우 표면선량의 변화는 초기

623 μSv/h 에서 산화-환원 3 cycle 제염 후 97.5 μSv/h 로 감소하였고, CORD 제염공정은 초기선량 325 μSv/h에서 3 cycle 제염 후 98.3 μSv/h 으로 감소하는 것을 확인하였다. 시편 표면의 부식산화막은 Fig. 1 에서 보듯이 제염 cycle이 진행될수록 현저히 감소함을 알 수 있었으나, HyBRID 와 CORD 공정을 3 cycle 적용하였음에도 불구하고 시편 하단부 응력부식에 의한 산화막은 상당부분 제거되지 않았음을 확인하였다. MCA 분석결과에 의한 제염성능은 Fig. 2에 나타내었다. 산화-환원 3 cycle 제염결과 HyBRID 제염의 경우 약 80%(DF 5.03) 제거, CORD 제염의 경우 약 65%(DF 2.96) 제거 결과를 보였다.

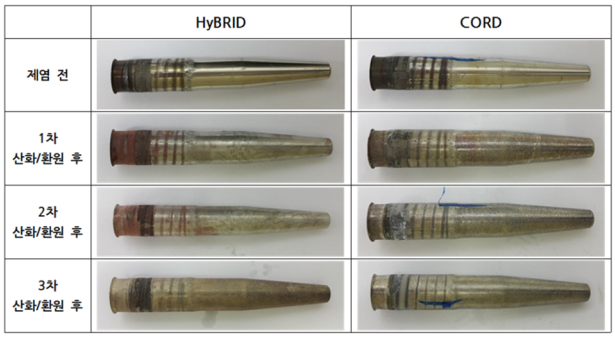


Fig. 1. The oxide of specimen at each stage.

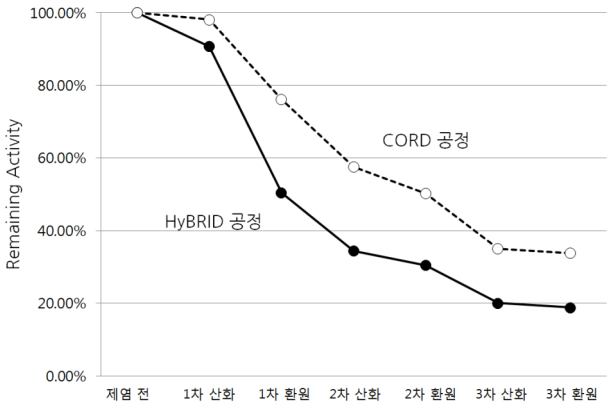


Fig. 2. Comparison of decontamination between HyBRID and CORD.

3. 결론

고리원전에서 인출한 증기발생기 전열관 플러그(Inconel-690 sealing assembly)에 대하여 NP 산화공정과 함께 HyBRID 환원공정에 의한 hot test를 수행하였고, 우수한 제염성능의 비교검증을 위하여 해외 상용 CORD 환원공정 실험을 수행한 결과 HyBRID 제염공정의 경우 Co-60 기준 DF 5.31, CORD 공정의 경우 DF 2.96의 제염결과를 얻었고, 이는 HyBRID 공정이 CORD 대비 약 15% 제염성능이 우수함을 보여준다. 추후 진행될 hot-test의 경우 응력부식산화막의 제거를 고려한 공정조건 및 제염제 조성이 결정되어야 할 것으로 보인다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (NRF-2012M2A8A5025655).

5. 참고문헌

[1] H.J. Won, et al., "Dissolution of Magnetite by the Hydrazine Base Solution", Proc. of Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, 235, Gwangju (2013).

[2] R. Gilbert, and L. Ouellet, "Dissolution of metal oxides accumulated in nuclear steam generators: Study of solutions containing organic chelating agents", Nuclear Technology, 68, 385-394 (1985).

방사성 토양 오염 폐기물 내 점토처리 기술개발

박찬우[1*], 김보현[1,2], 이근우[1], 양희만[1], 서범경[1], 문제권[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*chanwoo@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설에서의 비계획적인 방사성 물질의 방출은 주변의 토양의 오염을 유발하게 된다. 원자력 시설의 해체 후 부지의 개방을 위해서는 이러한 오염 토양을 복원하여 개방기준을 만족하여야 한다. 하지만, 방사성 세슘은 토양 내 2 μm 이하의 점토 성분과 강하게 결합하기 때문에, 일반적인 환경복원 기술을 활용하여 세슘을 제거하는데 어려움이 있다.

토양 내 점토 성분 중 illite, mica 등과 같은 비팽창성 점토 내 frayed edge site(FES)는 세슘에 대한 높은 선택성을 갖고 흡착시 안정성이 높다. Smectite 나 vermiculite와 같은 팽창성 점토광물은 층 내부에 많은 양의 세슘을 흡착할 수 있어 점토광물들 중 높은 세슘흡착능을 나타내며, 세슘의 오염농도가 낮아질수록 안정한 inner-sphere complex를 형성하며 흡착강도가 높아진다. 따라서, 극저준위 방사성 토양폐기물에 존재하는 점토의 경우 세슘의 제거가 매우 어렵다. 국내 고리 원전 토양에도 세슘 흡착선택성이 높은 mica와 세슘흡착능이 높은 smectite가 상당량 존재하는 것으로 발표되었다.

후쿠시마 사고 이후 산처리, 이온교환 처리, 열처리 등의 다양한 처리법을 이용하여 점토 내 세슘을 제거하기 위한 연구가 수행되었으나, 세슘의 점토 내 안정한 흡착으로 제거효율이 매우 낮은 한계가 있다. 따라서 점토광물에 흡착된 세슘을 효율적으로 제거하는 탈착기술의 개발이 필요하다.

본 연구에서 전하밀도가 높은 양이온성 고분자 전해질에 의한 점토 내 세슘 탈착 특성을 연구하였다. 다양한 표준 점토광물 및 자연으로부터 채취된 점토의 세슘 흡착특성을 분석하고 이에 따른 탈착 특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 Cs 오염 점토 제조

Ca-montmorillonite (MMT), illite, hydrobioite (interstified clay of biotite/vermiculite)의 점토광물과 고리 주변 토양에서 분리된 20 μm이하의 성분을 Cs 수용액에 분산시킨 후 1주일 동안 교반한 후, 원심분리를 통해 고/액 분리하였다. 상등액에 존재하는 Cs의 농도를 분석하여 점토 내 Cs 오염 농도를 계산하였다.

2.1.2 양이온성 고분자전해질의 Cs 제거특성 분석

Cs 오염 점토를 양이온성 고분자 전해질인 polydiallyldimethylammonium bromide (PDDA)와 polyethyleneimine (PEI)의 수용액에 분산시킨 후 일정시간 교반하였다. 원심분리를 통해 얻어진 상등액 내의 Cs의 양을 ICP-MS로 분석하여 탈착된 Cs의 양을 계산하였다. 고분자전해질의 대조군으로 tetramethylammonium bromide, HCl, ammonium nitrate 등이 사용되었다.

2.2 결과 및 토의

양이온성 고분자전해질의 점토에 흡착된 Cs과의 교환능력을 평가하기 위해 다양한 농도의 PEI와 ammonium 이온을 Cs-MMT와 반응시킨 후 Cs 탈착 특성을 분석하였다. Fig. 1과 같이 PEI의 농도가 증가함에 따라 Cs의 탈착률이 증가하여 80°C의 처리온도에서 최대 94%의 Cs 제거율을 나타냈다. 하지만, PEI와 같은 농도의 ammonium ion을 처리하였을 경우 Cs 탈착은 매우 적었으며 최대 23%의 세슘만을 제거할 수 있었다. 이는 고분자전해질이 단일 이온형태의 양이온보다 훨씬 높은 세슘탈착능력을 갖는 것을 나타낸다. 양이온성 고분자전해질은 한 분자 내에 많은 양의 양이온이 존재하기 때문에 점토 층 내부에 진입하여 국부적으로 양이온의 농도를 높일 수 있을 뿐 아니라, 층 내부에 흡착된 후

내부를 Cs 이온과 경쟁적인 양이온성 환경으로 전환시켜 탈착된 Cs이 층 내부를 통해 쉽게 빠져나가게 하는 것으로 예상된다.

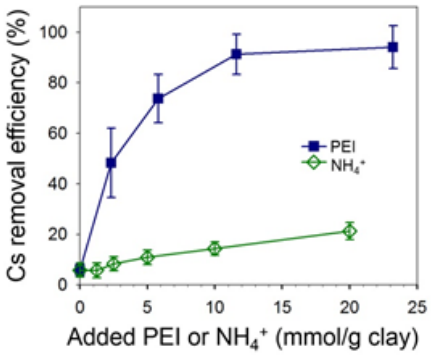


Fig. 1. Desorption of Cs from montmorillonite by adding PEI for one day at 80°C.

양이온성 고분자전해질 종류에 따른 Cs 탈착 특성을 분석하기 위해 PEI와 PDDA 고분자를 다양한 종류의 점토에 처리 한 후 Cs 탈착특성을 분석하였다. PEI는 pH에 따라 이온화정도가 변화하지만 PDDA는 pH에 관계없이 일정한 양이온성을 갖기 때문에, PEI의 이온화가 PDDA와 동일하게 극대화되는 pH 3 조건에서 Cs 탈착을 분석하였다. Fig. 2와 같이 PEI는 montmorillonite와 hydrobiotite에서 높은 Cs 탈착률을 보여주었다. 하지만 PDDA의 경우 montmoirllonite에서는 비교적 높은 Cs 제거율을 나타냈지만 hydrobiotite에 대해서는 낮은 탈착률을 나타내었다.

분자량이 높은 PEI의 경우 분자량이 낮은 경우에 비해 Cs 탈착이 증가하였고 이는 낮은 분자량의 고분자가 점토 층 내부로 진입하기 쉽기 때문일 것으로 예상된다.

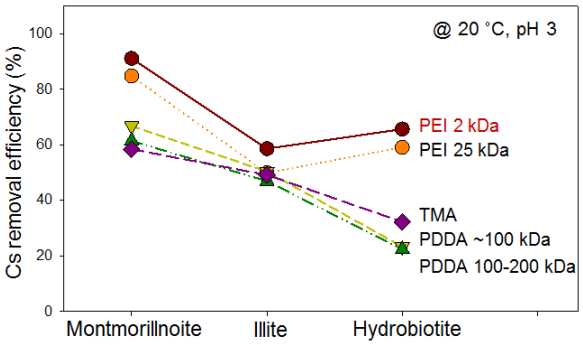


Fig. 2. Desorption of Cs from montmorillonite, illite, and hydrobiotite by adding PEI and PDDA for one day at 20°C.

3. 결론

양이온성 고분자전해질은 단일 양이온인 암모늄 이온에 비해 훨씬 높은 세슘제거 능력을 갖는 것으로 확인되었다. 양이온성 고분자전해질은 긴 분자 내에 많은 양의 양이온을 함유하여 높은 charge density를 가지기 때문에 Cs 이온과의 교환이 향상되는 것으로 판단된다. 양이온성 고분자 전해질은 montmorillonite뿐 아니라 hydrobiotite 등의 다양한 점토광물에서도 높은 Cs 제거율을 나타내 오염점토 처리기술로서 높은 적용성을 나타냈다.

4. 참고문헌

[1] 이강원, 손중권, 김경덕, 김학수, 최영조, 강기두, 신상운 "Soil washing을 이용한 방사능 오염토양 중 Cs 제염특성에 관한 연구", 한국원자력학회 추계학술발표회 논문집 12(2), 37-38, 10.15-17, 2014, 여수.

[2] B.C. Bostick, M.A. Vairavamurthy, K.G. Karthikeyan, and J. Chorover, "Cesium Adsorption on Clay Minerals: An EXAFS Spectroscopic Investigation", Environ. Sci. Technol. 36, 2670-2676 (2002).

[3] K. Fukushi and T. Fukiage, "Prediction of Intrinsic Cesium Desorption from Na-Smectite in Mixed Cation Solutions", Environ. Sci. Technol. 49, 10398-405 (2015).

Adsorption Study of Co(II) by EDTA-Functionalized Nanoporous Silica

Sajid Iqbal and Jong-Il Yun*
KAIST, 219 Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34141, Republic of Korea
*jiyun@kaist.ac.kr

1. Introduction

Activation products like ^{60}Co, ^{58}Co along with ^{59}Fe and ^{54}Mn mainly produced by activation of corrosion products by neutron flux in the reactor coolant. The corrosion products are released into primary nuclear reactor water due to wear and tear of mechanical parts of system. In contrast to ^{58}Co, ^{59}Fe, and ^{54}Mn, ^{60}Co is a major long-term source of radiation in pressurized water reactor (PWR) and boiling water reactor (BWR) plants due to its high gamma energies (Eγ: 1.17 MeV and 1.33 MeV) and relatively long half-life (5.23 yrs). ^{60}Co generates major radiation field problems and poses hindrance at maintenance work. In addition, it can be transported throughout the system in either soluble forms or insoluble crud [1]. Moreover, in ionic form as Co^{2+}, it has tendency to replace Fe^{2+} and Ni^{2+} species by combining with inner and outer oxide layers usually formed in reactor coolant systems. Therefore, removal of radioactive and non-radioactive cobalt from reactor coolant has always been a challenge to researchers.

The prime focus of this research was to investigate the use of EDTA-SBA-15 for rapid and effective removal of cobalt in order to reduce the secondary nuclear waste volume generated during decontamination. Moreover, the behavior of adsorbent at different solution conditions such as strong acidic, high temperature, concentrated solutions, and in mixture with other corrosion metal ions was also studied.

2. Results and Discussion

2.1 Adsorption studies

Stability of adsorbent and adsorbent-metal complex is associated with pH. Therefore, cobalt uptake was studied by mixing SBA-15 and EDTA-SBA-15 in cobalt chloride solution at fixed and non-fixed equilibrium pH, as can be seen in Fig. 1 It can be observed that cobalt showed no affinity with SBA-15 at all pH range but one of the best adsorption capacities (1.40 mmol/g) was achieved by EDTA-SBA-15. This indicates perfect loading and stability of functional group over acidic pH range.

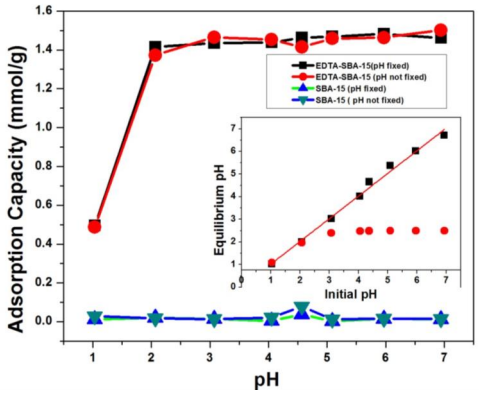


Fig. 1. Effect of pH on adsorption capacity (inset graph shows change in equilibrium pH of EDTA-SBA-15 with respect to initial pH) (C_o=2mmol/L, S:L ratio 1g/L contact time 2hr, 150RPM, at RT).

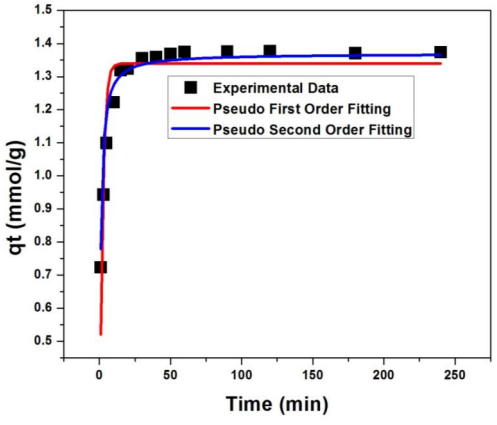


Fig. 2. Adsorption kinetics of Co(II) on EDTA-SBA-15 (Co=2mmol/L, pH2.5, RPM 150, at RT).

Pseudo Second Order (PSO) rate law best fits to the experimental data for all points as can be seen in Fig. 2 and equilibrium adsorption capacity has been achieved in first 20 min which shows fast kinetics. Furthermore, It can be seen in Table 1 that EDTA-SBA-15 posed best qe (1.40 mmol/g) value as compared to other EDTA based adsorbents.

Table 1. Comparison with various EDTA based adsorbents used for Cobalt removal

Functionalized matrices	pH	q_{max}(mmol/g)	Reference
Silica Gel	1.0	≈0.01	[2]
	3.1	0.34	[2]
	3.0	0.30	[3]
Chitosan	2.1	1.07	[4]
PEI Composite	3.0	0.46	[5]
Silica-PAA Composite	3.0	0.47	[5]
Maize Cob	7.5	0.87	[6]
Carbon Cloth	-	0.80	[7]
SBA-15	2.0	0.17	[8]
SBA-15	2.5	≈1.40	This study

3. Conclusions

The synthesized adsorbent showed best adsorption capacity (1.40 mmol/g) for Co(II) ions as compared to other EDTA based adsorbents. Kinetic equilibrium in case of cobalt can be reached within 20 min. The adsorbent can be used in both strong acidic and neutral conditions, and it is sTable at moderate temperature and mix ionic media. In case of mixed ionic media of Co(II), Cu(II), and Ni(II), the adsorbent showed higher selectivity for Ni(II), as compared to other metal ions.

4. REFERENCES

[1] C.C. Lin, Radiochemistry in Nuclear Power Reactors, (1996) 298.

[2] E. Repo, T.A. Kurniawan, J.K. Warchol, M.E.T. Sillanp, and J. Hazard. Mater. 171 (2009) 1071–1080.

[3] E. Repo, R. Petrus, M. Sillanp, and J.K. Warcho, Chem. Eng. J. 172 (2011) 376–385.

[4] E. Repo, J.K. Warchol, T.A. Kurniawan, and M.E.T. Sillanp, Chem. Eng. J. 161 (2010) 73–82.

[5] M. a. Hughes and E. Rosenberg, Sep. Sci. Technol. 42 (2007) 261–283.

[6] F. Length, Int. J. 2 (2007) 119–127.

[7] A. Afkhami, T. Madrakian, A. Amini, Z. Karimi, and J. Hazard. Mater. 150 (2008) 408–412.

[8] S. Kim, S. Park, Y. Han, J. Choi, and J. Park, Mater. Trans. 55 (2014) 1494–1499.

5분과

제염해체(Poster)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

해체원전 계통제염을 위한 원자로냉각재내 유동특성 평가

김학수*, 이두호, 김덕기
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hskim0071@khnp.co.kr

1. 서론

계통제염 기술은 발전소 영구정지 직후, 기존 발전소 운전계통을 최대한 활용하여 계통 전반의 선량률을 감소시키기 위해 화학제염제를 이용하여 배관이나 기기 내부 표면에 고착된 방사성오염물질을 제거하는 기술이다. 해외 원전해체과정에서 적용된 계통제염사례에서 알 수 있듯이 계통제염대상에 따라 제염효과를 극대화하기 위해 여러 가지 방법으로 순환유량(RCP, RHR Pump, 별도의 Pump 등)을 제공하고 있다. 본 논문에서는 WH 2-Loop 원전해체 시 계통제염 대상을 효과적으로 제염하기 위해 순환유량 제공원으로 RHR Pump를 사용할 경우에 RCS내에서의 유동특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 계통제염 대상

RHR Pump 운전에 따라 유동특성을 평가하기 위해 고려된 계통제염 대상은 RPV, SG, PZR, Hot/Cold Leg, RCP, CVCS 및 RHRS 이다.

2.2 원자로냉각재계통내 유량 특성

RHR Pump를 이용할 경우 RCS내 형성되는 유로를 평가하기 위해 정상운전 시 RCS내 압력손실(△P)을 조사하여 Table 1에 제시하였다.

Table 1. Pressure Drops in Reactor Coolant System

Equipment and Pipe	Pressure Drops*
Reactor Pressure Vessel △P, psi	41
Steam Generator △P, psi	41
Hot Leg Piping △P, psi	1.4
RCP Suction Piping △P, psi	3.4
Cold Leg Piping △P, psi	3.4

* : 3-Loop PWR design data

Table 1은 RCP가 운전되고 노심이 존재하는 조건의 값이며, 계통제염시 노심내 연료가 인출되기 때문에 RPV에서의 압력손실은 매우 낮게 형성될 것이다. Hot Leg 및 Cold Leg 압력손실은 RHRS과의 연결점을 기준으로 50%식 분배되는 것으로 가정하였다. Fig. 1은 RHR Pump를 순환유량의 구동력으로 이용할 경우에 RCS에 형성되는 유로를 보여주고 있다.

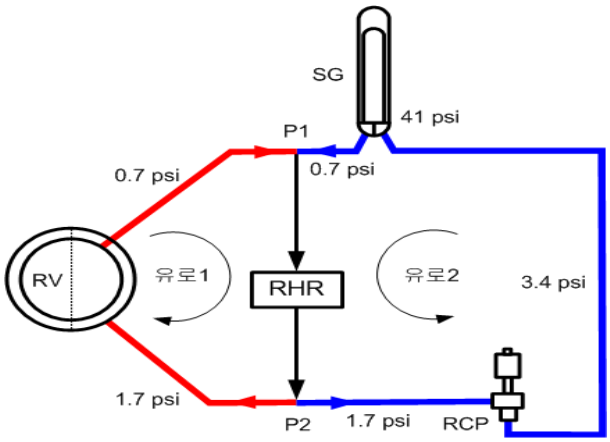


Fig. 1. Flow schematic in Reactor Coolant System.

유로 1을 통한 압력손실과 유로 2를 통한 압력손실은 동일하며 압력손실은 KQ^2에 비례하므로 $K1 \cdot Q1^2 = K2 \cdot Q2^2$과 같이 기술할 수 있다.

- Q = flow, 102,900 gpm(3-Loop PWR data)
- K = resistance coefficient

2.3 유로 1 유동 특성

Fig. 1에서 유로 1은 RHRS → Cold Leg 일부 → RPV → Hot Leg 일부 → RHRS 으로 순환하는 유로로 RHR Pump 유량 2000 gpm 중 81.5%인 1,630 gpm의 유량이 형성된다.

Table 2. Flow Characterization of Path 1

구분	RHR Pump 유량 일부(@1,630 gpm) 조건 유속, ft/s	Reynolds No. @98℃
Cold Leg	0.881	5.99×10^5
Hot Leg	0.792	5.68×10^5
RPV	0.076	2.50×10^5

Table 2는 유로 1에서의 유동특성을 보여주고 있다. 계통 배관 내 고체성불순물 침적을 방지하기 위해 일반적으로 배관 내부 유속은 2 ft/s(0.6 m/s) 이상이 되도록 설계한다. 이와 같은 유속은 수직배관,

밸브 및 오리피스 등과 같은 복잡한 형상을 고려한 유속이기 때문에 유로 1의 배관과 같이 복잡한 형상이 없고 수평배관의 경우 Table 2의 유속 조건에서 고체성불순물이 침적될 가능성은 낮은 것으로 판단되나, RPV의 경우 매우 낮은 유속으로 고체성불순물이 RPV 하부 영역에 침적될 가능성을 배제할 수 없을 것으로 판단된다.

2.4 유로 2 유동 특성

유로 2는 RHRS → Cold Leg 일부 → RCP Suction Leg → SG → Hot Leg 일부 → RHRS으로 순환되고 RHR Pump유량 중 18.5%인 370 gpm의 유량이 형성된다. Table 3은 유로 2에서의 유동특성을 보여주고 있다.

Table 3. Flow characterization of Path 2

구분	RHR Pump 유량 일부(@370 gpm) 조건 유속, ft/s	Reynolds No. @98 ℃
Cold Leg	0.200	1.36×10^5
Hot Leg	0.180	1.29×10^5
RCP Suction Leg	0.157	1.21×10^5
SG Tube	0.070	1.14×10^3

유로 2에 형성되는 유량은 370 gpm 정도로서, 배관 크기를 고려할 때 매우 낮은 유량으로 판단된다. 계통 배관에 흐르는 유체의 유속이 낮을 경우 구조적으로 트랩 형성이 가능한 부분 또는 U자형 배관의 아래 영역에 고체성불순물이 침적될 가능성이 높아진다. 유로 2에서 고체성불순물이 침적될 가능성이 있는 영역은 RCP suction U자형 배관, SG 수실 하부 영역 및 RCP 등이 해당된다.

2.5 유량 분배

RHR pump만으로 계통제염을 수행할 경우 유로 1과 2의 순환유량에 불균형이 발생한다. 이와 같은 순환유량 불균형 해소를 위해 별도의 설비가 필요하며, RPV를 제염 범위에서 제외하고 배관을 연결하는 설비(스파이더)를 추가하는 방안 또는 RPV내부에 유량제한용 저항체를 추가하는 방안 등을 고려할 수 있다. 이와 같이 설비를 추가하여 RHR Pump 유량을 균등하게 분배할 경우 1,000 gpm 정도의 유량 분배가 가능하다. Table 4는 노심영역에 유량저항체를 추가하여 유로 1과 2 모두 1,000 gpm이 흐르도록 변경한 경우에 대한 유동특성이다.

Table 4. Flow Characterization in RCS with Flow Resistant

구분	RHR Pump 유량 일부(@1,000 gpm) 조건 유속, ft/s	Reynolds No. @98 ℃
Coldleg	0.540	3.68×10^5
Hotleg	0.486	3.49×10^5
RPV	0.047	1.81×10^5
RCP suction leg	0.425	3.26×10^5
SG tube	0.188	3.09×10^3

RCP suction leg의 유속은 증가했지만 여전히 낮은 유속으로 판단되며, 유로 2의 유량이 늘어남에 따라 유로 1의 유량이 감소하게 되며 RPV에서의 유속이 또한 감소한다. 따라서 RPV 하부에 고체성 불순물이 축적될 가능성은 상대적으로 높아질 것이다.

3. 결론

본 논문에서 고려한 RHR Pump를 이용한 계통제염은 RCS 특성에 따른 극심한 유량 불균형에 의한 배관 및 기기에 고체성불순물 침적 가능성이 발생하게 되어 제염효율이 미비할 것으로 평가되었다. 유량 불균형을 해결하기 위해 별도의 설비를 추가하여 유량을 균등하게 분배하더라고 RHR Pump의 용량만으로 순환유량을 형성하기 때문에 여전히 유량 불균형이 발생하게 되어 RHR Pump를 순환유량의 구동력으로 사용하는데 한계가 있음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 논문은 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원의 지원을 받아 수행된 연구입니다 (No.20145103003l0).

5. 참고문헌

[1] 고리 1호기 최종안전성분석보고서.
[2] 고리 3,4호기 최종안전성분석보고서.
[3] EPRI, "PWR RCS Decontamination Engineering Evaluations and Reactor system Operating Procedure," TR-103431, (1994).
[4] EPRI, "Decontamination Handbook," TR-112352, (1999).

AgX 제올라이트에 의한 고방사성고염/해수폐액에서 I 흡착제거

이일희*, 김지민, 오맹교, 김민정, 이근영, 김광욱, 김형주, 김익수, 정동용, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

고방사성고염/해수폐액(HSW)에 함유되어 있는 고방사성핵종은 주로 ^{134}Cs (반감기=약 2.06 년, 비방사능=4.79x10^{13}Bq/g), ^{137}Cs (약 30 년, 3.22x10^{15} Bq/g) 및 ^{131}I (약 8 일, 4.81x10^{15} Bq/g) 등이 있으며, 이중 ^{131}I은 Cs 보다 비록 존재량도 적고, 반감기도 매우 짧아 수개월 정도의 방치로 방사능이 대부분 감쇄되지만 HSW 발생초기에는 비방사능이 Cs 보다 큰 핵종이다. 그러므로 고방사성핵종에 의한 환경오염 확산방지나 또는 요오드가 인체에 흡수성이 높기 때문에 작업자 보호차원에서 이의 제거가 필요하다. 따라서 본 연구는 HSW의 발생초기에 함유되어 있는 고방사성핵종인 ^{131}I의 흡착 제거를 목표로 AgX (Ag-첨착 X zeolite)에 의한 요오드의 흡착 제거능을 고찰한다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 모의 고방사성 고염/해수폐액

모의고방사성 고염/해수폐액(SHSW)은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 NaI를 첨가하여 제조하였다.

Table 1. High-radioactive seawater waste

Element	Concentration (ppm)	Element	Concentration (ppm)
Ca^{++}	420	Cl^-	19,700
K^+	424	SO_4^{-2}	2,610
Mg^{++}	1,200	Cs^+	(100)
Na^+	10,675	Sr^{++}	(100)
Br^-	73		

2.1.2 Ag-첨착 X zeolite (AgX) 제조

AgX는 AgCl 용액에 13X zeolite를 첨가하여 실온에서 약 1 시간 정도 교반(300 rpm)하여 제조 (Na-13X +AgCl ↔ Ag-13X(AgX) +NaCl) 하였으며, 제조 AgX는 증류수로 3회 이상 세척한 후, 95℃에서 24 시간 건조한 다음 체분석하여 항온항습시약함에 은박지로 포장하여 보관/사용하고 사용하였다. 이때 사용한 AgCl 및 13X는 시약급 (Aldrich 구입, powder type, 2~3 ㎛)으로 기타의 처리 및 세척과정 없이 직접 사용하였다.

2.1.3 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 SHSW 40 mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 약 3 시간 동안 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착/제거능을 평가하였다.

2.1.4 분석

SHSW 및 상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 Cl^-, SO_4^{-2}, Br^- 등은 IC로 각각 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH 측정기을 이용하여 측정하였으며, zeolite의 입자크기는 체분석법에 의해 각 실험조건에 맞게 선별하였다.

2.2 결과 및 토의

Fig. 1은 각각 13X와 본 연구에서 제조한 AgX 및 Aldrich에서 구입한 AgX의 XRD이다. 13X는 ($Na_2Al_2Si_{2.5}O_9$6.2H_2O (zeolite X(Na형), PDF 38-0237)이고, Aldrich의 AgX는 $Ag_2Al_2Si_{2.5}O_9xH_2O$ (zeolite X(Ag형), PDF 38-0233]로 이때 각각의 신뢰도는 100%이다. 그러나 본 연구에서 제조한 AgX는 PDF 38-0237 및 PDF 38-0233에 대해 각각 신뢰도가 100%와 90% 였다. 이는 제조 AgX 내 Ag-첨착량이 1wt% 이하로 매우 적어 (Ag, Na)-X 형태로 제조된데 기인하는 것 같다.

Fig. 2는 0.5M $NaNO_3$ 20 mL 용액에서 AgX 첨가량 변화에 따른 초기첨착-Ag에서 침출된 Ag의 농도 및 침출율이다. 이때 AgX 첨가량 변화는 m/V 비 0.5~10 g/L까지 변화시켜 약 6 시간 동안 교반하였다. AgX 첨가량 증가에 따라 Ag의 침출량이 증가하고 있으며, m/V=10 g/L에서 약 578 mg/L (초기 Ag-첨착량에 약 31%)가 침출되었다. 반면에 염기성 처리한 시약급의 활성알루미나(BAA)에 Ag를 첨착시킨 Ag-BAA (Ag-첨착율 5~10wt%)의 경우는 m/V=10 g/L에서도 10 mg/L 이

하 (초기 Ag-첨착량에 약 2% 이하)가 침출되었다. 이는 Ag-BAA 내 Ag-첨착량이 적어서 침출이 적은 이유도 있으나, 고염 분위기하에서는 활성알루미나-첨착 Ag가 제올라이트-첨착 Ag 보다 안정한데도 원인이 있는 것 같다.

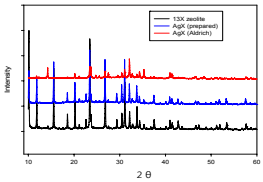


Fig. 1. XRD patterns of 13X and AgX.

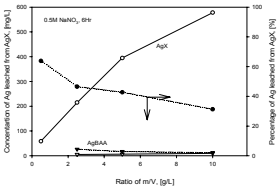
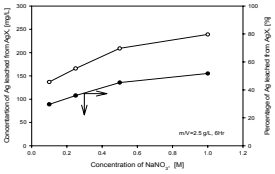


Fig. 2. Ag concentration leached from AgX with m/V ratio.

Fig. 3은 $NaNO_3$ 농도 변화에 따른 AgX (시약급)에서 침출-Ag의 농도 및 침출율이다. 이때 침출은 AgX 0.05g, $NaNO_3$ 용액 20 mL (m/V=2.5 g/L)에서 약 6 시간 동안 교반하였다. 염(Na) 농도 증가에 따라 Ag-침출량이 증가하고 있으며, HSW 내 Na의 농도가 약 0.5M 정도임을 감안 할 때 약 209 mg/L (초기 Ag-첨착량에 약 45%)의 Ag가 침출되고 있음을 알 수 있다. 이로부터 AgX 흡착탑 (연속식)에 의해 HSW로부터 I을 흡착제거할 경우 상당량의 Ag가 AgI (용해도: 약 $3x10^{-3}$ mg/L)나 AgCl (용해도: 1.9 mg/L)로 침전되고, 이로 인해 흡착탑 내 막힘 현상 등을 유발하여 흡착탑 운전을 불가능하게 할 수 있다.

Fig. 4는 SHSW에서 m/V비 따른 AgX-I의 흡착율로 25℃, 400 rpm에서 6 시간 동안 교반하여 수행하였다. 이때 용액 내 pH 변화는 8.15～8.26 으로 거의 변화가 미미하였으며, m/V 비가 증가할수록 증가하며 m/V>5 g/L 이상에서 I의 99% 이상이 흡착되었다. Fig. 4의 작은 그림은 m/V= 1.25 g/L에서 SHSW 내 pH 변화에 따른 AgX-I의 흡착율이다. pH 증가에 따라 급격히 감소하며, pH 약 1에서는 96% 정도가, pH 9에서는 47% 정도가 각각 흡착되었다. 이로부터 AgX에 의한 I 흡착처리는 산성분위기 (pH<1)에서 수행하는 것이 2차 고체폐기물 (폐흡착제)의 발생량 측면에서 보다 효율적임을 알 수 있다. 그리고 AgX를 I함유 HSW (pH 약 8 정도)에 직접 적용하여 >99% 이상을 흡착하기 위해서는 AgX의 투입량을 증가시켜야 할 것으로 보인다.

Fig. 5는 각각 SHSW 및 증류수에서 m/V 비 에 따른 AgX-I의 흡착율이다. 이때 용액 내 pH 는 m/V 증가에 따라 SHSW는 pH 8.15～8.26, 증류수는 pH 7.56～8.97 이었다. I의 흡착은 SHSW 및 증류수 모두 m/V 비 증가에 따라 증가하고 있으며, SHSW는 m/V=5 g/L에서 거의 99% 이상이, 증류수에서는 m/V >2.5 g/L에서 99% 정도가 흡착되고 있다. 그러므로 AgX-I 흡착은 HSW 보다는 증류수에서의 적용이 2차 고체폐기물 (폐흡착제)의 발생량 측면에서 효과적이다.



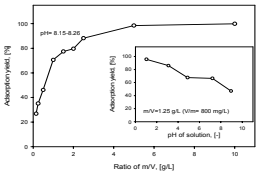


Fig. 3. Concentration of Ag leached from AgX with NaNO3.

Fig. 4. Adsorption yield of iodide with ratio of m/V.

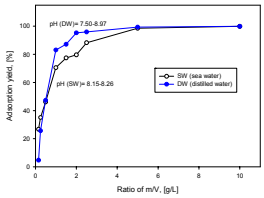


Fig. 5. Adsorption yield of iodide in DW and SW.

3. 결론

AgX-I 흡착은 Ag-첨착량이 증가할수록 증가한다. 그리고 AgX로부터 Ag-침출은 염농도 증가에 따라 증가하므로 흡착탑 조업 시 막힘현상 등에 대한 검토가 요구된다. AgX-I 흡착은 초기농도 0.01～10 ppm. m/V=2.5 g/L에서 99% 이상 흡착제거 가능하여 2차 폐기물(폐흡착제)의 발생량을 최소화 할 수 있음을 알 수 있으며, HSW보다는 증류수에서 수행하는 것에 효과적이다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] "多核種除去設備に關する補充說明資料" 特定原子力施設 審査評價檢討會(第2會) 參考4, 東京電力株式會社, January 24, (2013).

[2] 小山正史, "福島第一原子力發電所事故における放射性 汚染水の發生と處理 について", 電力中央研究所, July 22, (2013).

동전기 토양제염장치 폐액 및 재생액 증류 실험

성현희*, 구대서, 김계남, 김승수, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shh414@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 방사성 오염토양으로 부터 우라늄을 제거하기 위해 동전기 토양제염장치를 이용하여 제염하고 있다. 방사성오염토양의 제염과정에서 다량의 산 폐액이 발생되고 있으며, 폐액은 2번 재사용과정을 거치고 중화하여 Filter Press로 고액 분리된다. 분리된 액체는 재생액으로 재사용되고, 슬러지는 방사능 농도가 높아 방사성폐기물 처분시설에 처분할 예정이다.

동전기 토양제염장치 공정에서 폐액과 재생액은 밀폐되지 않고 상온에 노출되어 있으므로, 본 연구에서 폐액과 재생액이 기화 시 Steam 속에 우라늄이 함유되어 있는지 여부를 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료

실험에 사용한 용액은 방사성오염토양의 제염과정에서 발생하는 폐액과 동전기 토양제염장치의 폐액처리 장치에서 발생된 재생액을 사용하였다. 재생액은 동전기 폐액에 CaO를 넣어 pH를 9까지 높힌 다음, 우라늄을 제거하기 위하여 황산알루미늄과 마그네타이트를 넣고 필터프레스로 고형물을 분리한 용액이다.

2.2 실험방법

우라늄으로 오염된 토양을 세척 시 발생하는 폐액과 재생액의 우라늄 농도는 각각 4.9 Bq/g, 0.01 Bq/g으로 측정되었다. 증류 장치는 Fig. 1과 같이 제작했다. 온도는 300℃에서 3 시간 반응 시켜 주었으며, 비산 방지와 증류의 반응속도를 빠르게 하기 위해 Magnetic stirring bar를 100 rpm으로 실험을 진행하였다.

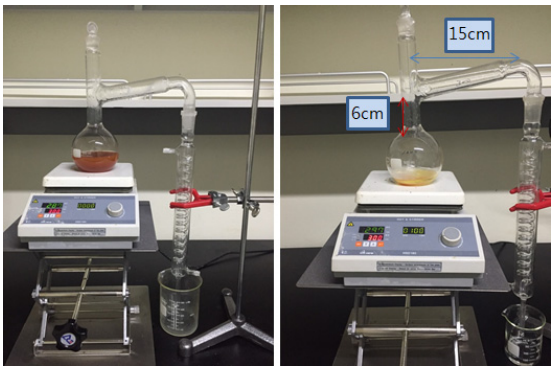


Fig. 1. Distillation equipment.

2.3 증류 장치 개선

Fig. 1 의 증류 장치는 가지 달린 둥근 플라스크의 목의 길이가 짧아 반응액이 비산될 가능성이 있다. 따라서 목의 길이를 6 cm에서 70 cm로, 가지의 길이를 15 cm에서 30 cm로 늘리고, 용량을 500 ml에서 1000 ml로 변경하여 장치 Fig. 2 와 같이 제작하였다. 실험 방법은 동일하며, 실험 시간은 12 시간으로 장치 길이가 길어진 만큼 증류 시간도 길어졌다. 또한 중간에 열 손실이 일어나 증기가 Reflux condenser까지 이동하지 않으므로 단열 처리를 해 주었다.

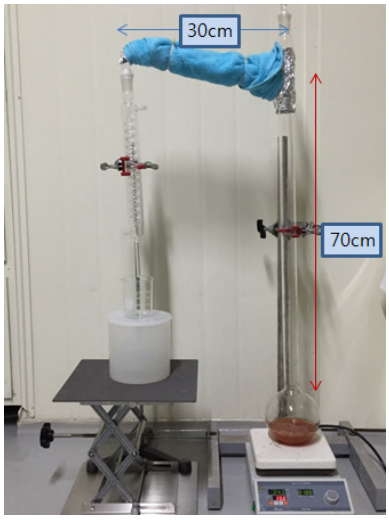


Fig. 2. Improved distillation equipment.

2.4 결과

동전기 토양제염장치 폐액과 재생액을 100 ml씩 증류한 ICP-MS 분석결과는 Table 1과 같다.
Fig. 1의 증류장치를 이용하여 폐액을 증류한 결과 값은 0.29 ppm으로 측정되었고, 이 결과를 제외한 모든 증류수에서 우라늄이 검출되지 않았다.

Table 1. Result of uranium distillation

(Unit : ppm)

U	Fig 1. 증류장치	Fig 2. 증류장치
폐액	0.29	-
재생액	-	-

3. 결론

Fig. 1 증류장치를 통해 폐액을 증발한 결과 0.29 ppm이라는 우라늄 농도가 측정되었다. 하지만 이 결과 값은 증류장치의 둥근 플라스크의 목 길이가 짧아 반응 용액이 비산되어 증류수에 우라늄이 함유된 가능성이 크다. 그렇기 때문에 Fig. 1의 증류장치의 반응용액 비산가능성에 대한 문제점을 개선한 Fig. 2의 증류 장치에서 추가로 실험을 진행하였으며, 결과는 300도에서 폐액과 재생액 모두 증류 시 우라늄이 측정되지 않았다. 따라서, 상온에서 보관되는 동전기 토양제염장치 공정에서 폐액과 재생액이 기화 시 Steam 속에 우라늄이 없을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] S.S. Kim, K.S. Han, U.R. Park, and K.N. Kim, “Improved Treatment Technique for the Reuse of Waste Solution Generated from a Electrokinetic Decontamination System”, Journal of nuclear fuel cycle and waste technology, Vol.12, 2014.

[2] K.N. Kim, Y.H. Jung, J.J. Lee, J.K. Moon, C.H. Jung, and U.S. Chung, “Development of Electrokinetic-Flushing Equipment for a Remediation of Soil Contaminated with Radionuclides”, The Korean Radioactive Waste Society, Vol. 6, 2008.

이온성 액체로부터 전착(Electrodeposition)에 의한 팔라듐 금속의 회수

김익수*, 권수민, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

이온성 액체는 100℃ 이하에서 액체 상태로 존재하는 물성을 지닌 물질로서, 낮은 증기압, 열적 안정성, 높은 전기전도성, 유기물과 무기물에 대한 높은 용해성 등과 같은 독특한 성질을 갖고 있기 때문에 신 개념의 매체로 주목을 받고 있으며 여러 분야에서 이용도가 점차 증가하고 있다. 이온성 액체가 갖고 있는 특성 중의 하나인 넓은 전기화학창(electrochemical window)은 이온성 액체를 이용한 금속이나 반도체 등의 전착(electrodeposition)에 있어서 중요한 역할을 한다. 수용상 액체의 전기화학창은 범위가 약 1.2 V 이내로 작은 반면에, 이온성 액체의 전기화학창은 2-6 V로 수용상 액체와 비교하여 아주 크다. 이러한 이온성 액체의 넓은 전기화학창으로 인해 이전에는 고온 용융염에서만 가능했던 금속 및 반도체의 전착이 상온에서도 가능하게 되었다. 예를 들어 Al, Mg, Si, Ge과 같은 희토류 원소들을 상온 이온성 액체로부터 전착에 의해 얻을 수 있게 되었다[1].

본 연구에서는 이온성 액체를 이용한 고방사성 제염 폐기물 처리 기술개발의 일환으로 이온성 액체 내에 존재하는 팔라듐 이온의 전착에 의한 제거/회수에 대한 연구를 수행하였다. 이온성 액체로는 bmimCl을 대상으로 하였고, $PdCl_2$ - bmimCl 시스템에 대한 전기화학적 기초자료를 순환 전압전류법 (Cyclic Voltammetry, CV)으로 구하였으며, 이를 근간으로 전착실험을 수행하고 이온성 액체의 활용 가능성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험

실험에 사용된 시료 및 화학약품은 모두 시약급(AR)으로서, $PdCl_2$는 Aldrich의 제품을 구입하여 별도의 정제과정 없이 그대로 사용하였다. 이온성 액체 bmimCl은 TCI의 제품을 구입하여 95℃의 온도가 유지되는 진공 오븐에서 3 시간동안 감압 건조하여 이온성 액체 내에 존재하는 수분을 제거한 후 사용하였다. 이온성 액체 내의 수분 함량은 Karl Fischer 수분 분석기 (Metrohm 831 KF Coulometer)를 이용하여 측정하였다. 팔라듐 원소의 전기화학 실험을 위해서 약 5 g 의 이온성 액체에 농도 50 mM이 되도록 $PdCl_2$을 넣고 용해하여 시료를 준비하였다. 시료가 담긴 vial을 90℃로 유지되는 oil bath에서 5 시간 동안 250 rpm으로 진탕하여 용해시키고, 이를 다시 진공 오븐에서 3 시간 동안 건조시킨 후 시료를 전해조 셀에 옮겨 실험하였다. 팔라듐의 산화/환원 전위를 측정하기 위한 CV 실험에서 작업전극으로는 glassy carbon (GC, SA=0.07 cm^2)을, 상대전극과 기준전극(quasi-reference)으로는 백금선(Pt wire)을 사용했다. ㈜원아테크의 ZIVE SP2를 사용하여 순환 전압전류곡선(cyclic voltammogram)을 측정하고 기록하였으며, Smart Manager 프로그램에 의해 전기화학적 특성을 분석하였다. 전착 실험에서는 GC 판(1 x 1 cm)을 작업전극으로, 나선형 코일의 백금선을 상대전극으로, 그리고 백금선을 기준전극으로 사용하였으며, 작업 전극의 표면에 발생한 전착 생성물을 증류수와 아세톤으로 세척한 후 SEM/EDS 및 XRD를 이용하여 분석하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1은 온도 100℃의 50 mM $PdCl_2$-bmimCl에서 GC를 작업전극으로 했을 때, 주사속도(scan rate)의 변화에 따른 Pd/Pd^{2+}의 CV voltammogram이다. Fig에서 보는 바와 같이 -0.9 V 부근에서 하나의 환원 피크가 나타나는 반면에, 산화 피크는 -0.6 V와 0 V 부근에서 두 개가 나타난다. Carlin 등[2]은 -0.6 V에서 나타나는 피크는 작업전극에 흡착된 $PdCl_4^{2-}$의 산화에 의해 나타나는 것이며, 0 V에서 나타나는 피크가 그보다 훨씬 크기 때문에 0 V에서의 피크가 팔라듐의 bulk 산화에 의한 것이라고 보고하였는데, 본 연구에서도 이를 뒷받침할 수 있는 실험적 결과를 얻었다. 즉, 서로 다른 온도에서 측정한 CV를 보면, 온도가 증가함에 따라 0 V에서의 피크는 커지지만 -0.6 V에서의 피크는 온도와 무관하게 거의 같은 크기이며, 이는 0 V에서의 피크가 팔라듐의 bulk 산화에 의한 것이라는 것을 나타내는 결과이다.

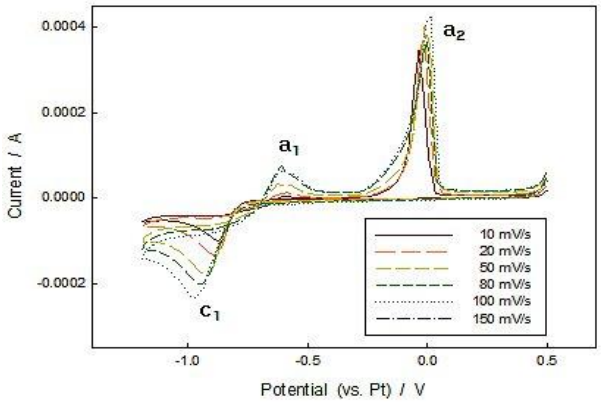


Fig. 1. Cyclic voltammograms of $PdCl_2$ in bmimCl at various scan rates. Temp.=373 K.

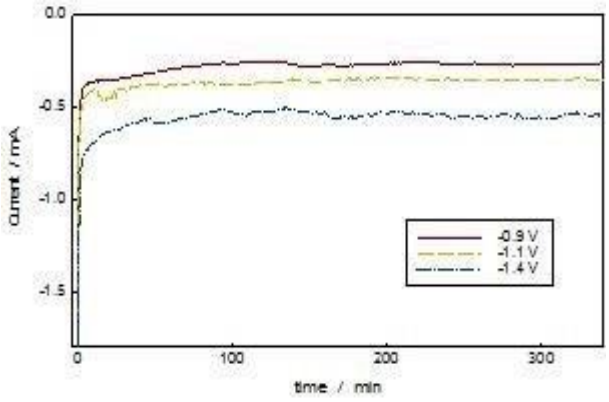


Fig. 3. Current response for electrodeposition of palladium in bmimCl. Temp.=373 K.

주사속도가 증가함에 따라 환원피크 전류는 증가하고 환원피크 전위(C_1)는 음의 방향으로 이동을 하는데, 이로부터 GC 전극에서 Pd^{2+}의 환원반응은 가역적이 아니라는 것을 알 수 있다. 주사속도의 변화에 따른 각각의 피크 전위와 피크 전류값을 분석해 보면, 피크 전위차의 값들이 주사속도의 변화에 따라서 일정한 값을 보이지 않고, 두 개의 전자 이동에 의한 환원이 일어날 때의 이론적인 전위차보다 훨씬 큰 값이다. 또한 피크전류 함수 $i_p^c/v^{1/2}$는 주사속도의 증가에 따라 감소하는 경향을 보인다. 이 결과는 GC 전극에서 Pd^{2+}의 환원이 준가역(quasi-reversible) 반응이라는 것을 나타낸다.

일정 전위에서 $PdCl_2$-bmimCl를 전해하면 검은색의 물질들이 전극에 전착되는 것을 볼 수 있는데, 이들을 분리 회수하여 EDS 분석을 해 본 결과, Fig. 2와 같이 팔라듐인 것으로 판명되었다. 따라서 Pd^{2+}는 작업전극 표면에서 2개의 전자가 이동하는 단일 과정에 의해 팔라듐 금속으로 환원된다고 추정할 수 있다. Fig. 3은 50 mM $PdCl_2$-bmimCl 용액을 정전위로 전해하여 Pd 금속을 전착시킬 때 시간에 따른 응답 전류를 나타낸 그래프이다. 전착 실험은 온도 100℃에서 6 시간 동안 수행하였고, 환원전극으로는 백금판(1 × 1 cm)을 사용했다.

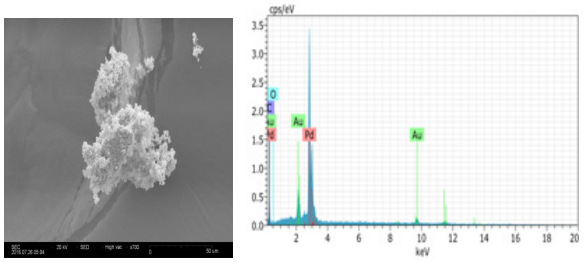


Fig. 2. SEM/EDS analysis of palladium deposit.

환원전극으로는 백금판(1 × 1 cm)을 사용했다. 모든 인가 정전위에 대하여 비교적 안정적으로 전류가 흐르며, 전압에 비례하여 전류값도 커지는 것을 볼 수 있다. 전착 실험 후 bmimCl 용액 내 팔라듐 이온의 농도를 UV를 이용하여 측정하고, 실험 전후의 농도 차이로부터 전착된 팔라듐의 양과 전해효율(Faradaic effieiency)을 계산하였다.

3. 결론

bmimCl 이온성 액체에서 팔라듐 이온의 전해환원 특성을 순환 전압전류법을 이용하여 조사하였다. bmimCl 내에서 팔라듐 이온이 금속으로 환원되는 것으로 추정되는 환원피크가 -0.9 V에서, 그리고 두 개의 산화피크가 -0.6 V와 0 V 부근에서 관측되었다. 팔라듐 이온의 환원은 2개의 전하전달이 이루어지는 준가역적 전기화학반응을 따르는 것으로 보인다. 정전위 전해에 의해 bmimCl 이온성 액체로부터 팔라듐 금속을 회수할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No.NRF-2012M2A8A5025658,NRF-2012M2B2B1055500).

5. 참고문헌

[1] F. Endres and S Abedin, Phys. Chem. Chem. Phys., 8, 2101 (2006).

[2] H. C. De Long, J. S. Wilkes, R. T. Carlin, J. Electrochem. Soc. 141, 1000 (1994).

고출력 광섬유 레이저를 이용한 60 mm 두께의 금속 후판 절단 실험 변수 고찰

오승용*, 김택수, 박현민, 이림, 신재성, 정진만, 선상우, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*syoh73@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설물에서 압력용기, 열교환기, 습분분리기, 증기발생기 등의 대형 구조물들은 다량의 탄소강(carbon steel), 스테인리스강 (stainless steel) 및 인코넬(inconel) 합금 등을 포함하고 있다. [1] 이들 시설물을 해체하는 기술에는 절단 공구를 이용한 기계적 절단 기술, 연마제가 혼합된 고압의 물을 노즐을 통하여 빠른 유속으로 분사하여 절단하는 워터 제트 기술, 플라즈마 아크 절단 기술, 레이저 절단 기술 등이 있다[1]. 열거된 해체 기술 중에서, 선정 기준에는 원격 조작도, 이차 폐기물 발생량, 절단 성능, 투입비용 등이 고려되어야 한다.

레이저 절단 기술은 레이저 빔을 절단 대상물에 집광하여 국소부분만을 녹여서 절단이 이루어지므로, 해체 과정에서 발생되는 이차폐기물 발생량이 다른 해체기술과 비교하여 적은 장점이 있다. 특히 고출력 광섬유 레이저를 이용한 절단 기술은 레이저 빔을 절단 대상물까지 광섬유를 통해서 전송하므로 극한 고방사능 환경에서 놓여 있는 절단 대상물을 원격으로 원거리에서 해체 작업이 가능한 기술이다. 이러한 원격 조작 능력은 작업자 안전 확보 측면에서 해체 기술 선정 기준에 중요한 항목으로 작용한다.

프랑스, 일본 등의 원자력 선진국에서는 광섬유 레이저를 이용한 원자력 시설물 해체 기술 개발 연구가 심도 있게 진행 중에 있다. 최근 일본 WERC 연구소에서는 30 kW급 광섬유 레이저를 이용하여 300 mm 두께의 탄소강과 스테인레스 강 후판 절단 실험을 성공하였으며[2], 이를 통해 레이저 절단 기술이 우수한 절단 성능을 갖추고 있음을 입증하였다. 고가의 레이저 장비는 투입비용 측면에서 초기 많은 비용 소요가 요구되는 단점이 있으나, 유지 보수가 용이하고, 유지비용이 적게 소요되는 장점이 있다.

한국원자력연구원에서는 원자력시설물 해체 기술 개발의 일환으로 2015년도에 6 kW급 고출력 광섬유 레이저 기반의 절단 시스템을 구축하였으며, 현재 금속 후판 절단 실험 연구를 진행하고 있다. 레이저 절단 기술 성능에 영향을 미치는 항목에는 절단 헤드 광학계, 노즐과 시편 사이의 거리(Standoff distance), 금속물성, 노즐의 기하학적 형태, 용융물 제거에 사용되는 보조가스 분출 특성 등의 다양한 설계변수들이 있으며, 이들 변수들을 고려하여 최적의 절단 조건 도출이 요구된다. 본 논문에서는 구축된 절단 시스템을 이용하여 60 mm 두께의 스테인레스 강 절단 실험 결과와 변수에 대하여 설명하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험 장치

절단 시스템에는 광섬유레이저(IPG, YLS 6000)와 절단 헤드가 있으며, 이들 장치 사이에는 25 m 길이의 공정 파이버를 통해서 연결되어 있다. 레이저 본체에서 발진한 레이저 빔은 구경이 100 μm인 공정 파이버를 통해 절단 헤드에 전송이 되며, 헤드 상부에는 전송된 레이저 빔을 시편에 집광하는 기능을 수행하는 광학계가 있으며, 집광되는 레이저 빔은 헤드 하부에 결합된 직경 2 mm의 노즐을 통과하여 시편에 전송되도록 하였다. 광학계는 콜리메이션 렌즈(f:160 mm)와 포물경(f:600 mm), 반사경으로 구성되어 있다. 헤드 하부에는 고압가스 배관과 직접 연결되어 있어서, 외부에서 유입된 보조가스(압축공기)가 노즐을 따라 빠른 유속으로 시편에 분사하도록 고안되었으며, 이들 장치들은 절단 과정에서 발생되는 용융 금속을 시편 바깥쪽으로 밀어내는 기능을 수행한다. 본 실험에서는 10기압의 압축공기가 배관을 따라 노즐에 공급 되도록 하였다.

절단 속도와 방향은 헤드 본체와 결합된 x-y-z축 이동 스테이지를 통해서 제어되었다. 레이저 절단 실험 과정에서는 많은 양의 분진이 발생을 동반하기 때문에, 절단 대상물 근처에 설치된 덕트관을 따라 집진기에 흡입되어 필터를 통과한 후에 실외로 배기하도록 하였다.

2.2 결과 및 토의

시편 표면으로 입사되는 레이저 빔의 크기 증가는 절단 폭의 증가와 더불어 절단되는 홈 사이로 유입

되는 보조가스 유량 증가를 수반하므로, 절단 폭의 크기는 절단효율에 직접적인 영향을 미친다[3]. 시편 표면에 입사되는 빔의 크기는 초점 위치 이동을 통하여 쉽게 조절이 가능하지만, 실험에 사용된 노즐 직경이 2 mm여서, 초점 위치 이동에는 제한이 있다. 본 실험 연구에서는 레이저 빔이 노즐 내부면과 접촉하지 않는 범위 내에서 레이저 광 초점을 노즐 내부에 위치하도록 하여, 즉, 초점 위치를 시편 표면에서 최대한 떨어뜨려, 시편 표면에 입사되는 빔의 직경이 커지도록 하여 절단 실험을 수행하였다. Fig. 1은 6 kW 출력을 이용하여 절단된 60 mm 두께의 스테인레스 강(SUS304L) 전면과 후면을 나타내며, 적용된 절단 속도는 20 mm/min이다. 초점은 노즐 내부에 위치하였으며, 레이저 광 초점과 시편 표면사이의 거리는 29 mm, standoff 거리는 15 mm 실험변수가 적용되었다. 측정된 절단 폭은 약 2 mm 이다.

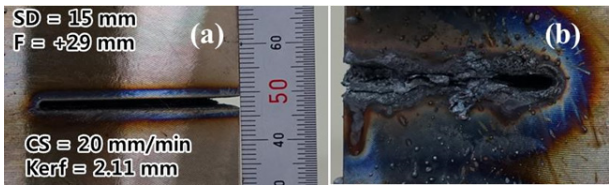


Fig. 1. Stainless steel after cutting (t=60 mm), Front face(a), Rear face(b), SD: Standoff distance, F: distance between focal point position and specimen surface, CS: cutting speed (mm/min).

레이저 빔 초점 위치를 시편 표면에 가깝게 하면 시편을 녹는점이상으로 가열하는 데에는 효과적이지만, 집광된 빔의 크기가 매우 작기 때문에 절단되는 폭은 ~1mm 이내로 작은 경향이 있다. 노즐에서 초음속으로 분사되는 보조가스의 단면적은 일반적으로 절단 폭보다 크므로 일부는 절단되는 홈으로 [4] 유입되어 금속 용융물 제거 역할을 하지만, 반면에 유입되지 못한 보조가스는 시편 표면에서 반사되어 용융물 제거 역할을 수행하지 못한다. 두께가 얇은 박판 금속을 절단하는 경우에는 보조가스 유속과 얇은 시편 두께를 고려하였을 때, 노즐과 집광되는 초점 위치를 시편에서 매우 가깝게 하는 것이 바람직할 수 있으나, 후판 절단인 경우에는 노즐을 통과한 보조가스가 박판 절단보다는 절단되는 홈을 따라 장거리 유동을 요구하므로, 작은 절단 폭으로 인한 절단 홈에 유입되는 보조가스 유량 감소는 절단 효율 저하 요인이 될 수 있다. 결론적으로 후판 절단에는 절단 폭 증가를 통하여 보조가스 유입을 원활하게 하는 것이 중요하다. 그러나 이를 위해서는 레이저 빔 초점 위치를 시편표면에서 일정 부분 떨어뜨려야 하므로, 시편 표면에 가해지는 레이저 출력 밀도(W/cm^2) 감소가 수반되어 시편을 녹는점 이상으로 가열하는 효율이 저하될 수 있다. 따라서 후판 절단에는 레이저 빔 초점 위치와 시편 표면에 가해지는 레이저 출력 밀도를 동시에 고려하는 것이 바람직하다.

3. 결론

후판 절단에는 절단되는 홈을 따라 유입되는 보조가스 유량과 시편에 가해지는 레이저 출력 밀도는 중요한 변수로 작용한다. 본 논문에서는 레이저 빔 초점 위치 이동을 통하여 이 두 변수가 절단 효율에 미치는 영향에 대한 연구를 수행하였다.

4. 감사의 글

The research was supported by the Nuclear R&D Program through the Ministry of Science, ICT & Future Planning.

5. 참고문헌

[1] 문제권, “원자력시설 제염해체 기술 개발 현황”, 원자력 산업, 2012년 7,8월호, 34 (2012).

[2] K. Tamura, R. Ishigami, and R. Yamagishi, “Laser cutting of thick steel plates and simulated steel components using a 30 kW fiber laser", J. Nucl. Sci. Technol. 53, 916 (2016).

[3] K. Tamura and R. Yamagishi, “Laser cutting conditions for steel plates having a thickness of more than 100mm using a 30 kW fiber laser fro nuclear decommissioning.”, Mechanical Engineering Journal 3, 15-00590 (2016).

[4] Sun S, Brandt M, “Comparative study of the influence of the gas injection system on the Nd:yttrium aluminum-garnet laser cutting of advanced oxide ceramics”, Rev. Sci. Instrum., 74, 4199 (2003).

제염해체 사업관리 체계 제안

박국남[1*], 홍윤정[1], 박승국[1], 박진호[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]뉴디컴, 대전광역시 유성구 엑스포로 448번길
*knpark@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 제염해체 업무분류시스템으로 건설 시점의 시스템을 사용하기에는 어려움이 있다. 국내의 원자력 시설 해체 기술이나 작업들을 분야별로 체계적으로 정리가 되어 데이터베이스로 사용할 수 있다. 이 데이터를 연구로 건설 사업절차서와 융합하여 업무분류체계를 작성했다. 더 나아가 제염해체 사업절차서를 작성하고, KAERI는 물론 엔지니어링사, 시공사, 제작사들과의 일관된 사업문서 체계를 제안했다. 더불어 본 논문에서는 제염해체 사업범위관리시스템 등 사업관리시스템 구축을 제안하고자 한다. 이를 통해 국내 원자력시설 해체사업은 물론 해외까지도 사업범위를 넓히고자 한다.

2. 본론

2.1 사업체계의 필요성

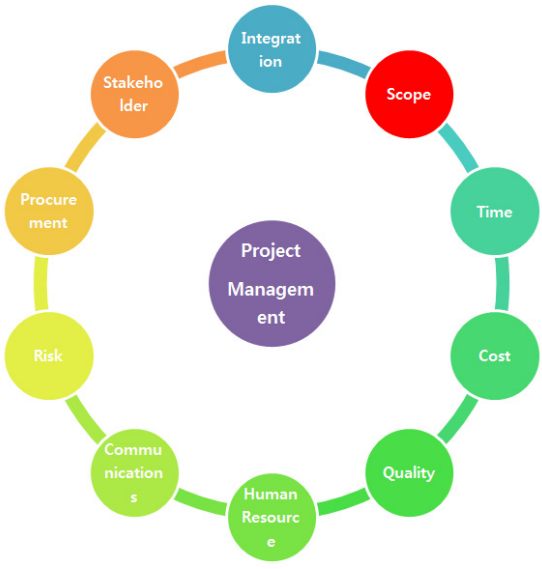


Fig. 1. Project Management Process.

주요 사업관리 공정은 통합관리부터 이해관계자관리까지로 이루어진다[1]. 원전의 해체과정은 해체의사결정, 전략수립, 해체계획 및 시설특성 평가, 해체설계 및 인허가, 해체공사의 준비, 절단/제거, 제염 및 폐기물 처리 등의 해체공사, 건물 철거, 및 부지복원으로 이루어진다[2]. 이 업무분류에서 공정은 470개 정도로 분류되었다.

대형 사업을 수행하면 발생문서의 대량화, 다양화에 따른 사업관리 절차를 필요로 한다. 설계도서에 대한 작성, 검토 및 수정 이력, 발생문서의 체계적인 분류체계를 세우고, 사업조직 기반에서 활용할 수 있는 범위관리 (Project Scope Management)에 해당하는 문서관리시스템을 필요로 한다.

2.2 사업 문서관리 및 문서번호 분류

제염해체 사업을 수행함에 있어 문서번호 부여는 코드와 숫자를 사용하여 목적에 따라 여러 가지 번호체계로 분류된다. Work Breakdown Structure는 PBS (Physical Breakdown Structure), OBS (Organizational Breakdown Structure), FBS (Functional Breakdown Structure)로 구성하였다. Physical Breakdown Structure (PBS)는 업무수행의 용이성을 위해서 전체 프로젝트의 범주를 3자리 숫자로 나누어 나타냈다. ISDC (International Structure for Decommissioning Costing of Nuclear Installations) 에서는 프로젝트를 11개 그룹으로 구성하여 주요활동과 프로젝트의 주요단계를 반영하였다[3]. 하지만 본 논문에서는 프로젝트를 10개로 나누었다. 그중에서 특히 해체업무의 많은 영역이 할당되는 해체시공을 4개나 배정하였다. Table 1에서와 같이 10개로 나누어진 프로젝트를 10개씩 세분화하여 1000개의 Activity로 세분화하였다. OBS와 FBS는 사업절차서에 있으므로 생략하였다. 제염해체 조직의 설계문서를 관리하기 위한 설계 기술문서 번호체계는 다음과 같다.

PN-PBS-AA-NN-001

PN : "Decommissioning Project Name"의 약어
PBS : "Physical Breakdown Structure"의 번호
AA : "Organizational Breakdown Structure"의 번호
NN : "Functional Breakdown Structure"의 번호
001 : 일련번호

사 례 : ND-555-KD-DR-001 :
Design Requirements for Spent Resin Storage Tank

Table 1. PWBS of Decommissioning

00X	01X	02X	03X	04X	05X	06X	07X	08X	09X
해체 기획	사업 준비 및 계획 수립	해체설계	인허가 및 해체 시공 계약	해체 시공 준비 및 해체시공 (1) 비방사성 관리 구역 해체	해체시공 (2) 보조빌딩 관리 구역 해체	해체시공(3) 원자로건물 및 해체 보조시설 철거	해체시공 (4) 건물철거 및 폐기물관리	부지복원 및 안전관리	사업관리
000	010	020	030	040	050	060	070	080	090
GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL	GENERAL
001	011	021	031	041	051	061	071	081	091
해체 전략 및 정책 결정	운전 영구 정지 준비	사용후 핵연료 냉각운전 및 방출	해체계획서 작성 및 인허가	해체시공 준비 (1) 해체 보조설비 설치	보조빌딩 관리 구역 해체 (Section 1)	원자로건물 (1) 원자로실 잡자재	건물철거 (1) 건물철거방법평가, 건물/ 구조물/ 체염	부지복원 (1) 잔류방사선/능 평가	범위관리 (문서관리)
002	012	022	032	042	052	062	072	082	092
해체 규제제도	영구 정지 후 운전	시설의 격리	해체 사업 국민 수용성	해체시공 준비 (2) 공사 전 제염, 오염확산 방지 및 유틸리티보완		원자로건물 (2) 원자로실 기기	건물철거 (2) 건물철거	부지복원 (2) 토양제염 및 조경공사	공정관리
003	013	023	033	043	053	063	073	083	093
해체 Top tier Requirements 결정	해체계획 수립 (1) 해체 정책 결정	방사선 관리구역 변경	시공설계, 계획 작성 및 시공 계약	해체시공 준비 (3) 운영 폐기물 제거/ 처리		원자로건물 (3) 1차 냉각계통		최종보고서 및 부지개방	예산관리
004	014	024	034	044	054	064	074	084	094
해체 개략비용 예측 및 조달 방안	해체계획 수립 (2) 해체 사업 기본계획 수립	해체 설계 (1) 해체사업/ 기술기본 Option 선택	장비 확보		보조빌딩 관리 구역 해체 (Section 2)	원자로건물 (4) 원자로압력용기	폐기물관리 (1) 절단을 위한 현장제염 및 해체물제염		품질관리
005	015	025	035	045	055	065	075	085	095
	해체기술 확보, 해체설계 및 시 공기술 개발	해체 설계 (2) 공사 시나리오 설정		비방사선 관리 구역 해체 (1) 부속건물		원자로건물 (5) 차폐 콘크리트	폐기물관리 (2) 방사성폐기물 자료관리 및 특성평가	방사선안전	인력관리
006	016	026	036	046	056	066	076	086	096
인해관계자 상호 영향	사전 부지특성 조사 (1) 계획 및 결과 해석/ 관리	해체 설계 (3) 작업 효율 평가		비방사선 관리 구역 해체 (2) 터빈 빌딩			폐기물관리 (3) 고체방사성폐기물 및 특수관리 폐기물		소통관리
007	017	027	037	047	057	067	077	087	097
일반 대중 국민 수용성	사전 부지특성 조사 (2) 방사선학적 생태 조사	해체 설계 (4) 작업 안전성 및 방사선 안전성 평가		비방사선 관리 구역 해체 (3) 보조빌딩 내 비관리 구역	보조빌딩 관리 구역 해체 (Section 3)	해체보조시설 철거 (1) A/B 건물 관리 지역	폐기물관리 (4) 규제해제 대상 폐기물 및 액체 / 기체폐기물관리	산업안전	위험관리
008	018	028	038	048	058	068	078	088	098
지역사회 영향 평가	사전 부지특성 조사 (3) 시설의 물리적 생태 조사	해체 설계 (5) 방사선안전관리 계획 수립				해체보조시설 철거 (2) A/B 건물 비관리지역 및 임시설치 지역			구매관리
009	019	029	039	049	059	069	079	089	099
	사전 부지특성 조사 (4) 시설의 부지환경 조사								대국민 및 대정부관리

3. 범위관리시스템 구성 및 구현

범위관리인 서류관리는 동의용서류배부전 (DDA), 연계업무통신문 (IOC), PM 메모 , 설계서류 표지 등 4개의 항목으로 이루어졌다. 특히 설계서류 표지는 사업수행 중에 DDA를 거쳐 완성된 설계문서에 대한 최종 검토 및 승인업무이다.

Fig. 2. Object of Scope Management System.

Fig. 2와 같은 범위관리시스템의 구현은 입력시스템, 데이터 로드시스템 및 검색관리시스템을 구현하였다. 입력시스템에서는 온라인으로 연구문서의 문서번호, 제목, 설계등급, 결재선 등을 입력한다. 데이터 로드시스템은 작성된 설계문서, 설계도면, Fig 등의 소스 파일 및 PDF 파일을 업로드 시켜준다. 입력시스템과 데이터 로드시스템은 서류관리에서 제공되며 서류관리에서 승인되기 전의 문서현황을 보여준다. 검색관리시스템은 승인된 설계서류, 설계도면, 회의록, DDA, IOC 및 PM 메모를 검색하고 분류하며 데이터의 개인별, 문서별, 부서별, 기간별 현황을 제공한다[4].

4. 결론

제염해체 사업의 범위관리시스템은 국내사업 및 향후 수출 사업을 고려하여 한국원자력연구원 안심시스템을 채택하고자 한다. 문서분류 체계는 Project Procedure Manual, Quality Assurance Manual 및 Quality Assurance Procedure에 준하여 분류하였다. 안심시스템은 서류관리, 서류보관함, 조직관리로 구성했으며 서류관리는 동의용서류배부전 (DDA), 연계업무통신문 (IOC), PM메모 및 설계서류 표지로 구성되었다.

이와 같은 범위관리시스템을 통하여 경영전략과 연계하여 오랜 경험과 지식의 정보화 자산이 효율적으로 관리되었다. 이는 연구 활성화에 기여함은 물론 또 다른 대형 원자력시설의 구축, 제염해체 및 이들의 해외 수출에도 기여할 것으로 기대하고 있다.

5. 참고문헌

[1] Project Management Institute (PMI), "A Guide to the Project Management Body of Knowledge", Fifth Edition, (2013).

[2] Jin Ho Park, etc., "Evaluation of Decommissioning Related Technologies Obtained by Nuclear Expert Companies and Their applicability", 7-75, (2014).

[3] Nuclear Energy Agency, Radioactive Waste Management, "International Structure for Decommissioning Costing of Nuclear Installations" 7-10 (2012).

[4] Kook-Nam Park etc., "Document Management for Jordan Research and Training Reactor Project by ANSIM", Journal of Society of Korea Industrial and Systems Engineering, Vol. 39, No 2, (2016).

컴프턴 산란을 이용한 방사성 세슘 선원의 깊이분석

최용석*, 홍상범, 서범경, 남종수, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 오염부지 복원에서 오염부지에 대한 오염핵종, 오염범위 그리고 오염깊이에 대한 정확한 분석이 요구된다. 그래서 방사성 오염부지의 오염범위를 짧은 시간에 측정하여 방사성 오염핵종을 분석할 수 있는 in-situ 감마선분석방법을 사용하고 있다. 그러나 방사성 오염 깊이는 토양표면에 침적된 방사성 물질이 시간이 경과함에 따라 토양 내부로 확산되어 오염 깊이분포가 변형되기 때문에 in-situ 감마선분석방법을 개선한 다양한 방사성 오염 깊이분포 분석방법[1,2]이 제안되었다. 이에 본 연구에서는 방사성 오염 부지의 방사성 오염 깊이분석을 위해 Compton 산란을 이용한 새로운 방사성 오염 깊이분포 분석을 시도하였다. 본 발표에서는 Compton 산란을 이용한 방사성 오염 깊이분포 분석 대한 기초 연구로서 방사성 세슘 선원의 깊이에 따른 NaI 검출기의 감마스펙트럼의 검출특성과 방사성 세슘 선원의 깊이에 대한 전산모사(MCNP)을 이용해 방사성 선원의 깊이와 세기 분석방법에 대한 연구를 결과를 나타내었다.

2. 본론

2.1 이론적 배경

2.1.1 감마선의 감쇠

감마선이 물질을 통과할 때 물질과 반응하여 흡수되거나 산란되는 감쇠(attenuation) 현상이 일어난다. 동일한 에너지를 가진 경우, 물질을 투과하는 감마선은 이동 거리가 증가함에 따라서 지수적으로 감소한다. 물질 투과 거리(x)에 따른 감마선의 세기 변화는 다음 식의 형태로 표현할 수 있다 :

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu \cdot x} \quad (1)$$

선형 감쇠 계수 (μ)는 물질의 단위 두께 당 감마선이 물질의 입방 센티미터의 부피내의 원자와의 상호작용으로 흡수되는 확률 의미한다. Fig. 1은 물질의 두께에 대한 방사선 세기의 관계를 그래픽으로 표시한 것이다. 왼쪽은 두께에 따른 투과선의 세기이며, 오른쪽은 두께 대비 투과선의 강도의 자연 대수의 관계로 기울기가 선형감쇠계수를 의미한다.

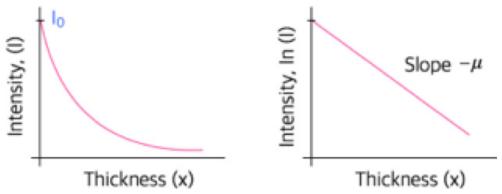


Fig. 1. Relationship of radiation intensity and the thickness of absorber.

2.1.2 선원 위치 및 세기의 계산식

임의 두께을 투과한 감마선 측정 후 선원의 위치 및 세기를 결정하기 위해서 전산 모사를 이용한 컴프턴 영역 및 세슘피크 대한 선형감쇠계수와 계측한 감마스펙트럼의 컴프턴 영역과 세슘피크의 면적를 결정하면 선원의 위치 및 세기를 계산할 수 있다.

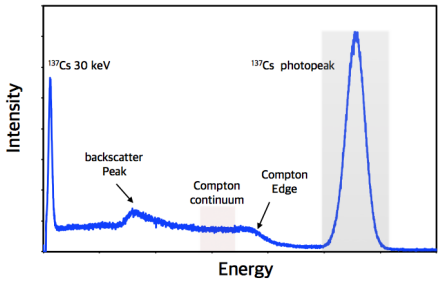


Fig. 2. Pulse height spectrum on a NaI(Tl) scintillator for gamma rays emitted by Cs-137.

컴프턴 영역의 선형감쇠계수(μ_C)와 세슘피크의 선형감쇠계수(μ_R)는 감마선의 투과두께와 검출기의 계수 합의 관계를 전산 모사를 통해 얻은 감마스펙트럼의 컴프턴 영역과 세슘피크의 영역으로 나누어 도식하고 추세선을 이용해 선형감쇠계수 값을 얻는다. 또한 검출기의 고유의 컴프턴 영역의 면적(I_{C0})과 세슘피크의 면적(I_{R0}) 의 비율은 표준 점선원의 측정을 통해 얻은 감마스펙트럼으로 부터 구한다. 이를 위해서 실험 및 전산모사의 결과의 모든 감마스펙트럼에서 세슘피크의 영역은 580 keV에서

720 keV까지, 컴프턴 영역은 350 keV에서 400 keV까지로 범위을 설정하고 각각의 면적을 해당 영역의 계수의 합으로 정하였다. 세슘피크와 컴프턴 영역에 대한 투과 두께와 면적의 관계를 식 (2)로 표현할 수 있다.

$$\ln\left(I_{Cx}/I_{C_0}\right)/\mu_C = \ln\left(I_{Rx}/I_{R_0}\right)/\mu_R \quad (2)$$

또한 동일한 검출기에 대해서 선원의 세기에 관계없이 일정한 거리에서 NaI(Tl) 검출기는 컴프턴 영역의 면적과 세슘피크의 면적의 비가 거의 일정한 상수값 (Q_0)을 가짐으로 다음과 같이 표현이 가능하다.

$$\left(I_{R_0}/I_{C_0}\right) = Q_0 \quad (3)$$

2.2 감마검출기의 고유의 Q_0 값의 결정

감마선 계측을 위해서 선원은 1.17μCi 와 5μCi의 Cs-137 표준 점선원을 사용하였다. 그리고 감마선 검출기는 3인치 NaI(Tl) 검출기을 사용하였다. 검출된 신호처리는 프리엠프와 엠프 그리고 다중채널분석기를 사용하여 분석하였다. Table 1은 선원의 세기와 선원과 검출기와의 거리에 따른 컴프턴 영역과 세슘피크의 면적 비를 나타낸 것이다. 선원의 세기를 다르게 하여 측정한 검출기의 면적비는 거의 일정한 값을 보이고 있다. 또한 1.17 μCi 선원과 검출기의 거리를 다르게 하여 측정한 결과 역시 거리에 상관없이 거의 유사한 면적비를 보였다. 이 결과를 통해서 실험에 사용한 3인치 NaI(Tl) 섬광검출기를 이용하여 감마선만을 측정한 경우, 선원의 세기 및 선원의 거리의 영향을 거의 받지 않고 컴프턴 영역과 세슘피크의 면적 비는 거의 일정한 값을 나타내는 것을 확인하였다.

Table 1. The photopeak to Compton ratio of NaI detector

		Ratio(Q_0)
Activity (uCi)	1.17	**10.45**
	5	**10.61**
거리 (cm)	0	**10.77**
	17	**10.76**

2.3 전산모사를 통한 선형감쇠계수 결정

Monte Carlo N-Particle Transport Code (MCNP)를 이용하여 3인치 Na(Tl)검출기 전산모사 결과, 3인치 Na(Tl) 검출기 표면에서 1.17 uCi 점선원에 대한 검출기의 계수 확률은 약 50%를 나타내었다. 투과두께에 따른 컴프턴 영역과 세슘피크의 면적에 대해 추세선의 기울기로 얻어진 선형감쇠계수는 컴프턴영역은 0.0337과 세슘피크는 0.0532 이었다.

2.4 선원의 위치 및 세기의 측정 비교 결과

두께 3.25 mm이고 지름 5 cm의 원형 유리판(밀도 2.3 g/cm3)을 이용하여 두께 변화에 따른 감마선을 측정하였다. 3인치 NaI(Tl) 섬광검출기 위에 10단으로 적층한 후, 각각의 적층판 사이에 Cs-137 표준 점선원을 위치하고 100 초 동안 방사선을 측정하였다. Table 2는 전산모사를 이용해 얻은 컴프턴영역과 세슘피크에 대한 각각의 선형감쇠계수와 NaI(Tl) 검출기 고유의 컴프턴영역과 세슘피크의 면적비를 이용하여 선원의 위치와 세기를 계산한 결과이다.

Table 2. Comparison of position of radioactive Cs

선원위치 (mm)	
측정값	계산값
3.25	3.76
13.00	17.15
22.75	26.32
32.50	32.31

3. 결론

Cs-137 점선원을 사용하여 Compton 산란을 이용한 방사성 오염 깊이분포 분석 대한 기초 연구결과, 방사성 세슘 선원의 깊이에 따른 NaI 검출기의 감마스펙트럼으로 부터 방사성 선원의 깊이와 세기를 예측 분석 가능함을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] P. Zombori, A. Andrasi, I. Nemeth, "A new method for the detection of radionuclide distribution in the soil by in-situ gamma-ray spectrometry", (Report KFKI-1992-20/K) Institute for Atomic Energy Research, Budapest.

[2] M. Korun, R. Martinc˘ic˘, B, "In-situ measurements of the radioactive fallout deposit", Pucelj, Nucl. Instr. and Meth. A 300, 611-615 (1991).

동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물 시멘트 고화의 물성

구대서*, 성현희, 김승수, 김계남, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로 운전 및 원자력 연구시설 해체 과정에 많은 방사성 오염 폐기물이 발생하게 된다. 중·저준위 방사성폐기물을 한국원자력환경공단 처분장에 영구처분하는 경우 비용이 매우 비싸다. 이를 위하여 동전기 장치 운전 및 동전기제염 연구를 수행해 왔으며, 동전기 제염 과정에 잔류 방사성 폐기물이 많이 발생하게 된다[1-2]. 발생한 잔류 방사성 폐기물은 고형화 하여 한국원자력환경공단의 인수기준을 통과해야 영구처분이 가능하다. 이를 위해 방사성 폐기물의 고형화 연구를 많이 수행해 왔다[3-6].

본 연구에서는 동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물에 대한 고형화를 위하여, 시멘트를 사용하여 고화체를 제작하였다. 먼저 잔류 방사성 폐기물 성분 원소분석을 하였다. 또한 시멘트 고화시편에 대하여 물성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 방사성 폐기물 성분 원소 분석

2.1.1 시료준비

시료준비는 포틀랜드 1종 시멘트 질량 기준하여 물 1.2-2.2 및 폐기물 1.5-2.5 배합으로 질량 약 430-470 그램을 모탈믹셔로 (HJ-1150) 혼합하여 4주 밀봉상태로 고화하였다. 제작한 시멘트 고화체를 시편절단기 (micro cutter)를 사용하여 (직경 50 ㎜, 높이 100 ㎜)로 절단하였다 (Fig. 1).

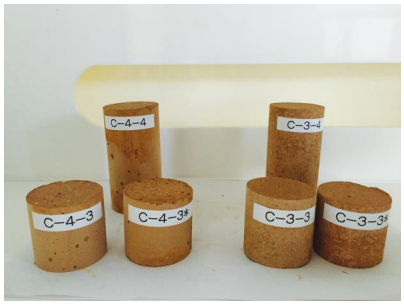


Fig. 1. Specimens of Cement Solidification.

2.1.2 방사성 폐기물 성분 원소 분석

Table 1은 금속수산화물 폐기물 성분 원소분석 결과를 나타낸 것이다. 금속수산화물에 대한 성분 원소 분석 결과 Al, K, Ca, Fe, Mg, Na 및 U 등이며 천연 우라늄 (U-238) 이 0.87wt.% 함유하는 것으로 나타났다.

Table 1. Element Analysis of Metal Hydroxide Waste

원소	wt. %	원소	wt. %	원소	μg/g
Al	21.0	U	0.87	Sr	177
K	6.86	Si	0.57	Li	275
Ca	6.66	Mn	0.24	Ni	177
Fe	5.60	Cu	0.10	Nd	164
Mg	2.33	Zn	0.10	Th	91
Na	1.62			Y	69

2.1.3 시멘트 고화시편의 SEM-EDS 분석

주사 전자현미경 (JEOL, JSM-6610LV) 및 에너지 분산형 분광분석법 (OXFORD, X-MAX)을 사용하여 동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물 시멘트 고화 시편의 SEM-EDS 분석을 수행하였다.

2.2 시멘트 고화시편의 SEM-EDS 및 현미경 분석

Fig. 2-3은 동전기 제염후 잔류 방사성 폐기물 시멘트 고화 시편에 대한 SEM-EDS 분석결과이다. 포틀랜드 1종 시멘트 질량기준에 대한 잔류 방사성 폐기물 배합 (C-1.5, C-2.0) 사진에서 칼슘상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 알루미늄상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다.

Fig. 4는 동전기 제염후 잔류 방사성 폐기물 시멘트 고화 시편에 대한 현미경 사진을 나타낸 것이다. 잔류 방사성 폐기물 성분 원소와 시멘트 성분 원소가 혼합하여 결합된 형상을 나타내었다.

따라서 동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물에 대하여 화학분석 결과 그 구성성분 원소는 Al, K, Ca, Fe, Mg, Na 및 U 등이며 천연 우라늄 (U-238) 이

0.87wt.% 함유하는 것으로 나타났다. 동전기 제염후 잔류 방사성 폐기물 시멘트 고화 시편에 대한 SEM-EDS 분석결과 칼슘상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 알루미늄상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다. 동전기 제염후 잔류 방사성 폐기물 시멘트 고화 시편에 대한 현미경 사진분석 결과, 잔류 방사성 폐기물 성분 원소와 시멘트 성분 원소가 혼합하여 결합된 형상을 나타내었다.

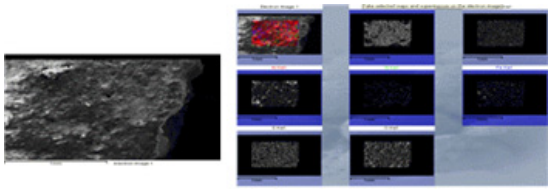


Fig. 2. Photograghs of Specimen (C-1.5).

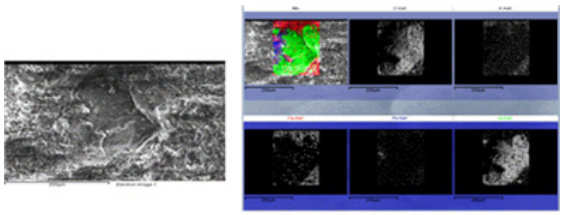


Fig. 3. Photograghs of Specimen (C-2.0).

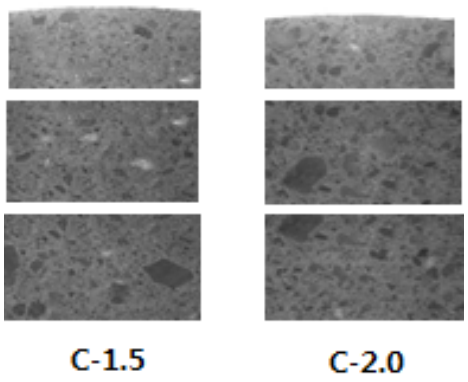


Fig. 4. Photograghs of Microscope.

3. 결론

동전기 제염 후 잔류 방사성폐기물의 고형화를 위하여 시멘트를 사용하여 고화체를 제작하였다. 먼저 잔류 방사성 폐기물 성분 원소분석을 하였다. 또한 시멘트 고화시편에 대하여 물성을 분석하였다. 금속수산화물 성분 원소는 Al, K, Ca, Fe, Mg, Na 등이며 천연 우라늄 (U-238) 이 0.87wt.% 함유하는 것으로 나타났다. 포틀랜드 1종 시멘트 질량기준에 대한 잔류 방사성 폐기물 배합 (1.5 및 2.0)의 SEM-EDS 분석에서 칼슘상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 알루미늄상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다. 또한 시멘트 고화 시편에 대한 현미경 분석에서 잔류 방사성 폐기물 성분 원소와 시멘트 성분 원소가 혼합하여 결합된 형상을 나타내었다.

4. 참고문헌

[1] 김계남 외, "동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향", 한국폐기물학회지, V.17(6), pp. 781-788 (2000).

[2] G. N. Kim et al., "Development of Complex Electrokinetic Decontamination Method for Soil Contaminated with Uranium", Electrochimica Acta, Vol.86, pp. 49-56, (2012).

[3] 김기홍 외, "시멘트 고화체 장기 내구성 및 침출성 평가", KAERI/TR-1118/98(1998).

[4] 정경환 외, "방사성 슬러리 폐기물 시멘트 고화 연구", KAERI/RR-2194/2001(2001).

[5] Y.J. Lee, K.W. Lee, B.Y. Min, D.S. Hwang, and J.K. Moon, "The Characterization of Cement Waste Form for Final Disposal of Decommissioning Concrete Wastes", Annals of Nuclear Energy 77, 294-299(2015).

[6] Lisete C. Lange, Colin D. Hills, Alan B. Poole, "Effect of Carbonation on Properties of Blended and Non-Blended Cement Solidified Waste Forms", Journal of Hazardous Materials 52, 193-212 (1997).

이온성 액체에서 Pd(II)의 전기화학적 특성

권수민*, 김익수, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sumin@kaeri.re.kr

1. 서론

이온성 액체는 양이온과 음이온의 이온결합으로 이루어진 물질로, 소금 같은 일반적인 무기염과 달리 100℃ 이하에서 액체로 존재한다. 이온성 액체는 증기압이 매우 낮고 고온에서도 안정하여, 다양한 분야에서 휘발성 유기용매의 대체용매로써의 연구가 진행되고 있다. 이온성 액체는 특히 전기화학창(electrochemical window)이 넓고, 전기 전도도가 높아서 전기화학적 적용에 유리하다. 사용후핵연료에는 다양한 성분의 핵분열 생성물을 함유하고 있으며 이들 생성물들 중 희귀원소로서 백금족원소들을 회수하는 다양한 연구가 진행된 바 있다. 본 연구에서는 이들 원소들 중 팔라듐을 대상으로 사용후핵연료로부터 이온성액체를 이용하여 추출 분리하고 이온성 액체상에 추출된 팔라듐을 전기화학적인 방법으로 회수하는 연구를 수행하고 있다. 이전 연구에서는 이미다졸리움계 이온성 액체와 sulfoxide계 리간드를 이용하여 팔라듐의 추출특성을 알아보았고[1], 본 연구에서는 후속 연구로서 순환 전압전류법(cyclic voltammetry, CV)을 이용하여 이온성 액체 또는 리간드를 포함하는 이온성 액체 내에 존재하는 팔라듐의 전기화학적 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험

실험에 사용한 화학약품은 TCI의 bmimCl와 $PdCl_2$, Aldrich의 $bmimTf_2N$과 DBSO(dibutyl sulfoxide)이며, 모든 시약은 AR급으로 구매하여 사용하였다. 이온성 액체에 포함된 팔라듐의 전해환원특성을 알아보기 위해서 bmimCl에 30 mM에 해당하는 $PdCl_2$를 70℃의 온도에서 용해하여 시료를 준비하였다. 리간드를 포함하는 이온성 액체 내에 존재하는 팔라듐의 전해환원특성을 알아보기 위해서, 1 M의 DBSO를 함유하는 $bmimTf_2N$에 30 mM에 해당하는 $PdCl_2$를 상온에서 용해하여서 준비하였다. 순환전압전류법 실험에서 사용한 작업전극은 glassy carbon(GC)이었으며, 상대전극과 기준전극은 백금선이었다. ZIVE SP2(원아테크)를 사용하여 70℃에서 10 mV/s의 주사속도로 순환 전압전류 곡선을 측정하고 기록하였다.

2.2 결과 및 고찰

70℃의 온도에서 GC 전극을 사용하여 (a)$PdCl_2$를 용해시킨 bmimCl와 (b)$PdCl_2$를 포함하지 않은 bmimCl에 대하여 10 mV/s의 주사속도로 측정한 순환전압전류곡선(CV)을 Fig. 1에 나타내었다. bmimCl의 CV (Fig. 1(b))에서는 이온성 액체의 양이온인 $bmim^+$이 -1.88 V (vs. Pt)에서 환원되기 시작하고 음이온인 Cl^-는 0.62 V (vs. Pt)에서 산화되기 시작하여, bmimCl의 전기화학창은 2.50 V로 나타났다. 그 외 다른 피크는 관찰되지 않았다. $PdCl_2$를 용해시킨 bmimCl의 CV (Fig. 1(a))에서는 -0.61 V에서 환원전류가 흐르기 시작하여 -0.84 V (vs. Pt)에서 최대전류값을 보이고 -0.42 V (vs. Pt)와 0.03 V (vs. Pt)에서 산화피크가 나타났다.

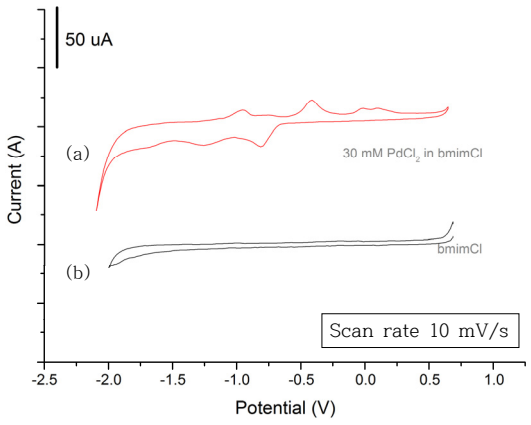


Fig. 1. Cyclic volatmmogram of (a) palladium chloride in bmimCl and (b) bmimCl at 70℃.

70℃의 온도에서 GC 전극을 사용하여 (a)$PdCl_2$를 용해시킨 DBSO/$bmimTf_2N$과 (b)DBSO/ $bmimTf_2N$과 (c)$PdCl_2$와 리간드(DBSO) 모두를 포함하지 않은 $bmimTf_2N$에 대하여 10 mV/s의 주사속도로 측정한 CV를 Fig. 2에 나타내었다.

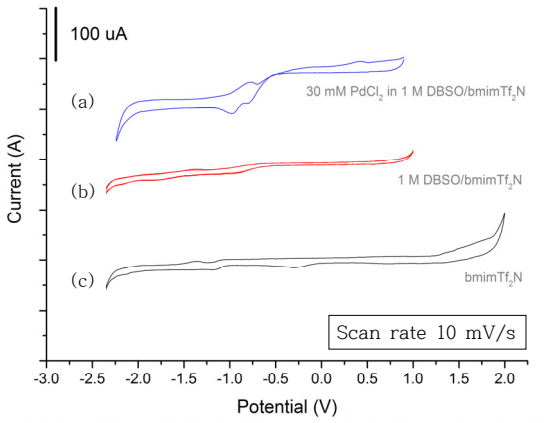


Fig. 2. Cyclic volatmmogram of (a) palladium chloride in DBSO/bmimTf_2N; (b) DBSO/bmimTf_2N; and (c) bmimTf_2N at 70℃.

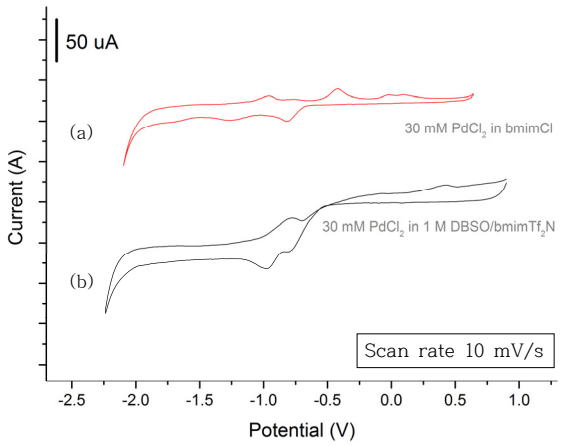


Fig. 3. Cyclic volatmmogram of (a) palladium chloride in DBSO/bmimTf_2N; (b) DBSO/bmimTf_2N; and (c) bmimTf_2N at 70℃.

bmimTf_2N의 CV (Fig. 2(c))에서는 이온성 액체의 양이온인 $bmim^+$이 -2.28 V (vs. Pt)에서 환원되기 시작하고 음이온인 Tf_2N^-은 1.83 V (vs. Pt)에서 산화되기 시작하여 bmimTf_2N의 전기화학창이 4.11 V이므로, bmimTf_2N은 bmimCl보다 전기화학적으로 더 안정하다. 이온성 액체 bmimTf_2N에 DBSO를 첨가한 DBSO/bmimTf_2N의 CV (Fig. 2(b))에서는 -2.25 V (vs. Pt)에서 환원이 시작되고, 0.84 V (vs. Pt)에서 산화가 시작되어 전기화학창이 약 3.09 V로 bmimTf_2N보다 좁게 나타났다. 이는 0.84 V (vs. Pt)에서 DBSO가 산화됨에 기인한다. $PdCl_2$를 용해시킨 DBSO/bmimTf_2N의 CV (Fig. 2(a))에서는 -0.50 V (vs. Pt)에서 환원전류가 흐르기 시작하여 -1.00 V (vs. Pt)에서 최대전류값을 보이고 -0.79 V (vs. Pt)와 -0.12 V (vs. Pt)에서 산화피크가 나타났다.

Fig. 3에 (a)$PdCl_2$를 포함하는 bmimCl와 (b)$PdCl_2$를 포함하는 DBSO/bmimTf_2N의 CV를 나타내었다. Fig. 3의 (a)와 (b)를 비교하면, (b)의 환원피크가 '-'전압 쪽으로 이동하는 동시에 더 큰 전류 값을 갖는 것으로 나타난다. 이는 DBSO가 Pd 이온과 강하게 결합하여서 피크가 '-' 전압 쪽으로 이동하고, bmimCl보다 점도가 낮은 DBSO/bmimTf_2N에서 Pd 이온의 확산이 쉽게 일어나서 피크 전류가 크게 나타난 것으로 판단된다.

3. 결론

이온성 액체인 bmimCl와 리간드-이온성 액체 매질인 DBSO/bmimTf_2N에서 팔라듐 이온의 전해환원 특성을 순환전압전류법을 이용하여 알아보았다. 이온성 액체가 리간드를 포함하면 팔라듐 이온의 환원 전압이 '-'전압 쪽으로 이동해서 나타나는 것을 확인하였다. 이 결과를 토대로 이온성 액체에 포함된 팔라듐을 전착하여 회수하는 연구를 진행할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658, NRF-2012M2B2B1055500).

5. 참고문헌

[1] 권수민, 김익수, 정동용, "이미다졸리움계 이온성 액체를 이용한 Pd(II) 추출", 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 14(1), 251-252, 5.25-27, 2016, 목포.

The Radiological Assessment System Based on Virtual Networked Environment for Decommissioning of Nuclear Facilities

KwanSeong Jeong*, JeiKwon Moon, ByungSeon Choi, Dongjun Hyun, JongHwan Lee, IkJune Kim, and ShinYoung Kang
Korea Atomic Energy Research Institute, Daedeok-daero 989-111, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea
*ksjeong1@kaeri.re.kr

1. Introduction

Decommissioning of nuclear facilities has to be accomplished by assuring the safety of workers because decommissioning activities of nuclear facilities are under high radioactivity and work difficulty. It is necessary that before decommissioning, the radiation exposure dose of workers has to be analyzed and assessed under the principle of ALARA.

This paper is intended to suggest the method and assess the exposure dose to workers in virtual decommissioning environments. To simulate a lot of decommissioning scenarios, decommissioning environments were designed in virtual reality. To simulate and assess the exposure dose to workers, human model also was designed in virtual environments. These virtual decommissioning environments made it possible to real-time simulate and assess the exposure dose to workers.

2. Development of The Radiological Assessment System Based on Virtual Networked Environment

2.1 Configuration of the Assessment System

The safety assessment system based on virtual networked environment is show in Fig. 1. The system was developed with several modules. The modules are made up of five modules such as a module of database, a module of multi-subjects, a module of multi-subjects control, a module of multi-subjects evaluation, and a module of optimal evaluation. The module of database is to manage all data from the system. The module of multi-subjects is to carry out decommissioning activities in a virtual workplace under networked environment. The module of multi-subjects control is to real-time monitor with one-person mode and third-person mode. The module of multi-subjects evaluation is to evaluate the working time, exposure dose, and wastes from decommissioning activities. The module of optimal evaluation is to suggest a working route to reduce the exposure dose and working time.

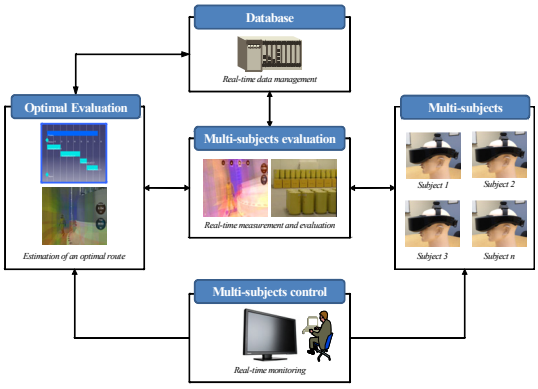


Fig. 1. Configuration of the assessment system.

2.2 The Innovative Feature of the Developed System

The assessment is based on virtual networked environment. So, several subjects can at the same time enter into a virtual decommissioning workplace. This function enables the subjects to take parts in several roles of a workplace as shown in Fig. 2. The number of the subjects and roles is no limit under virtual networked environment. Fig. 3 shows that the system provides subjects with one worker (a crane operator role) and another worker (a working role). And a monitoring mode is the basic mode which works as the system is in operation.

Fig. 2. The virtual networked environment in the system.

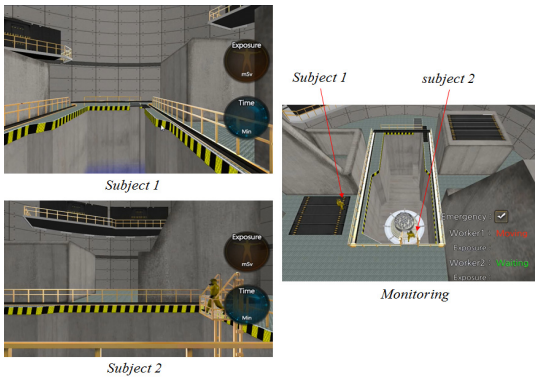


Fig. 3. Multi-subjects operation in the system.

2.3 Real-time Measurement and Evaluation under Virtual Networked Environment

The occupational dose is measured and evaluated when a subject moves and an incident occurs in virtual decommissioning environment. Fig. 4 depicts that a subject enter into a workplace and the subject collides with dose distribution in the workplace. The occupational dose can be measured and calculated by every one second with dose distribution and duration time in a virtual decommissioning environment.

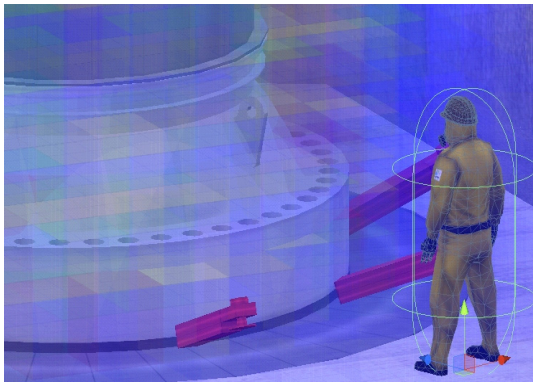


Fig. 4. A subject into the virtual system.

3. Conclusion

The radiological assessment system was developed under virtual networked environment to measure and to evaluate on hazards during decommissioning of nuclear facilities. The system has the features of arbitrarily changing direction in a workplace and of real-time measuring personal dose and collective dose in a workplace.

It can be concluded that the developed system enables workers to improve familiarization of a workplace prior to entering into a workplace and can be utilized as a training tool for preventing workers from accidents during decommissioning of nuclear facilities.

4. Acknowledgements

The research was supported by the Nuclear R&D Program through the Ministry of Science, ICT & Future Planning.

APR1400 RCB 해체 공정 개발

정영규*
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*youngkyu8@kepco-enc.com

1. 서론

우리나라는 1978년 고리 1호기가 첫 상업운전을 시작으로 2017년 영구정지하게 된다. 영구정지 후 핵연료를 제거하고 5 년 동안 냉각기간을 갖는다. 이 시기에 해체 준비 단계로 해체공정표를 작성해야 한다. 이는 해체 계획 수립에 중요한 작업으로서 원전운전이력, 방사선 재고량 평가를 통한 물량 산정 등을 고려하여 일정을 개발하여야 한다.

우리나라는 APR1400(PWR) 8기가 건설 또는 건설 준비 중이다. 건설단계는 최초 콘크리트 타설부터 준공까지 55-60개월이다. 해체 순서는 통상적으로 건설의 역순으로 생각할 수 있다. 우리나라는 해체 경험이 없고 기초자료가 부족하므로 원전건설 시공 IPS(Integrated Project Schedule)로 해체 Activities를 도출하였다. 일정 개발 시 불확실한 요소가 많기 때문에 해체 Activities를 공종에 맞게 분류, Activity별 해체 물량 산정, 작업난이인자 등을 고려하였다. 또한 원자력 발전소 건물 중 임계경로가 되는 즉 제염, 절단, 작업 난이도 등을 고려할 경우 해체공정기간이 가장 긴 원자로 건물을 대상으로 공정개발을 하였다.

2. 본론

APR1400 해체공정 개발은 신고리 5,6 시공관리기준공정표[1]를 가지고 원자력발전소 해체시 작업시간에 영향을 미치는 작업난이인자 등을 고려하여 RCB(Reactor Containment Building) 해체 업무를 단위작업으로 세분화하여 단위작업간 연관관계 및 일정계획에 따른 업무수행을 분석하여 공정현안 및 대책 수립을 위한 기준을 제시하고자 한다.

2.1 해체 단위공정 Activities 작성

해체 단위공정별 Activities는 원전 건설사업의 시공업무를 관리 가능한 단위작업으로 세분화 시킨 시공관리기준공정표를 가지고 도출하였다. RCB 해체 공종별 단위공종은 36개로 구분가능하고 Activities는 총 228개를 도출하였다.

Table 1. Dismantling Activities by work type

공종	단위공종	Activities
Architectural	3	9
Civil	3	27
HVAC	4	16
Electrical	3	13
Instrument	2	6
Cable	4	15
NSSS	6	52
Pipe	6	50
Structural Steel	5	40
합계	36	228

2.2 해체 물량 추정

해체 물량 추정은 기초자료 부족으로 건물 콘크리트 경우 Forsmark Unit 1[2]의 해체 물량 기준으로 발전 용량비 비율로 추정하였다. Forsmark Unit 3 발전용량 1230 MW와 APR1400 발전용량 1400 MW 비율 1.13를 적용하였다. 또한 주기기 및 일반기기 경우 해외 해체 사례를 참조하여 추정하였다.

2.3 작업난이인자(Work Difficult Factor)

작업난이인자(WDF)는 업무지침, 해체작업에 대한 준비상태, 인력의 지식, 숙련도 및 경험에 크게 영향을 받기 때문에 큰 차이가 있을 수 있다. 이에 AIF/NESP[3] 보고서의 단위비용인자를 활용하여 작업난이인자를 고려하였다.

Table 2. Work Difficult Factor

No	작업난이인자(WDF)	비율
1	접근성(Height)	10-20%
2	호흡보호구 (Respiration Protective)	10-50%
3	방사선(Radiation/ALARA)	10-40%
4	방호복(Protective Clothing)	10-30%
5	휴식인자(Work Break)	5-10%

따라서 작업난이인자를 적절히 분석 및 조정하여 작업기간을 고려하여야 한다. 조정작업기간은 5가지 인자를 3가지 부류로 구분 산정할 수 있다.[3]
조정작업기간 = 순작업기간 * (1 + 접근성 인자 + 호흡보호구 인자 + 방사선 인자) * (1 + 방호복 인자) * (1 + 휴식인자)

2.4 작업자 소요시간

작업자 소요시간은 작업 범위, 도구, 생산성에 따라 가변적이지만 DOE에서 제시하고 있는 해체 일반기기 제거, 콘크리트 파쇄, 강구조물 제거에 걸리는 작업자 소요시간은 다음과 같다.

Table 3. Working time by item

No	항목	작업자 소요 시간
1	일반기기제거	40 manhour/ton
2	콘크리트파쇄	1.2 manhour/ft^3
3	강구조물제거	3.6 manhour/ton

2.5 Activity별 소요기간

위의 산정기준에 의한 물량을 이용하여 각 Activity별 소요기간을 산정하였다. 각 Activity별 소요기간 = 해당물량 * WDF

2.6 철거순서

국내에는 원전 해체 경험이 없는 현실을 고려하여 주기기 경우 위험도가 낮은 작업부터 철거한다. 철거 순서는 SG, RCP, Pressurizer, RVI 세절, RV 철거 공정 순으로 철거한다. 일반기기의 경우 밸브/HVAC DUCT/배선, 모터/펌프/HVAC, 매립매관/전선관, 작업구역 철거 순으로 철거한다. 건물의 경우 Top-Down 방식 철거공법을 적용하여 Cavity 배수 및 청소작업 착수시점부터 RCB 지붕 콘크리트 철거 작업부터 위에서 순차적으로 파쇄 한다.

2.7 해체공정

위에서 선정한 소요기간 산정과 철거순서를 바탕으로 상위 위계구조를 이루는 주요 Activities들을 도출하고 주요 Activities간의 연계관계를 고려한 APR1400 RCB 해체 공정은 Fig. 1과 같이 Primavera Software를 이용하여 구현하였다.

3. 결론

본 논문에서는 APR1400 원자로 건물 시공 IPS Activity로 해체 Activities 도출하고 해체물량을 추정하였으며 각 Activity별 소요기간을 작업난이인자 및 작업자 소요시간을 고려하여 총 소요기간 71개월의 공정으로 개발되었고 Activity간 연계관계도 고려하였다. 그러나 사업의 특수성, 제염 및 해체기술에 따른 공기, 인력, 장비 등 다양한 변수가 존재하므로 불확실한 요인들에 대한 추가적인 일정분석이 필요하다. 또한 계층구조인 WBS 개발에 의한 Activities 도출 및 정확한 해체물량 정보로 의한 일정 개발이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] 신고리 5,6호기 시공관리기준공정표(Rev.0), KEPCO E&C.

[2] Ake Anunti et al., Decommissioning Study of Forsmark NPP, Westinghouse Electric Sweden AB, June 2013.

[3] AIF/NESP-036 "Guideline for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates, May 1986.

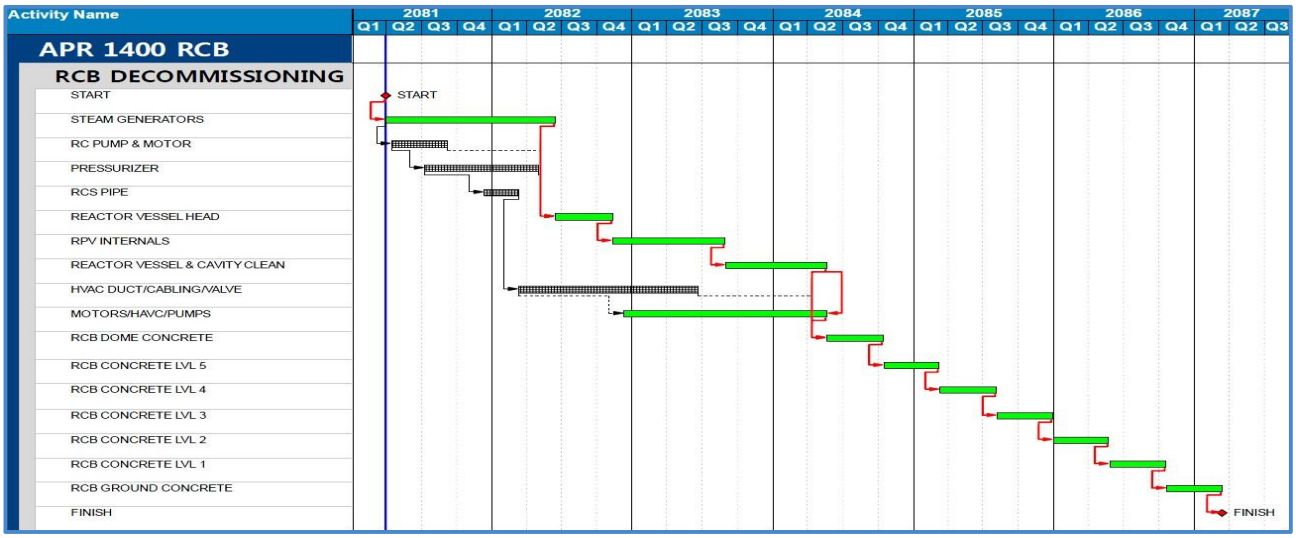


Fig. 1. APR1400 RCB Decommissioning Schedule.

단계적 절단 속도 변화를 통한 금속 후판의 레이저 절단 성능 향상 연구

선상우*, 오승용, 신재성, 박현민, 김택수, 이림, 정진만, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sangwoo7@kaeri.re.kr

1. 서론

레이저 절단 기술은 집광된 레이저 빔을 열원으로 금속을 녹는점 이상으로 가열하여 절단하는 기술을 말하며, 유지 보수비용이 적고, 국소 가공성이 우수하여 타 절단 공법보다 이차 폐기물 발생량이 적은 장점이 있다. 특히, 광섬유 레이저를 이용한 절단 기술은 레이저 광원을 광섬유를 통해서 절단 대상체까지 전송하므로 원격 제어가 용이하여, 작업자 접근이 까다로운 고방사능 환경에서 적합하다 [1-2]. 원자력 시설물 내 대형 장치들은 다량의 스테인리스강, 탄소강, 인코넬 금속을 포함하고 있어서, 원자력 시설물 해체 기술에서 금속 절단 기술이 핵심적인 부분을 차지한다. 본 연구팀에서는 원자력 시설물 해체 기술 개발의 일환으로 고출력 광섬유 레이저를 이용하여 원자력 시설물 내 대형 장치들을 원격으로 해체할 수 있는 레이저 절단 기술을 개발하고 있다.

레이저 절단 기술에서 절단 속도는 시편에 공급되는 레이저 광 에너지양을 결정한다. 상온상태에 있는 금속을 녹는점이상으로 가열하는 데에는 고온상태에 있는 금속보다 더 많은 레이저 광 에너지가 필요하다. 절단이 시작되는 시점에서는 금속이 상온 상태에 있으므로, 고온 상태의 금속보다 더 많은 광 에너지의 공급이 필요하여 상대적으로 느린 절단 속도가 요구된다. 그러나 일정 시간이 경과되면 금속이 전체적으로 온도가 상승하므로 절단이 시작되는 시점보다는 상대적으로 적은 광 에너지가 요구된다. 본 논문에서는 이런 상황을 실험적으로 모사하였다. 레이저 절단 실험에는 6 kW급 고출력 광섬유 레이저 절단 시스템이 이용되었으며, 단계적 절단 속도 변화와 금속 후판의 절단 효율과의 상관관계를 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험장치

Fig. 1은 금속 후판 절단 연구를 위하여 구축된 레이저 절단 시스템을 나타내며, 6 kW급 고출력 광섬유 레이저(YLS-6000, IPG Photonics Corp.), 절단 헤드, 헤드 위치 이동을 담당하는 X-Y-Z축 스테이지 장치로 구성된다. 고출력 레이저 빔은 직경이 100 μm인 광섬유를 통해서 절단 헤드에 전송되며, 절단 헤드는 전송된 레이저 빔을 시편에 집광하는 기능을 수행한다. 절단 헤드의 위치와 운동속도는 스테이지 장치의 G-코드 프로그래밍을 통하여 원격 제어되었다. 절단 헤드 하단에는 가스 배관과 노즐이 결합 되어 있다. 배관을 통해 유입된 고압의 보조가스는 노즐을 통해 빠른 유속으로 절단 시편에 분사된다. 본 실험에서는 10기압의 고압 압축공기가 보조가스로 사용되었다. 보조가스 유량 측정을 위해 열식 유량계가 배관 경로 중간에 설치되었으며, 절단헤드에 유입되는 유량은 810 mm/min으로 측정되었다. 절단 실험 과정에서 발생하는 분진을 제거하기 위해서는 집진기가 설치되었다.

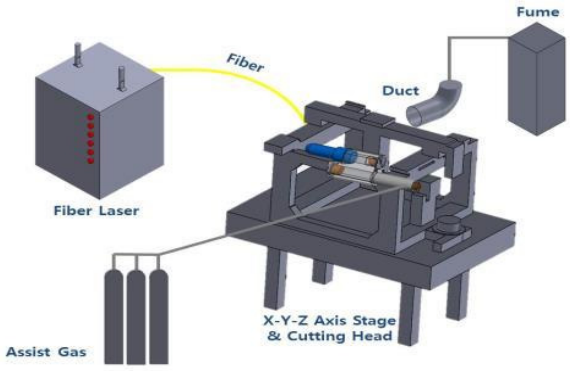


Fig. 1. Laser Cutting System.

2.2 실험 결과 및 토의

스테인리스강의 녹는점은 ~1700K으로, 녹는점까지 도달하는 데에는 상당한 레이저 광 에너지 공급이 요구 된다 [3]. 본 연구에서는 절단 속도의 단계적 조절을 통하여 시편에 공급되는 레이저 광 에너지양 변화를 주어 절단 효율을 조사하였다. 구체적으로는 시편의 온도를 상온에서 ~1700 까지 일시적으로 상승시키는 데에는 많은 레이저 에너지가 필요하므로 시편 가장자리에서 일정 부분 까지는 저속으로 절단하여 절단 과정에서 시편의 온도가

전체적으로 상승하도록 유도하고, 그 이후 부분부터는 빠른 절단속도를 적용하였다. Fig. 2는 6 kW급 고출력 광섬유 레이저의 출력으로 절단된 두께 60 mm 스테인리스강(SUS304L)을 나타낸다.

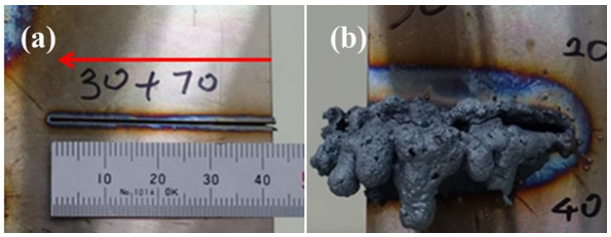


Fig. 2. Stainless steel specimen after cutting, (a) Front, (b) Rear.

레이저 빔 초점 위치가 시편 표면에 가까우면 녹는점 이상으로 가열하는 데 효과적이므로 집광된 레이저 빔 초점은 시편 표면에 위치하였다. 그리고 노즐 출구와 시편과의 거리는 1 mm로 고정되었다. 실험 결과 절단 폭은 1 mm 이하로 측정되었다. 시편의 우측 가장가리에서 좌측 10 mm 까지는 30 mm/min의 느린 속도로 절단 되었으며, 그 이후 지점부터는 상대적으로 빠른 70 mm/min 속도를 적용하여 절단하였다. 주목해야 할 점은 동일한 시편에 70 mm/min 단일 절단 속도를 적용하면 절단 되지 않음을 확인하였다. 따라서 금속 후판 절단이 시작되는 시점에서는 급격한 온도 상승을 위하여 일시적으로 많은 열에너지가 필요하므로, 절단 공정 초기에는 저속 절단이 바람직하다.

3. 결론

본 연구에서는 단계적 절단 속도 변화를 통하여 절단 효율에 미치는 영향을 조사하였다. 상온상태에 있는 스테인리스강을 녹는점까지 가열하는 데에는 일시적으로 많은 열에너지가 필요하다. 본 실험에서는 이를 감안하여 절단 과정 초기에 저속 절단을 통하여 충분한 레이저 광 에너지가 시편을 가열하는 열에너지로 변환되도록 하여, 절단 효율을 향상시켰다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력기술개발사업 “해체공정 통합평가 및 원격 제어기술 개발” 과제의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] C. Chagnot, G. de Dinechin, G. Ganneau, “Cutting performances with new industrial continuous wave Nd:Yag high power lasers for dismantling of former nuclear workshops, the performances of recently introduced high power continuous wave Nd:Yag lasers are assessed”, Nuclear Engineering and Design 240, 2604-2613 (2010).

[2] K. Tamura, R. Ishigami, and R. Yamagishi, “Laser cutting of thick steel plates and simulated steel components using a 30 kW fiber laser”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 53, Issue 6, 916-920 (2016).

[3] Wandera, C., Kujanpaa, V. and Salminen, A. “Laser power requirement for cutting of thick-section steel and effects of processing parameters on mild steel cut quality", Journal of Engineering Manufacture, Vol. 225, No. 5, 651-661 (2011).

국내 원전 해체부지 재이용기준 적용방안

윤태빈*, 김석훈, 김주엽
(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 흥덕1로 13
*tbyoon@fnctech.com

1. 서론

고리1호기 영구정지가 2017년 6월로 계획된 가운데, 국내에서는 향후 본격적인 원전 해체에 대비한 제염·해체기술 확보 및 관련 법안 수립이 진행되고 있다. 고리1호기에 대한 유력 해체방안으로는 '점진적 해체(고리2호기에 영향을 미치지 않는 수준으로 사전 해체 수행)' 또는 '전면적 해체(고리2호기 영구정지 시점에 일괄적 해체 수행)'가 고려되고 있으며, 영구정지 이후 사용후연료 냉각기간(5년) 동안 세부방안이 확정될 예정이다[1].

원전 해체는 일반적으로 4단계(영구정지 전 준비, 핵연료냉각/이송, 제염/해체, 복원)로 구분되며, 이 중 최종단계인 부지복원 공정에서 사전 설정된 "부지 재이용기준" 이하로 토양제염을 실시하는 경우 해당 부지를 다양한 목적으로 재활용할 수 있다. 국내 상용 원전 해체 이후 부지 재이용 관련 안전규제 제도 개선의 일환으로 원자력안전위원회에서는 2016년 12월까지 "해체완료검사를 위한 부지재이용기준 등 기술기준" 수립을 추진하고 있다[2].

따라서, 본 논문에서는 국내 원전 부지 재이용기준 수립 및 세부 이행방향 결정에 앞서 미국의 부지 재이용기준 적용사례를 검토한 후 그 결과를 토대로 국내 실정을 고려한 원전 해체부지 재이용기준 적용방안(안)을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 원전 해체부지 재이용 사례

국내의 경우 상용 원전 해체 및 부지 재이용 사례는 전무하나 한국원자력연구원(KAERI) 주도로 연구용 원자로 2기(TRIGA MARK-II&III)에 대한 제염·해체를 완료한 바 있다. 이 과정에서 토양제염을 위한 선량 기준치로는 '향후 부지의 무제한 사용 및 인접지역의 도시화를 고려한 값[3]'인 0.1 mSv/yr가 적용되었다.

미국에서는 연방규정(10 CFR Part 20[4])을 통해 "잔류방사능에 의한 결정집단 평균개인의 총유효선량당량(TEDE)이 0.25 mSv/yr를 초과하지 않는 경우" 부지의 무제한 이용을 허용하고 있다. 대부분의 대상 원전에서 해당 수치를 준용하고 있으나, Maine(0.1 mSv/yr), Connecticut(0.19 mSv/yr) 등 일부 주에서는 보다 보수적인 기준을 적용하고 있다. 이러한 기준에 따라 총 8기의 상용 원전이 해체 완료된 후 녹지 또는 화력발전소 부지 등으로 재이용[5]되고 있으며, 이를 Table 1에 요약하였다.

Table 1. Cases for Site Reuse after Decommissioning Nuclear Power Plant (NPP) in the United States

Name of NPP	Location	Site Reuse	Criteria
Maine Yankee	Maine	Green field	0.1 mSv/yr
Haddam Neck	Connecticut	Green field	0.19 mSv/yr
Shoreham	New York	Thermal power plant	0.25 mSv/yr
Fort St. Vrain	Colorado	Thermal power plant	0.25 mSv/yr
Trojan	Oregon	Green field	0.25 mSv/yr
Big Rock Point	Michigan	Green field	0.25 mSv/yr
Yankee Rowe	Massachusetts	Green field	0.25 mSv/yr
Rancho Seco	California	Thermal power plant	0.25 mSv/yr

2.2 미국과 국내 사례 비교

2014년 8월말 기준으로 해외에서 진행되고 있는 원전 해체과정에서는 즉시해체(50기)와 지연해체(49기)를 유사한 비율로 채택하고 있으나, 신규원전 부지 선정이 어려워짐에 따라 원전 부지 등으로의 재활용을 위해 즉시해체 방식을 취하는 추세로 변화하고 있다[6]. 앞서 언급한 미국 내에서 제염·해체가 완료된 상용로 모두 즉시해체 방식으로 추진되었으며, 고리1호기 또한 '점진적 또는 전면적 해체'와 같은 즉시해체 방안이 고려되고 있다.

그러나, 미국의 상용 원전 해체 완료사례 모두 동일 부지 내에 인접호기가 존재하지 않는 단일호기 원전을 대상으로 하고 있는 반면 고리원전의 경우 동일 부지 내에 4기의 원전이 위치하고 있으며, 고리2~4호기는 고리1호기 영구정지와 무관하게 각각 설계수명 만료시점(2023~2025년)까지 운전될 예정[7]이다. 따라서, 고리1호기의 해체공정은 인접호기의 운전과 상호 영향을 미칠 가능성이 매우 높다. 또한, 현 시점에서 고리2~4호기의 해체시기 및 계속운전 여부 등이 확정되지 않은바 향후 정책방향 및 관련기술 개발 동향 등에 유연하게 대응할 수 있어야 한다.

이를 고려할 때, 부지 재이용을 위한 단일 기준을

전면 적용하는 미국의 경우와 달리 국내에서는 다수의 기준을 단계별로 차등 적용하는 것이 바람직할 것으로 판단된다.

2.3 부지 재이용기준 적용방안(안)

국내 상황을 고려한 원전 해체부지 재이용방안 수립 및 이행을 위해 다음과 같은 기준의 도입을 고려할 필요가 있다.

- 무제한 또는 제한적 재이용기준 : 제염·해체 완료 이후 부지 재이용방안을 기본적으로 구분하는 포괄적 기준으로 일반인 출입 허용 여부에 따라 무제한 또는 제한적 기준으로 구분된다.(원전 이외의 기타 원자력시설에도 적용 가능)
- 재이용 보류기준 : 특정 부지의 제염·해체공정 수행과정에서 인접호기와의 부정적 상호작용(사고 발생, 방사성물질 비산 등에 의한 재오염 가능성)을 고려한 기준으로 무제한/제한적 재이용기준에 비해 다소 높은 수준으로 설정된다. 인접호기 부지복원 공정과의 동시 진행, 재이용방안 확정시점까지 자원의 효율적 투입 등을 위한 잠정적 기준이 된다.

상기 기준의 도입을 상정하는 경우 고리1호기에 대해 유력하게 고려되고 있는 각각의 해체방식에 따라 다음과 같은 적용방안(안)을 제언한다.

2.3.1 점진적 해체

이 경우 대상 부지 인접호기의 제염·해체공정이 완료될 때까지는 '보류기준'이 적용되며, 추후 인접호기의 부지복원 공정 시작시점에 '보류기준'을 사전 설정된 '무제한 또는 제한적 부지재이용기준'으로 전환한 후 해당 공정을 동시에 진행하게 된다.

2.3.2 전면적 해체

이 경우 부지복원 공정 시작시점에도 부지 재이용방안이 확정되지 않은 상황에만 '보류기준'을 적용하여 우선적으로 복원작업을 수행한다. 이후 재이용방안이 확정되면 '무제한 또는 제한적 부지 재이용기준'으로 전환한 후 해당 공정을 계속적으로 진행하게 된다.

보류기준을 설정하지 않고 (미국의 경우와 같이) 부지복원 시작시점에 가장 보수적인 수치(즉, '무제한 재이용기준')를 전면적으로 적용할 수도 있지만 향후 신규원전 부지 또는 기타 원자력시설로의 재활용이 결정되는 경우 필요에 비해 과도한 자원이 투입될 것으로 예상된다.

3. 결론

본 논문에서는 세계적으로 유일하게 상용 원전 해체 완료 실적을 보유한 미국의 부지 재이용기준 적용사례에 대한 검토결과를 토대로 국내 실정을 고려한 부지 재이용기준 적용방안(안)을 제시하였다.

미국의 상용 원전 해체 완료사례 모두 단일호기 원전을 대상으로 부지 재이용을 위한 단일 기준을 전면 적용하고 있지만, 국내에서는 다수호기 부지라는 특수성에 따라 인접호기와의 부정적 상호작용을 고려하여 '보류기준', '무제한 또는 제한적 재이용기준' 등을 도입한 후 이러한 기준을 단계별 차등 적용할 필요가 있을 것으로 판단된다.

본 논문에 제시된 세분화된 기준을 단계별로 적용하는 경우 단일 수치를 특정 시점에 일괄 적용하는 것에 비해 경제성 및 자원 투입의 효율성을 향상시킬 수 있을 것으로 예상된다. 또한, 이러한 부지 재이용기준 적용방안(안)은 향후 국내 원전 해체부지 재이용기준 수립 및 세부 이행방향 결정을 위한 참고자료로 활용될 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력 원전사후관리처, "해체준비 및 해체기술 개발 추진 현황", 원전해체비지니스 포럼, 4.20, 2016, 부산.

[2] http://www.nssc.go.kr/nssc/notice/real_name.jsp

[3] OECD/NEA, "Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning Nuclear Installations", NEA No. 7192, 2014.

[4] US NRC, 10 CFR Part 20 ("Standards for Protection against Radiation").

[5] B. A. Watson, "Power Reactor Decommissioning Strategies, Technical Approaches and Lessons Learned", Knowledge Management Seminar, 12.20, 2013, Washington.

[6] "제2회 원자력사업 사회적 수용성 확보를 위한 컨퍼런스", 9.25, 2014, 경주.

[7] 한국수력원자력, "2015 원자력발전 백서".

Sodium-Copper Hexacyanoferrate-Modified Magnetic Nanoadsorbents for Removal of ^{137}Cs from Contaminated Water

Kyu Sun Hwang[1,2], Chan Woo Park[1], Sang Bum Hong[1], Kune-Woo Lee[1], Bum-Kyoung Seo[1], So-Jin Park[2], and Hee-Man Yang[1*]
[1]Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedukdaero, Daejeon, 305-353, Republic of Korea
[2]Chungnam National University, Daejeon, 305-764, Republic of Korea
*hmyang@kaeri.re.kr

1. Introduction

The hazards of radioactive cesium contamination have attracted significant attention following the crisis at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in Japan in 2011. Although three years have passed, concerns regarding radioactive ^{137}Cs have come to the forefront as the most significant concern because of the harmful health effects of this isotope and its potential to persist for decades. ^{137}Cs enters the food chain through uptake by plants, it can be readily ingested by both animals and human beings. For these reasons, the capture of ^{137}Cs from waste waters is currently an urgent priority[1].

A variety of ^{137}Cs adsorbents, including zeolites, crystalline silicotitanate, aluminum molybdophosphate and metal-ferrocyanide. However, these adsorbents cannot be used in an open environment because there is no easy way to collect them after their application. Thus, an ideal ^{137}Cs adsorbent must be readily separable and provide excellent and selective ^{137}Cs binding[2].

In the present study, magnetic nanoparticles functionalized with sodium-copper hexacyanoferrate for the effective decontamination of ^{137}Cs. The fabricated NaCuHCF-modified magnetic nanoparticles (NaCuHCF-MNPs) were characterized by XRD, TGA and VSM. The adsorption capability of NaCuHCF-MNPs in removing cesium ions from water was also investigated.

2. Experimental

2.1 Synthesis and Adsorption Experiments

1,6-Hexanediamine (HMD) - coated magnetic nanoparticles (HMD-MNPs) were synthesized using a hydrothermal method. Next, polyethyleneimine (PEI) was coated onto the magnetic nanoparticles (HMD-MNPs) surfaces via a simple adsorption process as a foundation material to incorporate the sodium-copper hexacyanoferrate (NaCuHCF) on the surface of nanoparticles via the formation of coordination bonds between the amine groups in the PEI and Cu ions. After immobilizing the NaCuHCFs onto the PEI-coated magnetic nanoparticle surfaces, we conducted adsorption tests using inactive cesium to evaluate the and radioactive cesium removal performance.

2.2 Results & Discussion

The procedure used to synthesize the NaCuHCF-MNPs for the removal of ^{137}Cs. The crystalline structure of the HMD-MNPs was determined by X-ray diffraction (XRD), as shown in Fig. 1. The XRD analysis revealed six characteristic peaks at (2 2 0), (3 1 1), (4 0 0), (4 2 2), (5 1 1), and (4 4 0) phases of Fe_3O_4, respectively, indicating that the magnetic nanoparticles consisted of a Fe_3O_4 phase. The magnetic properties of the NaCuHCF-MNPs were next examined using a VSM. Plots of the magnetization versus the magnetic field for the HMD-MNPs and NaCuHCF-MNPs at room temperature are illustrated in Fig. 2. Both samples showed superparamagnetic behaviors. The saturation magnetizations (*M*s value) of the HMD-MNPs and NaCuHCF-MNPs were 68.6 emu/g and 45.2 emu/g, respectively. The Cs removal performance of the NaCuHCF-MNPs was evaluated by measuring the adsorption isotherms using inactive Cs. Fig. 3 shows a plot of the equilibrium amounts of inactive Cs adsorbed onto the NaCuHCF-MNPs prepared with different initial concentrations versus the concentration of cesium after equilibrium, while maintaining the NaCuHCF-MNPs : liquid ratio at

0.1 g/L. Batch experiments revealed that cesium adsorption equilibrium was rapidly achieved within 10 min, and the maximum adsorption capacity of the adsorbent was 125 mg/g.

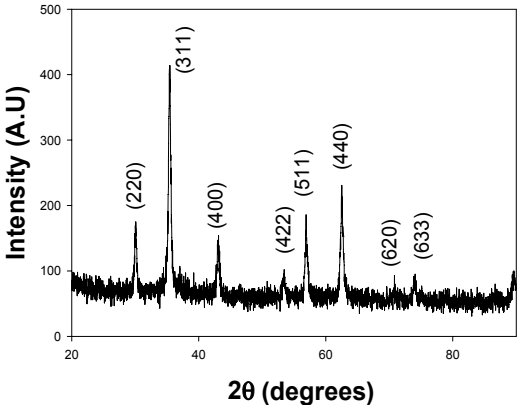


Fig. 1. XRD analysis of HMD-MNPs.

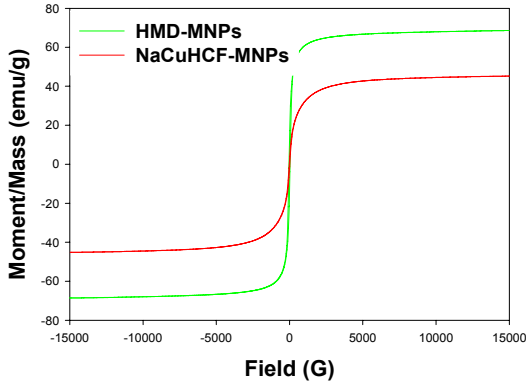


Fig. 2. Magnetization curves obtained from the HMD-MNPs and NaCuHCF-MNPs.

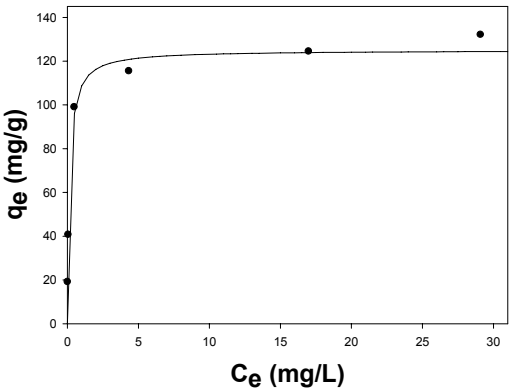


Fig. 3. Adsorption isotherm data obtained from the NaCuHCF-MNPs. The curve fits were obtained from the Langmuir adsorption isotherm models.

3. Conclusions

We successfully fabricated sodium-copper hexacyanoferrate-modified magnetic nanoparticles (NaCuHCF-MNPs) for the highly efficient removal of radioactive cesium from water with the ability to separate the absorbent magnetically. The NaCuHCF-MNPs exhibited high removal efficiency of cesium in water and showed rapid magnetic separation of the adsorbent from the water after treatment. NaCuHCF-MNPs can be easily recovered once spread into an open environment.

4. Acknowledgements

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant funded by the South Korean government (No.2012M2A8a5025996).

5. REFERENCES

[1] S. Yang, "The highly effective removal of Cs^+ by low turbidity chitosan-graftedmagnetic bentonite", Journal of Hazardous Materials, 8-16 (2016).

[2] H.-M. Yang, "Prussian blue-functionalized magnetic nanoclusters for the removal of radioactive cesium from water", Journal of Alloys and Compounds, 387-393 (2016).

토양의 방사능 깊이분포 측정 시 Compton Suppression System 적용

유지현[1*], 서범경[1], 문제권[1], 박상태[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]공주대학교, 충청남도 공주시 공주대학로 56
[*]yjh1015@kaeri.re.kr

1. 서론

수명이 종료된 원자력시설 부지를 최종 개방하기 위해서는 제염 및 복원 과정을 거쳐 부지의 잔류오염도가 부지개방기준 이하임을 입증해야 하기 때문에 부지의 잔류방사능 측정 결과에 대한 신뢰성을 확보할 수 있는 측정 기술의 개발이 요구되고 있다.

체르노빌과 후쿠시마 원전 사고 이후 방출된 ^{137}Cs은 광역 부지의 토양 표면에 침적된 다음 시간이 지남에 따라 토양 내에 확산되어 지수함수(Exponential) 또는 Lorentz함수의 깊이 분포 형태를 보이며[1], ^{137}Cs에 대한 토양 오염은 대부분 표면에 분포하는 것으로 평가되고 있다. 후쿠시마의 경우 사고가 발생한 2011년을 기점으로 2 년경과 후 전체 방사능의 50-86%가 상부 표면 2 cm에 침적되어 있고, 국내 토양의 경우 지역별로 차이가 있으나 대부분 표면 10 cm이하에 90%가 존재한다[2-3]. 일반적으로는 오염의 깊이 분포를 평가하기 위해서는 코어시추를 통해 시료의 깊이 별 방사능 농도를 정확하게 분석할 수 있지만 그 과정에서 시간 소요 및 비용 등의 단점이 있다. 반면 현장 측정방법은 광역 오염 토양을 신속히 측정할 수는 있으나 토양에 대한 방사능 분포가 균질하다고 가정하기 때문에 오염 깊이 분포의 평가가 어렵고, 자연 방사성핵종 및 우주선, 산란 감마선 등에 의한 백그라운드 증가로 측정의 불확도가 높아지게 되어 측정 결과에 대한 신뢰성이 저하된다.

그러므로 본 연구에서는 Monte Carlo 방법을 이용하여 현장 측정 시 깊이 오염분포의 정확한 평가와 측정의 신뢰성 확보를 위해 백그라운드를 저감시키는 컴프턴 억제형 검출 시스템을 적용시키고 이를 평가하였다.

2. 본론

2.1 Compton Suppression System

컴프턴 억제형 검출기는 Fig. 1과 같이 주 검출기(HPGe) 주위에 보조 검출기(NaI)를 배치하고, 주 검출기에서의 산란된 감마선을 보조 검출기에서 다시 검출한 후 역동시계수(anti- coincidence)를 이용하여 동시에 생성된 신호를 주 검출기 신호에 기록되지 않는 방법으로 백그라운드를 효과적으로 제거할 수 있다[4-5]. 신호처리 장치는 Digital signal analyzer(LYNX)를 사용하여 복잡한 신호처리 장치를 소형화하여 간편하고 편리성 있게 구성하였다.

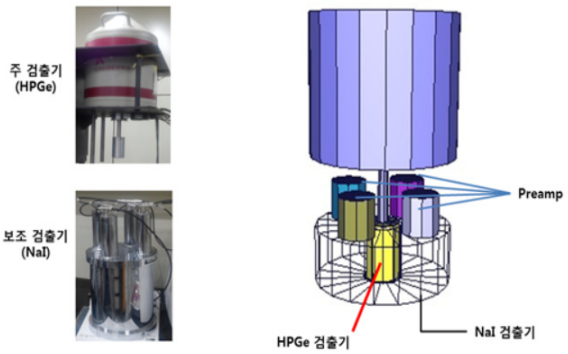


Fig. 1. Compton suppression system.

2.2 토양의 깊이 오염 분포 MCNP 전산모사

토양에 대한 깊이 오염 분포를 정확하게 측정하기 위해 다양한 오염 분포를 모사할 수 있도록 Monte Carlo 방법을 이용하여 모사하였다. 검출기와 토양의 높이를 1 m로 고정하고, 밀도 1 g/cm^3, 50 cm×50 cm, 높이 10 cm의 면적 선원에 대해 β(ρ/α, Relaxation mass per unit area)를 0.5 g/㎠, 1 g/㎠, 4 g/㎠, 7 g/㎠로 변화시켜 가며 스펙트럼을 모사하였다.

2.3 토양의 깊이 오염 분포 평가

토양의 깊이 오염 분포 평가는 측정된 스펙트럼의 full energy peak(657.3～666.1 keV) 부분과 compton scattering(620.3～650.0 keV), 백그라운드(670.2-700.2 keV)의 신호 특성을 분석한 peak to valley방법을 적용하였다. 부지의 깊이 오염분포에 따른 현장 측정 스펙트럼의 특성을 Q로 정의하면 다음과 같다.

$$Q = \frac{A}{B_T} \qquad (157)$$

여기서 A는 full energy peak의 면적이고, B_T는 컴프턴 영역에서 백그라운드를 제거한 면적의 영역이다[6].

시간 경과에 따라 토양 오염이 확산되면 깊이에 따른 방사능 분포가 증가하게 되며, 토양과의 상호작용으로 스펙트럼 상에서 컴프턴 연속부(Compton continuum)가 증가하게 된다. 그러므로 Monte Carlo 모사를 이용하여 컴프턴 억제형 시스템을 적용시켜 평가해 보았다.

Table 1. MCNP simulated results for the depth

	β(g/㎠)	valley	peak	Q
without Compton suppression system	0.5	4.61×10^{-5}	3.45×10^{-3}	74.9
	1	5.02×10^{-5}	3.38×10^{-3}	67.3
	4	5.83×10^{-5}	2.86×10^{-3}	49.1
	7	6.11×10^{-5}	2.74×10^{-3}	44.8
with Compton suppression system	0.5	4.49×10^{-5}	3.45×10^{-3}	76.9
	1	4.93×10^{-5}	3.38×10^{-3}	68.5
	4	5.76×10^{-5}	2.86×10^{-3}	49.7
	7	6.04×10^{-5}	2.74×10^{-3}	45.3

Table 1은 MCNP 전산모사를 통해 Compton suppression system을 사용해서 계산한 스펙트럼과 사용하지 않고 측정한 스펙트럼을 이용하여 깊이분포(β)와 스펙트럼(Q)에 대한 결과를 나타낸 것이다.

3. 결론

본 연구에서 부지의 오염 분포 특성과 정확한 잔류방사능 측정을 위해 Compton suppression system을 적용 가능성에 대해 평가한 결과 먼저 두 경우 모두 오염의 깊이 분포가 증가함에 따라 현장 측정 스펙트럼의 특성인 Q 값이 감소하는 것을 볼 수 있었다. 또한 Compton suppression system을 적용한 경우 스펙트럼(Q) 값이 HPGe로만 측정한 스펙트럼에 비해 높은 것을 확인할 수 있어 깊이 분포 및 잔류오염에 대한 측정의 불확도를 줄일 수 있을 것을 확인할 수 있었다.

향후 MCNP로 모델링 된 토양 오염과 동일한 실험실 규모 깊이장치를 통한 현장 측정 결과와 비교하여 Compton suppression system의 적용성 결과를 비교 평가할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] U. Hillmann, W. Schimmack W, P. Jacob, and K. Bunzl, "In Situ γ Spectrometry Several Years after Deposition of Radiocesium I. Approximation of depth distributions by the Lorentz function," Radiation Environmental Biophysics vol. 35, pp.297-303 (1996).

[2] N. Matsuda, S. Mikami, S. Shimoura, J. Takahashi, M. Nakano, K. Shimada, K. Uno, S. Hagiwara, and K. Satio, "Depth profiles of radioactive cesium in soil using s scraper plate over a wide area surrounding the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Japan. Journal of Environmental Radioactivity, vol. 139, pp.427-434 (2014).

[3] M.H. Lee, C.W. Lee, and B.H. Boo, "Distribution and characteristics of ^{239,240}Pu and ^{137}Cs in the soil of Korea, Journal of Environmental Radioactivity, vol. 47, pp.1-16(1997).

[4] M. Tsutsumi, T. Oishi, N. Kinouchi, R. Sakamoto and M. Yoshida, "Design of an Anti-Compton Spectometer for Low-level Radioactivive Wastes using Monte Carlo Techniques", J. Nucl. Sci. & Tech. 39(9), pp. 957-963 (2002).

[5] 유지현 외, "해체부지 방사능 측정을 위한 백그라운드 저감형 플라스틱 검출기 제작", 한국방사성폐기물학회 2013 추계학술발표회 논문요약집, pp. 327-328 (2013).

[6] 홍상범, "해체 부지복원 최적화 방안 연구" 경희대학교 박사학위 논문, (2016).

후쿠시마 모의 해수폐액에 함유된 미량원소의 생광물학적 제거

황진하[1,2*], 이승엽[1], 이민희[2], 백민훈[1], 서범경[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]부경대학교, 부산광역시 남구 용소로 45
*jhhwang@kaeri.re.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원전사고 당시 쓰나미에 의해 원전의 냉각기능이 상실되었고 원자로 냉각을 위해 해수가 주입됨에 따라 해수로부터 대용량의 방사성 폐액이 발생하였다. 동경전력회사(TEPCO)의 보고서에 따르면 폐액처리의 주요 대상 원소로 I-131, Cs-134, Cs-137 외에 Sb-125, Ru-106 등이 포함되어 있다[1]. 이들은 원전사고에서 뿐만 아니라 원전 해체 시에도 일부 발생 될 것으로 예측되며, 특히 우리나라의 경우 부산시 기장군에 위치한 고리 1호기가 2017년 수명 만료에 따른 원전 해체를 준비하고 있다. 따라서 국내에서는 후쿠시마 사고와 유사한 원전 중대사고나 원전 해체를 대비하기 위한 다양한 연구가 수행되고 있으며, 현재 일반적으로 흡착제를 이용한 처리연구가 진행되고 있다. 인공합성물질로 미량원소들을 처리하는 것이 일반적이지만, 효과적이면서 친환경적, 경제적으로 오염물질을 제거하는 방법이 새롭게 요구되고 있다.

본 연구에서는 자연계에 흔히 존재하는 황산염환원박테리아(SRB)[2]를 이용하여 미량원소들을 안정하게 광물화시켜 제거하는 방안을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 실험에 사용된 미생물은 토양 중에 서식하는 SRB로써 배양액을 통해 일정기간 배양시킨 후 실험에 사용하였다. 실험용 용액은 총 100 mL의 용량으로 제조하였으며, 해수에 Na-lactate, Fe(Ⅱ)-chloride를 함께 넣어주었다. 또한 Sb, Ru 등의 원소들을 각각 1 ppm, 0.1 ppm, 0.01 ppm 세 가지 농도로 주입하고 반복실험을 실시하였다. 그 후 SRB를 소량 주입 해 주었으며 120 rpm, 30℃ 조건에서 수 일간 실험을 진행하였다. 흡착의 영향을 알아보기 위해, 미생물이 없는 조건에서도 흡착 실험을 수행하였으며, 모든 채취된 용액시료는 0.2 ㎛ 필터 하여 ICP를 이용하여 농도를 분석하였다. 용액으로부터 침전된 고체 시료의 표면을 관찰하기 위해 XRD 및 SEM분석을 실시하였다.

2.2 결과

미생물에 의해 mackinawite(FeS)라는 검은색의 판상 광물이 만들어졌으며, 미량원소의 제거량은 원소에 따라 조금씩 차이가 있었지만 시간에 따라 원소들의 농도가 감소하는 경향을 보여주었다. 단순 흡착에 의한 제거율은 미미한 것으로 나타났으며, 미생물의 활동에 의해 만들어지는 황화물에 의해 대부분의 미량원소들이 제거되는 것으로 보였다. 황화물은 생성과정에서 미량의 금속 및 희토류 원소들을 포획하는 능력이 있기 때문에 대부분의 미량원소들은 결정광물 내에 고정화 될 것으로 예상된다.

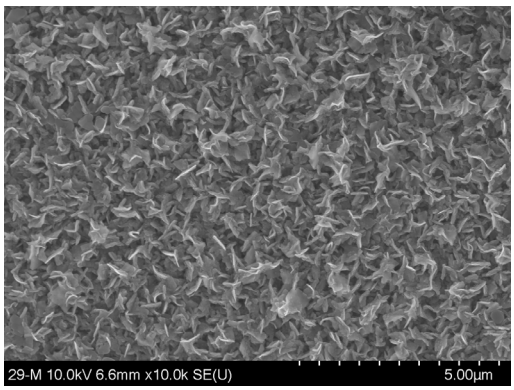


Fig. 1. SEM image of a biogenic sulfide material (mackinawite).

3. 결론

본 실험에서 미량원소의 상당량이 SRB에 의해 제거되었다. 이러한 실험결과는 중대 원전 사고 발생 시 또는 원전 해체 시 발생 될 미량원소들을 생물학적 방법을 이용하여 효과적이면서도 경제적으로 제거할 수 있다는 것을 의미한다. 기존의 흡착제를 이용한 방식으로는 많은 비용이 소요되며, 개별 원소마다 다른 공정 및 흡착소재들을 사용해야 하기 때문에 상당한 부담이 있다. 본 연구에서 개발된

미량원소 제거 방식이 저비용, 친환경적인 광물화 기술이기 때문에, 많은 미량원소들을 단일 공정으로 쉽게 제거할 수 있다는 장점을 가지고 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업 (No. 2012M2A8A5025589)의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/images/handouts_120326_08-e.pdf

[2] S.Y. Lee et al., "Abiotic reduction of uranium by mackinawite (FeS) biogenerated under sulfate-reducing condition.", J Radioanal Nucl Chem, 296: 1311-1319 (2013).

우라늄 오염 미세 콘크리트의 제염

김승수*, 한규성, 김계남, 구대서, 정정환, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

콘크리트 폐기물은 원자로 등 원자력 연구시설 해체 과정에서 발생하는 폐기물 중 가장 많은 부피를 차지하는 폐기물로 알려지고 있다. 이 콘크리트 폐기물을 감용없이 모두 방사성폐기물로 처분할 경우, 처분장의 효율성 저하 및 막대한 예산이 필요하게 된다.

콘크리트 폐기물을 처리하는 방법 중 하나는 대부분의 방사성 물질이 모르타르에 흡착되어 있으므로 열을 가하여 자갈 혹은 모래와 같은 골재로부터 시멘트를 분리하는 작업을 시도하였다. 당 연구실에서는 우라늄변환시설의 해체로 발생한 많은 양의 콘크리트폐기물의 부피를 줄이기 위하여 파쇄하여 큰 골재들은 간단한 산세척으로 처리하는 공정을 개발하였다[1].

본 연구에서는 콘크리트 파쇄과정에서 발생하는 미립자의 폐기물을 제염하는 공정을 개발하기 위하여 강산과 탄산 용액을 사용하여 이들의 효율성을 검증하고자 하였다.

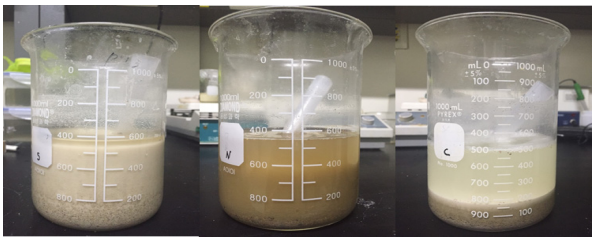
2. 본론

2.1 시료준비

포틀랜드 시멘트를 첨가하여 제조한 콘크리트 블록을 파쇄한 다음, 분쇄기에 넣어 1 mm 이하로 분쇄하였다. 이 분말에 우라늄 폐액을 넣어 1주일간 방치하여 자연건조시킨 다음, 다시 110℃ 오븐에서 1 시간 건조시켰다. 식힌 시료를 섞은 다음, 일부 취하여 방사능을 측정한 결과, 4.2 Bq/g으로 나타났다.

2.2 제염실험

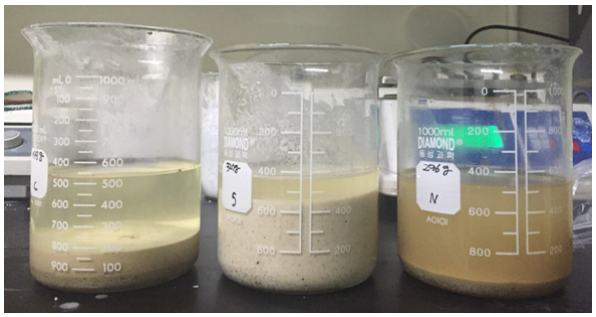
준비된 콘크리트 분말을 200 g 씩 취하여 0.5 mole/L Na_2CO_3를 400 mL 넣었다. 질산과 황산에 의한 세척은 콘크리트 분말 200 g에 각각 400 mL의 물을 넣고, 진한 황산과 질산을 넣어 용액의 pH를 0.8로 조절하였다. 이 세 용액을 각각 1 L 용기에 넣고 2 시간 동안 교반하였다. 그 후 용액을 Whatman 41로 필터로 진공여과하였다. 여과한 용액의 pH를 측정한 결과, 황산과 질산 용액의 pH가 각각 2.3과 3.6으로 나타났다. 황산과 탄산에서는 Fig. 1과 같이 많은 양의 침전이 생성되었는데, 이는 각각 $CaSO_4$와 $CaCO_3$ 로 추정된다. 질산용액에는 많은 콜로이드와 같은 부유 물질이 생성되어 여과지가 쉽게 막혀 여과가 곤란하였다. 용액을 제거하고 남은 분말을 각각 건조시켜 이들의 방사능을 감마스펙크로미터로 측정하였다.



(a) (b) (c)

Fig. 1. Concrete solutions after first washing with (a)sulfuric acid, (b)nitric acid, and (c)carbonate.

1차 세척한 시료를 1차와 동일한 조건으로 다시 세척하였으며, 여과하였다. 단, 질산의 경우는 여과가 곤란한 용액을 제거한 후 세척하였다. 침전 후 용액의 사진을 Fig. 2에 나타내었다.



(a) (b) (c)

Fig. 2. Concrete solutions after second washing with (a)carbonate, (b)sulfuric acid, and (c)nitric acid.

2차 세척후 여과한 용액의 pH는 황산과 질산세척에서 각각 0.96과 0.88로 나타났다. 이 결과는 1차 세척에서 대부분의 시멘트가 용해되었다는 것을 나타낸다.

1차와 2차 세척후 얻은 입자들을 건조한 후 감마스펙크로미터로 측정한 결과를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Final pH, Precipitant Weight and Uranium Radioactivity for the Remained Solid After First and Second Washing

	Washing Solution	pH	Weight (g)	Radioactivity (Bq/g)
First Washing	Nitric acid	3.6	223[a]	2.41
	Sulfuric acid	2.3	285[a]	1.45
	Carbonate		264[a]	3.1
second Washing	Nitric acid	0.88	132[a]	0.38
	Sulfuric acid	0.96	81[b]	0.39[c] 1.03[d]
	Carbonate			2.6

[a]Total solid weight
[b]Concrete weight excluded $CaSO_4$
[c]Radioactivity of concrete
[c]Radioactivity of $CaSO_4$

위의 Table 1로부터 질산 혹은 황산용액으로 pH 0.8 부근에서 세척하였을 경우, 2 차례 세척에서 대부분의 미세 콘크리트가 제염되는 것으로 나타났다. 그러나 0.5 mole/L 탄산용액으로 세척하였을 경우에는 2회 세척에서 자체처분 기준치인 1 Bq/g을 만족시키지 못하였다. 또한, 황산으로 세척하였을 경우 전의 결과와 달리 $CaSO_4$가 침전될 때 우라늄도 공침되는 것으로 나타났다. 이 $CaSO_4$을 소량의 물로 세척하였으나, 우라늄의 농도가 감소하지 않았다. 따라서 황산으로 미세 콘크리트를 세척할 경우, 이에 대한 연구가 더 필요하다.

3. 결론

우라늄으로 콘크리트 페기물을 제염하기 위하여 파쇄하였을 경우 발생하는 미세 콘크리트 입자들을 제염하기 위하여 황산, 질산, 탄산용액을 사용하여 세척하였다. 그 결과, 질산과 황산용액으로 pH 0.8 부근에서 세척하였을 경우, 2회 세척으로 규제해제 기준치보다 낮은 농도로 방사능이 감소하였다. 그러나 황산용액으로 세척과정에서 발생하는 $CaSO_4$ 침전에서 기준치 부근의 우라늄이 발견되었다.

4. 참고문헌

[1] S. S. Kim et al., "Decontamination of Uranium-Contaminated Concrete", J. Radioanal. Nucl. Chem., Vol.298, pp. 973-980, (2013).

복합동전기 제염반응조 제염토양 배출장치 개발

정정환*, 김계남, 김승수, 김일국, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구실에서 제작 운영 중인 복합동전기 장치는 1회 약 600 L의 방사성물질 오염 토양을 제염할 수 있다. 그러나 토양을 제염한 후 복합동전기로부터 분리된 제염반응조 내 제염토양을 수작업으로 배출시킴으로서 많은 인력과 시간이 소요되었다. 따라서 본 연구에서는 제염후 토양 배출을 용이하게 하기 위하여 동전기 장치를 프레임에 고정시킨 후 회전시키면서 적절한 진동을 주어 토양을 손쉽고 말끔하게 배출할 수 있는 장치를 고안 제작하였으며, 이를 이용하여 방사성물질 오염 토양제염 공정성과 조업성을 높이고자 하였다.

2. 본론

복합동전기 장치에서 우라늄 오염 토양은 제염을 위해 고온의 산 전해질 용액에서 전류가 흐르는 상태로 반응조에 약 1 개월 동안 머무른다. 이 기간 동안 반응조 내 토양은 액체 및 자체하중으로 점점 굳어지게 되는데, 토양 배출 시에는 반응조 하부의 굳어진 토양까지 모두 제거되어야 한다. 이러한 완벽한 배출을 위하여본 연구실에서 고안, 제작한 제염토양 배출장치는 복합동전기를 제작된 본 장치에 체결하여 회전시킬 때, 제염된 토양이 자중에 의하여 분리되는 시점에 근접하면 전자센서가 이를 인식하여 진동을 주어 배출하도록 하였다. 즉, 진동모터를 내부 프레임에 장착을 하여 동전기의 반응조 내부에 고착된 미세토양까지 말끔하게 배출할 수 있도록 제작하였다.

복합동전기 장치의 무게가 내부에 투입된 토양 포함하여 1 ton 정도 되므로 여기에 견딜 수 있는 충분한 강성을 소유한 프레임을 사용하였으며, 제염공정 처리 시설내 이동 및 고정할 수 있는 바퀴와 수평볼트도 부착하였다. 최후회전(약 100°) 정지시 발생되는 안전사고를 예방하기 위하여 상단 부분에 안전고리를 체결하여 작업할 수 있도록 하였으며, 자중에 의한 역회전 방지를 위하여 기어 스토퍼도 장착하였다. 회전모터는 종감속기어인 워엄방식 기어드모터를 사용하여 1/200 이상의 비율로 미세조정이 가능하도록 하였고, 회전은 체인기어방식으로 하여 일반기어방식으로도 변경할 수 있도록 하였다. 진동모터는 가능한 동전기 몸체 부착패드 위에 직접적인 진동을 주어 수평을 정확히 맞추어야 진동효과가 크다.

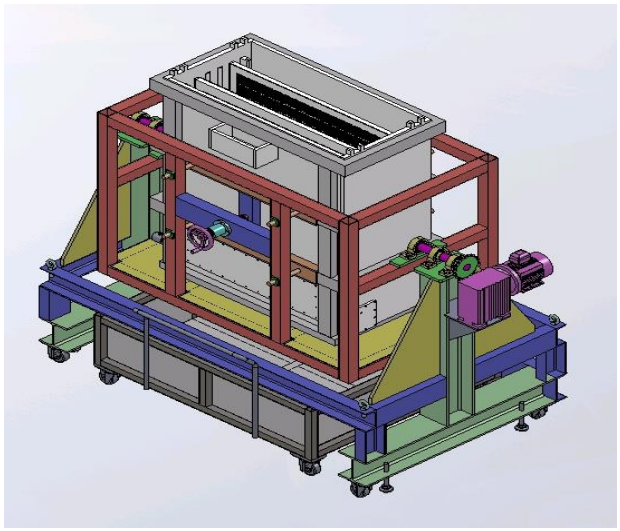


Fig. 1. Discharge Equipment for the Elimination of Decontaminated Soil from Electrokinetic Reactor.

Fig. 2. Operation of Discharge Equipment.

따라서, 진폭이 조절 가능한 직접충격방식을 택하여 동전기 몸체에 부착할 수 있도록 밑부분에 연결부착판을 설치하였다. 또한, 진동패드를 UCP베어

링 밑에 넣어 진동을 흡수할 수 있도록 하였고, 토양받이용 이동식 트레이는 낙하 비산을 고려하여 800 L 토양을 충분히 수용할 수 있도록 제작하였다. 제어함은 중량물 회전시 안전을 고려하여 장치 본체에서 케넥터를 연결하여 경우에 따라 수동 및 자동으로 전환할 수 있도록 하였고, 3 m 이상 거리를 두고 작동을 할 수 있는 핸드스틱(무선 등) 형태로 제작하였다.

3. 결론

복합동전기 장치로부터 제염된 토양을 완전히 배출시키기 위하여 배출장치를 고안, 제작하였다. 이 장치를 현장에 투입하여 유사한 조건의 토양을 이용해 토양배출 테스트를 수 차례 수행한 결과, 토양이 제염 반응조에서 완전히 배출되는 것을 확인하였다. 따라서 본 장비를 이용하면 복합동전기 장치의 제염반응조로부터 토양을 쉽게 배출시키면 인력과 시간을 감소시켜 방사성물질 오염토양 제염 공정처리에 많은 도움이 될 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] 문제권, 이기원, 김계남, 김승수, 서범경, "원자력시설 해체폐기물처리 실용화시설 구축/운영, 2(1), 116-119.

[2] G.N. Kim, S.S. Kim, H.M. Park, W.S. Kim, U.R. Park, and J.K. Moon, "Remediation of soil/concrete contaminated with uranium and radium by biological method", J Radioanal Nucl Chem, 297, 71-78 (2013).

원전 콘크리트 구조물의 해체 처리전략 고찰

정철영*, 김민수, 장동규, 박정원, 임석남
㈜액트알엠티, 대전광역시 유성구 테크노1로 11-3
*jcy6535@naver.com

1. 서론

고리 1호기는 가압경수로형(PWR)으로써 약 40 년간의 상업운전을 마치고 영구정지 이후 약 5 년의 냉각 과정을 거쳐 해체 될 전망이다. 원전해체는 1960년대초 미국으로 부터 시작 되었으며 2015년 기준 전 세계적으로 가동 원전 438기 중에서 가동연수 30 년 이상 원전의 비율이 51%에 달하며, 2050년까지 약 2,600억$(약 260조원) 규모의 해외 해체시장이 형성될 전망이다.

기간	´11~´20	´21~´30	´31~´40	´41~´50	합계
해체원전(기)	142	205	52	32	431
금액(억$)	684	1,434	319	188	2,625

우리나라는 2000년대초 연구용 원자로 Triga Mark Ⅱ&Ⅲ를 해체 한 경험이 있다. 원자력발전소 구조물의 대부분을 차지하는 콘크리트는 Main Yanky NPP(PWR, 미, 1997년 8월 폐쇠후 즉시해체, 2005년 건물 부지 무제한 개방)의 경우 원전해체시 총 발생되는 폐기물량 중의 66.46%에 해당되며 그중 방사성폐기물콘크리트(RWC)는 40.48%이고 비방사성폐기물콘크리트(NRWC)가 25.98%으로 평가되었다.

콘크리트구조물의 해체처리 과정에서 중요한 핵심은 방사화 및 방사성오염콘크리트(RCC)만을 절단분리하여 RWC로 처분하는 것이다. 절단부위의 결정을 위한 최적의 대표시료 샘플링과 방사선(능)측정, 분석, 평가결과의 적용, 콘크리트 절단과 Scrapping 기술, 해체 전후 콘크리트 하중을 고려한 취급, 처분포장을 위한 철근과 콘크리트의 파쇄분리, 절단물의 규격화, 간이운반, 방사선방호 및 작업환경의 방사선안전 감시활동, 발생 분진의 확산방지, 처분을 위한 포장용기 및 공정개발, 반출 Control Point운영, 처분장으로의 운송 , NRWC의 자체처분 절차의 마련과 인증의 취득이다.

2. 본론

2.1 개요

원자력 발전소 철근콘크리트(FC)는 방사선 차폐, 건물구조물, 발전소 계통(원자로 냉각재와 그외 보조계통)의 기기 지지대의 구조물로 축조되고 격납건물 내벽은 도색된 Liner Plate, Refueling Cavity에는 S/S Liner Plate가 건물기기실 콘크리트 바닥과 벽면에 펌프 및 탱크, 배관, 전기기기 지지를 위한 Embedded Plate가 설치되어 있고 격납건물, 보조건물, 방사성폐기물처리건물 등 방사선관리구역 통로의 바닥면은 Epoxy Coating이 되어있다. 방사선 차폐용으로 사용된 원자로 주위 콘크리트구조물의 초기강도는 4000~5000 psi 정도이나 운전중 원자로에서 누설된 중성자속(Neutron Flux)밀도에 의존하여 콘크리트 강도와 방사화 정도의 차이를 보이며 이는 콘크리트 해체절단 소요시간과 RWC의 발생량에 영향을 미친다.

원자로 냉각재에 존재하는 Mn-54(반감기300일) 등 방사화 생성물과 Cs등의 핵분열 생성물이 누설이나 안전계통의 작동에 의하여 계통의 외부 환경으로 유출되어 기기 장치대, 기기실 바닥, 벽 등이 오염되고 RWC의 발생량의 증가원인이 되므로 사전 방사선준위 Survey 및 제염시에 고려되어야 할 사안이다. 원자로 주변 철근(Rebar, ϕ55 mm)콘크리트 구조물은 구성 원소의 방사화에 따라 주로 Co-60(반감기5.3년), Eu-152(반감기13.6년), Eu-154 (반감기8.8년)등의 방사성핵종이 생성되어 베타 및 감마선을 방출한다<Fig. 1>.

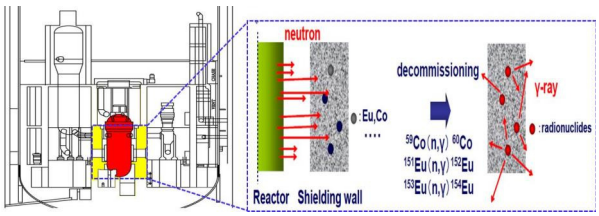


Fig. 1. Bioshield concrete structure surrounding the reactor(left), neutron activation mechanism(right) ref. KHNP CRI.

2.2 배경기술

FC 해체를 위한 핵심기술요소<Table 1>는 방사화 및 오염된 방사성콘크리트(RCC)와 비오염 콘크리트(NCC)의 구분, 폐기물 감용, 제염해체와 처분을 용이하게 위한 규격화 절단, 준비계획 수립 및 처리 기술 등이다. FC절단 기술로는 Diamond Wire Saw (DWS) 등이 사용되고 있으나 절단 과정에서 발생하는 분진과 Wire냉각시 2차 방사성폐기물의 발생(습식>건식) 방지대책 기술도 필요하다. RWC의 감용을 위하여 물리 화학적 제염처리 기술 개발과 샘플링의 최적화 기법, 분석 평가기술이 요구된다.

아래에 콘크리트 구조물 해체처리 개략도<Fig. 2>를 도식하였다.

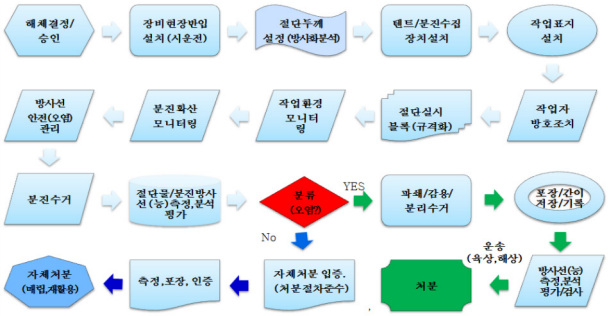


Fig. 2. A schematic diagram of concrete structure dismantling process.

원자력발전소 FC해체 처리를 위한 Action Plan에는 관련 절차와 기술인증의 획득과 국민적합의(PA)를 도출하는 방안, 해체절단 장비의 선정 및 현장 적용의 가능성, 해체콘크리트(NRWC, RWC)간이저장, 이송, 문서처리, 인허가 등 제반 Activity Package 별 Program을 포함하여야 한다.

Table 1. key elements of concrete structure dismantling process

구분	핵심요소(포함내용)
준비단계	1. 절단기술(장비, 인력, 경험) 2. 절차확보(기술보고서 등) 3. 기술력 인증, 인허가, PA
해체절단 계획수립 단계	1. 해체절단 장비의 종류 및 효용성 2. 장비의 현장설치 가동운영 적절성 3. 장비의 오염 방지 및 제거대책 4. 발생분진 처리 방법 5. 2차 폐기물 발생 저감화 대책 6. 방사화분석 결과의 적용 7. FC 오염부위 최소화 적출방안
RWC 처리단계	1. 인도, 취급, 적재하중, 규격화 및 포장 2. 절단, 파쇄, 감용, 분말처리 3. 제염, 운송, 간이저장, 구획관리 4. Control Point설정운영 5. 방사선(능)측정, 평가결과의 기록, 표식
NRWC 처리단계	1. 자체처분 관련기준 입증 2. 자체처분절차 수립(정책 및 전략) 3. 매립, 재활용 대책

2.3 콘크리트 구조물의 해체 처리전략

FC 해체 절단계획 추진을 위한 의사결정이 확정되어 승인되면 준비단계에서 마련된 절차와 시행 Plan에 따라 콘크리트의 방사화 분석 결과에 의거 절단부위를 확정하여 원하는 곳을 명확히 절단이나 Scrapping이 가능한지 장비의 Setting과 기술력의 실현 가능성을 사전 진단하고 시행에 착수한다. 작업과정에서 예상되는 분진과 2차 폐기물의 발생대책, 구획 및 작업환경 보전, 방사선 방호대책 체계를 확립한다. 절단 해체된 콘크리트는 방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한규정(원자력 안전위원회 고시)과 처분장 인수조건을 고려하여 처리한다. 필요시 절단된 RWC는 포장을 위한 규격화 및 폐기물 감용 처리를 위해 물리 화학적 방법 등을 적용하여 제염을 실시한다. 해체 콘크리트 중 자체처분 기준에서 정한 자체처분 허용농도 또는 허용선량을 만족한 규제 해제준위의 NRWC는 규제해제 절차를 거쳐 재활용을 위한 전략을 수립한다<Fig. 3>.

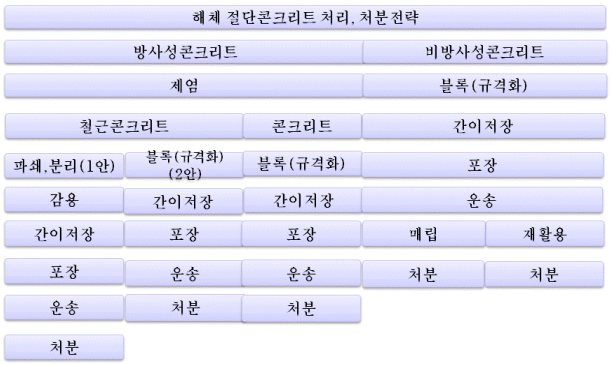


Fig. 3. A strategy of dismantling concrete treatment and disposal for (examples).

3. 결론

원자력발전소 FC구조물의 해체처리는 오염된 부분의 최소한의 적출 절단과 Scrapping할 부위를 판단 할 수 있는 방사선(능)측정, 분석평가 역량을 확보하고 Feed Back된 평가결과를 적용하여 해체절단이 가능한 장비의 개발 및 RWC와 NRWC로 분류하여 처분을 할 수 있는 관리체계 구축이 필요하다. 처분(포장)용기와 포장공정 및 적재하중을 고려한 취급, 운송 절차, 특히 다량의 NRWC를 재활용하는 방안의 연구가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2014-003호 (방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정).
[2] U.S. DOE's OST(ref. #2107).
[3] 2015 World Nuclear Industry Hand Book, 2015.

포집온도에 따른 석탄회필터의 세슘 포집특성 분석

양다솜*, 신진명, 나상호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dsyang@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 소각시설 및 용융시설 그리고 원자력 시설의 고온 열처리공정 중에 세슘, 테크네튬, 셀레늄, 텔루륨 등 준휘발성 핵분열 가스가 발생된다. 이들 핵분열 가스 중 세슘은 반감기가 30.2년인 고방사능, 고방열 핵종으로써 이의 독성이 인체와 환경에 미치는 영향은 매우 크다. 따라서 세슘은 열적, 수화학적으로 안정한 물질 형태로 전환시켜 포집되어 방출관리의 ALARA (As Low As Reasonably Achievable)를 달성할 수 있도록 하여야 한다.

현재 석탄회필터를 이용하여 고온에서 기체상 세슘을 pollucite ($CsAlSi_2O_6$) 상으로 포집하는 화학적 흡착 연구가 진행되고 있다. 향후 석탄회 필터를 원자력시설 고온 열처리공정의 배기체 처리시스템에 적용하기 위해서는 세슘포집 온도별 석탄회필터의 깊이에 따른 세슘포집량 분포 특성에 관한 정보가 필요하다. 또한 이러한 자료는 석탄회 포집탑 설계, 설치, 유지관리, 포집효율 및 세슘 포집 후 필터의 처분 특성 연구 등에 활용될 수 있다. 따라서 본 연구에서는 2-zone furnace를 이용하여 석탄회필터의 포집온도에 따른 세슘 포집실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

세슘 포집실험시 사용한 시약은 $CsNO_3$ (Sigma-Aldrich, 99%) 이었고 사용량은 28 g(Cs :18.905) 이었다. 석탄회 필터의 크기는 직경 44 ㎜, 두께 9 ㎜, 밀도는 580 kg/m^3 이었다. Mercury Porosimeter (AUTOPORE Ⅱ, Micomeritrics Co.)로 측정한 석탄회 필터의 기공률은 30%이었다. 세슘 포집 실험은 two-zone furnace 내에 내경 50 mm(외경 : 60 mm)의 알루미나튜브를 장착하여 수행하였다. Two-zone furnace는 세슘 발생 부분과 세슘 포집부분으로 구성되었다.

석탄회필터를 이용하여 세슘 포집온도 변화에 따른 석탄회필터의 포집량을 분석하기 위해서 two-zone furnace cell 내에 장착된 alumina tube 내부에 44 ㎜(ø)*9 ㎜(H) 부터 44 ㎜(ø)*162 ㎜(H) 규격의 석탄회필터를 장착하였다. $CsNO_3$의 휘발온도는 900℃이고 세슘의 포집온도는 500-1000℃ 범위로 설정하여 온도에 따른 필터의 세슘포집량을 분석하였다. Carrier gas는 Air, 선속도는 10 ㎝/sec 이었다. $CsNO_3$ 포집을 위해 10.5 시간 동안 운전하였다. 세슘의 휘발량은 실험 종료 후 남아있는 $CsNO_3$의 무게를 측정하여 계산하였으며, 필터의 단위 질량당 세슘포집량은 다음 식에 의거하여 산출하였다.

$$Cesium\ Trappingquantity(g-Cs/g-filter) = \frac{b-a}{a}$$

*a: 반응 전 필터무게
*b: 반응 후 필터무게

또한 포집온도에 따른 세슘포집특성을 XRD (X-ray diffractometry analyzer, Simens D-5000), SEM-EDX (Energy Dispersive X-ray Spectrometer Scanning Electron Microscope, Jeol JSM-5300)로 분석하였다.

2.2 실험결과

Fig. 1은 포집온도를 500℃부터 1000℃까지 변화시켜 세슘포집실험을 한 결과로써 포집온도가 증가함에 따라 세슘포집량이 증가하였다. 그 이유는 온도가 증가함에 따라 세슘의 이동도(mobility)가 증가하여 세슘반응물이 생성되는 알루미노실리케이트 반응자리(reaction site)로 이동을 용이하게 해주기 때문인 것으로 판단된다. 또한 온도 증가로 인하여 흡열반응이 진행됨에 따라 화학적 반응성이 향상되어 세슘포집량도 증가되었다. 이와 같이 석탄회 필터와 세슘산화물 간의 포집반응은 반응온도가 증가할수록 반응속도가 증가하여 일어나는 것으로 사료된다.

Fig에서 보는 바와 같이 필터의 세슘포집량은 필터 수, 즉 필터 깊이가 증가함에 따라 감소하였다. 그리고 필터는 앞단부터 차례로 포화되어 뒷단으로

진행되는 현상을 보였다. 또한 포집온도 500-1000℃에서 필터 깊이에 따른 석탄회필터의 세슘포집량은 동일 필터 깊이에서도 온도가 높을수록 세슘 포집량은 증가하였다. 포집 전.후 필터의 무게분석을 통해 석탄회필터의 세슘포집효율을 계산한 결과 세슘이 포집온도 800-1000℃에서 99% 이상 포집되었음을 확인할 수 있었다.

세슘 포집 후에 나타나는 석탄회필터의 결정구조 및 미세 구조변화를 분석하기 위해서 세슘포집량 0.11에서 1.16(g-Cs/g-filter)까지인 석탄회필터를 XRD로 분석하였다. 분석결과, 석탄회필터와 흡착된 세슘사이에 화학 결합이 생성되어 새로운 종류의 표면 화합물인 pollucite ($CsAlSi_2O_6$) 및 Cs-nepheline ($CsAlSiO_4$)이 형성되었다. 세슘포집량 0.11(g-Cs/g-filter)인 경우 세슘이 석탄회필터와 반응하여 pollucite ($CsAlSi_2O_6$)상으로 포집되었다. 반면에 세슘 포집량 0.27-1.16 (g-Cs /g-filter)의 경우 석탄회 필터에 포집된 세슘은 pollucite ($CsAlSi_2O_6$) 상뿐만 아니라 Cs-nepheline ($CsAlSiO_4$) 상으로 포집되었고 세슘포집량이 증가함에 따라 Cs-nepheline ($CsAlSiO_4$) 피크가 발달하는 경향을 보였다.

SEM을 이용하여 석탄회필터와 세슘포집량이 0.23(g-Cs/g-filter)인 필터의 표면을 1,000배로 확대하여 미세구조 및 형상의 변화를 관찰하였다. Fig. 2의 포집 전 석탄회필터의 형상은 1200℃에서 소결과정을 거치면서 반쯤 용융된 구형의 형상이 전체적으로 분포 되어있는 반면에 세슘을 포집한 후의 석탄회 필터의 형상은 게의 등딱지 모양 같이 생긴 작고 bulky한 crystal 모양의 pollucite($CsAlSi_2O_6$) 형상과 일부 침상구조의 mullite($3Al_2O_3 \cdot SiO_2$) 형상이 관찰되었다.

3. 결론

본 연구에서는 석탄회 필터를 이용하여 포집온도 500℃부터 1000℃까지 세슘포집량 변화를 분석하여 석탄회 필터의 세슘 포집반응은 흡열반응에 의한 화학 흡착반응인 것을 확인하였다. 본 세슘처리방법은 원자력시설에서 발생되는 세슘을 안전하게 처리할 수 있는 포집방법이 될 것으로 판단된다.

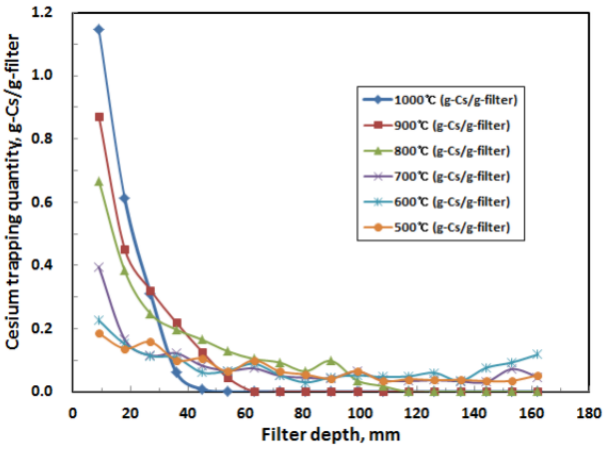
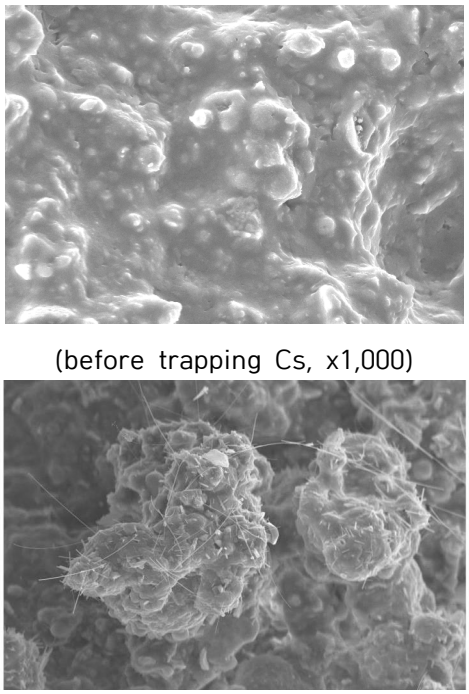


Fig. 1. The effect of temperature on the cesium trapping quantity of fly ash filter.



(before trapping Cs, x1,000)

(after trapping Cs, x1,000)

Fig. 2. SEM photographs before and after trapping Cs with fly ash filter.

4. 참고문헌

[1] J.M. Shin, K.Y. Kim, J.J. Park, and S.W. Shin, Trapping characteristics for various cesium compounds by fly ash filter. *J. Korea Society of Waste Management, 22(1),* 27-39.

EXPERT Choice를 이용한 해외 원전 제염기술 분석

신승수, 김선일, 김동민, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*tmdsoo@naver.com

1. 서론

국내 최초 상업용 원전인 고리1호기가 2017년 운전 종료 될 예정이며 운전 정지 후 즉시해체 방식을 채택하여 2032년까지 부지 환경복원을 통해 해체 작업을 완료할 예정이다. 원전 해체가 시작됨에 따라 기술 경쟁력을 갖춘 해체 상용 기술의 개발이 필요하다.

일반적으로 원전 해체에서 제염기술을 사용해야하는 이유는 방사능 준위를 낮추어 작업자의 피폭선량을 감소시키고, 해체 작업 시 오염물질의 잠재적인 확산을 최소화 할 수 있기 때문이다. 또한 일부 시스템과 설비의 폐기물 관리를 용이하게 하거나 그에 소요되는 비용을 경제적으로 절감할 수 있기 때문이다.

해외에서는 미국 및 유럽을 중심으로 원전 해체 제염기술이 개발되어 실제 원전 해체에 적용된 바 있다. 하지만 국내에서는 가동 중 원전에서 발생된 소형 금속류 오염폐기물의 부피감량을 위해 산화환원 화학제염법 등이 일부 개발되어 활용된 바 있으나, 폐기물 저감이나 작업자 피폭저감 등의 소규모 목적을 달상하기 위한 단일 공정으로 처리용량도 적고 제염계수 역시 낮았다.

본 논문에서는 해외 원전 해체에 적용된 제염 기술을 기반으로 의사결정 분석법인 EXPERT-Choice를 이용하여 미국 및 유럽 원전 해체에 적용되었던 제염기술 분석을 통해 최적의 제염기술을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 해외 원전 제염기술 분석

현재 다양한 제염방법이 개발되어 왔으며 개발된 기술의 성공적인 제염 결과로 인해 원전 해체에도 동일한 제염방법이 사용 되고 있다. 미국 EPA 보고서에서는 다음과 같이 화학적 제염과 물리적 제염으로 분류해 제염 기술을 분석하였다[1].

2.1.1 화학적 제염 기술
- 킬레이트 및 유기산(Chelation and Organic Acids)
- 강무기산 및 관련 화학작용제(Strong Mineral Acids)
- 화학 포말 및 화학 젤(Chemical Foams and Gels)
- 산화제 및 환원제(Oxidizing and Reducing Agents)
- 화학정화기술(TechXtract)

2.1.2 물리적 제염 기술
- 코팅 제거(Strippable Coatings)
- 원심 쇼트 블라스팅(Centrifugal Shot Blasting)
- 콘크리트 그라인더, 쉐이버, 스폴러(Concrete Grinder, Shaver, Spaller)
- 드라이 아이스 블라스팅(Dry Ice Blasting)
- 건조 진공 세척(Dry Vacuum Cleaning)
- 전기 유체식 스캐블링(Electro-Hydraulic Scabbling)
- EN-VAC 로봇 벽 스캐블러(EN-VAC Robotic Wall Scabbler)
- 그릿 블라스팅(Grit Blasting)
- 고압수(High Pressure Water)
- 소프트 미디어 블라스트 세척(Soft Media Blast Cleaning)
- 스팀 진공 세척(Steam Vacuum Cleaning)
- 피스톤 스캐블러(Piston Scabbler)

2.2 다기준 의사결정 분석(MCDM; Multi Criteria Decision Making)

다기준 의사결정 분석은 상충되는 복수의 기준이 존재하는 상황에서의 최적 대안을 선택하는 의사결정을 말한다. 가치 판단에 의한 통합된 목적의 평가와 인간 활동시스템과 같은 주관적인 평가를 합리적으로 조정하고 관리하는 것을 도와주며, 갖가지 복잡한 문제들에 적용될 수 있다[2].

2.2.1 Decision Lab

Decision Lab은 PROMETHEE(Preference Ranking Organization Method for Enrichment Evaluations)와 GAIA(Graphical Analysis for Interactive Assistance) 기법에 기반을 두고 있다. 이 소프트웨어는 여섯 개의 각기 다른 선호함수들 중에서 하나를 선택하기 위해 평가 유닛과는 개별적으로 기준을 마련한다. 기준들 중에서 우선순위는 가중치에 의해 결정된다.

2.2.2 ELECTRE

ELECTRE 기법은 대안의 비교에 기초하고 있다. 연속소거 기법으로, 비교적 한정된 수의 대안이 존재하는 다목적 결정의 문제를 해결하기 위해 고안되었으며, '모든 기준을 고려하여 대안 I는 대안 j 보다 나쁘지 않다'라는 순위 선호 관계를 기반으로 한다. ELECTRE는 각 평가기준에 해당하는 대안의 평가기준 값을 2개씩의 조합으로 선택하여 만족도와 불만족도에 따른 일치(Concordance) 및 불일치(Disconcordance) 지수를 산정하여 각 대안을 평가한다.

2.2.3 EXPERT Choice

EXPERT Choice는 의사결정 방법론 중의 하나인 계층분석(AHP; Analytic Hierarchy Process)에 바탕을 두었다. 사용자는 목표와 목표 달성에서 고려해야 할 기준, 평가를 위한 일련의 대안을 정의함으로써 의사 결정에서의 계층을 설정한다. 그리고 난 후 계층 내에서 다음으로 높은 레벨에 대한 기여도를 기준으로 레벨 내에서 모델 요소에 대한 쌍대판단을 내리게 된다.

2.3 의사결정기법을 활용한 해외 원전 제염기술 분석

해외 원전 제염기술 분석하기위해 EXPERT Choice 평가 방법을 적용하였다. 각 기준별로 가중치를 부여한 후 평가점수를 3단계로 하여 '높음', '중간' 및 '낮음'으로 편의상 구분하여 여기에 가중치를 부여하였다. 기준과 제염 기술에 대한 평가 점수는 EPA 보고서의 내용으로 평가하였으며 각 기준별 가중치는 '사용후연료 비순환주기 시나리오 개발'에서 사용한 가중치를 적용하여 분석하였다[1,4].

Table 1. Chemical decontamination technologies analysis

기준				
비용 0.3		성능 0.4		기술 가용성 0.3
평가점수				
높음 : 0.649(1.000)		중간 : 0.279(0.430)		낮음 : 0.072(0.072)
기준에 따른 평가 점수				
제염 기술	비용 ($/m^2)	성능	기술 가용성	점수 (1.0 만점)
킬레이트 및 무기산	높음	낮음	높음	0.629
강무기산 및 관련 화학작용제	높음	낮음	중간	0.458
화학 포말 및 젤	높음	중간	중간	0.601
산화제 및 환원제	높음	중간	중간	0.601
화학정화기술	높음	높음	중간	0.722

Table 2. Physical decontamination technologies analysis

기준				
비용 0.3		성능 0.4		기술 가용성 0.3
평가점수				
높음 : 0.649(1.000)		중간 : 0.279(0.430)		낮음 : 0.072(0.072)
기준에 따른 평가 점수				
제염 기술	비용 ($/m^2)	성능	기술 가용성	점수 (1.0 만점)
코팅 제거	중간	높음	중간	0.658
원심 쇼트 블라스팅	낮음	높음	낮음	0.443
콘크리트 그라인더	높음	높음	중간	0.829
건조 진공 세척	높음	중간	낮음	0.494
전기 유체식 스캐블러	중간	낮음	중간	0.287
고압수	높음	보통	중간	0.601
스팀 진공 세척	낮음	높음	낮음	0.443
피스톤 스캐블러	중간	높음	높음	0.829

3. 결론

EXPERT Choice 평가 방법을 적용하여 해외 원전에 적용되었던 제염기술을 분석하였다. 비용은 제염 하고자하는 장소의 크기와 특성에 따라 달라질 수 있으며 효율성 및 중요도, 사용 목적에 따라 분석 결과가 달라질 수 있다. 평가 방법을 수행하기 위해서는 해당 원자력 분야 전문가의 평가에 의해 수행 되어야 하며 기준의 세분화를 통해 신뢰도 높은 평가를 한다면 신뢰도 높은 결과를 도출할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] US EPA. Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surfaces, U.S. Environmental Protection Agency, EPA-402-R-06-003, 2006.

[2] 다기준 의사결정 분석 지침서.

[3] 송종순, "방사선 방어의 최적화 절차론 개발에 관한 연구" 방사선방어학회지, 1994.

[4] 한국방사성폐기물학회, "사용후연료 비순환주기 시나리오 개발", 2008.

원전 계통제염에 요구되는 제염제 및 이온교환수지 소요량 예비평가

김학수*, 이두호, 김덕기
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hskim0071@khnp.co.kr

1. 서론

일반적으로 경수로형 원전의 구조재료 표면에 형성되는 산화막 층은 철, 니켈과 크롬 등의 금속산화물이다. 이들 금속산화물 중에서 철과 니켈은 환원적 방법으로, 크롬은 산화적 방법으로 제거한다. 계통제염을 통해 산화막 층을 효과적으로 제거하기 위한 산화제와 환원제의 양은 산화막 층의 성상에 따라 달라진다. 본 논문에서는 산화제로 과망간산, 환원제로는 옥살산을 활용하여 WH 2-Loop PWR에 대해서 제염제 소요량과 제염운전을 통해 용해된 금속이온들과 주입된 제염제를 최종적으로 제거하기 위해 요구되는 이온교환수지의 소요량을 예비평가하였다.

2. 본론

2.1 일차계통 산화막 특성

Table 1은 원전 일차계통을 구성하고 있는 각종 재질의 조성을 보여주고 있으며 원자로형별로 다소 차이가 있으나 대략적으로 전체 계통 표면적에서 인코넬이 65-75%, 스테인레스강이 8-10%, 지르칼로이 합금이 16-25% 정도를 차지하고 있다.

Table 1. Composition of Alloy used in PWR

Metal	Nominal (%)		
	Ni	Fe	Cr
Alloy 600	76	8	15
Alloy 690	60	9.5	30
Alloy 800	33	38	21
Stainless Steel Type 304	10	69	19
Stainless Steel Type 316	12	~66	17
Stainless Steel Type 347	11	~66	18

원전 일차계통의 스테인레스강이나 인코넬 표면에 형성된 산화막은 이중층 구조($M(Cr_xFe_{1-x})_2O_4$)를 가진다. 이중층 구조의 안쪽층은 합금의 부식에 의해, 바깥층은 부식생성물의 냉각재로부터의 침전에 의해 형성된다.

- M : 니켈과 철 혼재, 인코넬 합금에서는 니켈, 스테인레스강에서는 철이 주로 존재
- x : 산화막 안쪽층(~0.7), 바깥층(~0.1)

2.2 계통 산화막 두께 및 농도

PWR 원전의 스테인레스강 표면 산화막 두께는 2~3 ㎛, 인코넬 합금의 경우에 1~2 ㎛로 형성되는 것으로 알려져 있다. WH 2-Loop PWR의 계통 산화막 농도는 웨스팅하우스사에서 전열관 산화막 분석 결과로부터 약 0.36 ㎎/㎠ 수준일 것으로 예상된다. WH 2-Loop PWR 증기발생기 1대당 표면적은 55,100 ft^2 이므로 증기발생기 표면 전체의 산화막 양은 약 36.9 ㎏으로 예상할 수 있으며 일차계통 전체의 경우에는 스테인레스강 재질의 주요 배관 등도 존재하므로 충분한 여유도를 고려할 경우 약 44.3 ㎏의 산화막이 존재하는 것으로 평가할 수 있다. 산화막 양을 금속 양으로 환산하면 약 32.3 ㎏에 해당된다. 이는 단순히 산화막 만을 제거하는 경우이며 해체시에는 모재까지도 일부 제거하게 된다.

2.3 계통제염시 금속 제거량

Maine Yankee 및 Connecticut Yankee 계통제염시 산화막과 모재의 금속 제거량(Table 2)을 통해 WH 2-Loop PWR 계통제염에서 제거해야 할 금속량을 산출하였다.

Table 2. Metal Removal Comparison in System Decontamination

구분	Maine Yankee			Connecticut Yankee		
	모재	산화막	소계	모재	산화막	소계
Cycle1	106.5	34.0	140.5	1.2	30.9	32.1
Cycle2	125.3	39.5	164.8	8.0	42.2	50.2
소계(kg)	231.8	73.5	305.3	9.4	73.2	82.6

Table 2에서 보듯이 해체발전소별로 모재의 금속 제거량 비율이 산화막 대비 13-315%로 매우 큰 편차를 보이고 있으나 제염제 준비 물량 및 수지탑 운영 보수성 확보를 위해 산화막 대비 모재의 금속 제거량 비율을 315%로 가정하였고 이를 토대로 제거해야할 금속의 총량을 약 135 ㎏으로 평가하였다. Maine & Connecticut Yankee, Jose Cabrera 원전해체시 수행된 계통제염 결과를 통해 제거되는 Fe, Ni, Cr의 제거비율은 각각, 48.7, 33.5, 17.7%으로 분석되었고(Fig. 1) 이를 다시 WH 2-Loop PWR 계통제염시 제거해야할 금속 양으로 환산하면 Fe는 66, Ni은 45, Cr은 24 ㎏으로 평가되었다.

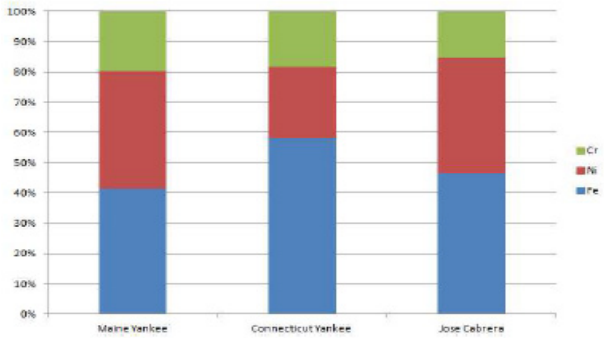


Fig. 1. Metal Removal Fraction in system Decontamination.

2.4 제염제 소요량 예비평가

계통제염은 산화 및 환원공정을 1 주기로 하여 2 주기 운전시의 제염제 소요량을 평가하였다. 평가시 주요 고려사항은 WH 2-Loop PWR 제염유로의 총 유체체적은 7,700 ft^3, 산화공정 제염제는 과망간산, 환원공정에서는 옥산산이다.

○ 산화공정(과망간산)의 제염제 소요량

과망간산 농도는 50-300 ppm으로 주입하고, 계통내의 모든 크롬을 산화하는데 필요한 과망간산 양은 약 55 ㎏으로 계산되며, 반면에 과망간산 농도 300 ppm 조건 만족을 위해 요구되는 과망간산의 양은 약 98 ㎏으로 계산된다. 2 주기 운전한다면 196 ㎏이 소요될 것으로 평가되었다.

○ 환원공정(옥살산)의 제염제 소요량

옥살산은 오염 산화막 층의 마그네타이트를 환원분해함과 동시에 계통수로 용해되어 나온 2가 철 이온과 킬레이트 화합물을 형성함으로써 계통내 침적적되는 것을 억제하는 작용을 한다. 따라서 환원단계와 제염단계가 동시에 진행되며 산화공정에서 잔존하는 과망간산을 제거하기 위해 필요한 양과 계통제염을 위해 필요한 양의 옥살산을 한번에 주입한다. 한주기에 98 ㎏의 과망간산이 소요되며 이를 환원분해하는데 요구되는 옥살산양은 140 ㎏으로 계산되었고 시판되는 형태의 양으로는 약 195 ㎏이 필요하다. 잔존 과망간산을 제거한 후엔 계통제염을 위해 옥살산 농도를 약 1,500 ppm로 유지해야하며 이에 필요한 옥살산 양은 약 327 ㎏이다. 여기에 옥살산의 분해 및 침전, 수지탑에서의 일부 제거되는 양을 고려한다면 약 490 ㎏이 요구되며 이를 다시 시판되는 형태의 양으로 계산하면 686 ㎏이 필요한 것으로 평가되었다. 따라서 두 주기 운전시의 옥살산 소요량은 약 1,762 ㎏이다.

2.5 이온교환수지 소요량 예비평가

소요량 계산을 위해서는 계통수 내의 양이온과 음이온 당량을 알아야 한다. 먼저 계통수 내 금속이온 당량 환산을 위해 철과 니켈은 +2가의 형태로, 크롬은 +6가 형태로, 또한 주입된 과망간산중의 망간은 옥살산 주입으로 인해 Mn^{+2}형태로 이온교환수지에서 제거되는 것으로 가정하였다. 본 평가에서 고려한 과망간산-옥살산 2 주기 공정에서 발생되는 양이온들을 당량으로 환산하면, Fe은 2,364, Ni은 1,533, Cr은 923이다. 양이온수지 1L당 1.9 당량의 양이온을 제거할 수 있다고 가정하면 3,771 L(133 ft^3)의 양이온수지가 요구된다. 음이온수지 1L당 1.2 당량의 음이온을 제거할 수 있다고 가정하면 약 769 L(27 ft^3)의 음이온수지가 필요하며 따라서 계통제염 시 요구되는 총 이온교환수지는 약 160 ft^3이 소요되는 것으로 평가되었다.

3. 결론

본 논문에서는 WH 2-Loop PWR 계통제염에 소요되는 제염제와 이온교환수지 소요량을 예비평가하였다. 소요량 평가에 많은 가정 사항들과 보수적인 측면을 고려하였지만 해외 사례(2-Loop PWR)와 비교해서도 제염제 및 이온교환수지 소요량은 거의 유사하였다.

4. 감사의 글

본 논문은 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원의 지원을 받아 수행된 연구입니다 (No.2014510300310).

5. 참고문헌

[1] EPRI, “Impact of PWR Primary chemistry on Corrosion Product Deposition on Fuel Cladding Surfaces,” TR-108783, (1997).

[2] EPRI, “Evaluation of the Decontamination of RCS at MY and CY,” TR-112092, (1999).

[3] EPRI, “Jose Cabrera Nuclear Power Plant Full System chemical Decontamination Experience Report,” TR-109230, (2009).

[4] Rohm and Hass Company, “Product Data Sheet: Amberlite IRN-77, 78”.

스웨덴 원전의 주요 구성품 해체 및 제염기술 소개

강덕원*, 김승일, 김을기
(주)금화피에스시, 서울특별시 강남구 테헤란로 25길 15-4
*world2is@naver.com

1. 서론

원전 운영사업자는 원자력안전법에 의해 발전소 수명이 종료되는 시점에서 대상 발전소의 예상 해체비용 평가보고서 및 해체·제염 등을 안전하게 처리할 수 있음을 입증하기 위한 해체 사업계획서를 작성하여 규제기관에 제출하여야 한다. 본 논문은 총 8기를 운영하고 있는 스웨덴의 원전사업자가 수명이 다해가는 4개 부지의 발전소를 선정하여 해체 준비를 위해 작성한 타당성 조사보고서를 기반으로 그 중에서 가장 관심 있는 원전 주요구성품(1차계통 제염, 원자로 내장품 절단, 원자로 압력용기, 대형 배관 등)의 제염 및 절단기술 중심으로 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 부지 내 제염

폐로 프로젝트는 해체작업을 시작하기 전 냉각재 계통 전체에 대한 화학제염을 수행하는데 이는 계통 내 방사선량을 감소시켜 종사자 피폭선량을 감소(ALARA)시키기 위함이다. 주로 적용해 온 제염공정으로는 LOMI(저산화상태 금속이온) 또는 CITROX(구연산 및 옥살산) 제염공정과 미국 전력연구소(EPRI)의 폐로를 위한 제염(DfD) 및 독일 Siemens 사가 개발한 산화환원 화학제염(CORD) 공정이 있다. 폐로시의 제염절차는 운전 중에 적용하는 제염절차와는 상이하며 통상 가동 중 제염계수는 10 정도이고, 폐로를 위한 제염 시의 제염계수는 100 정도이다.

이러한 제염기술은 발전사업자들에 의해 폐로프로젝트 수행 시 만족스럽게 사용되어 왔다. 두 제염공정을 비교한 스웨덴의 Barseback 원전 공정 비교에서 보여주듯이(Table 1 참조) EPRI DfD 제염공정은 CORD 공정보다 제염시간, 제염계수 및 제염 폐기물 발생량 측면에서 불리한 것으로 나타났다.

Table 1. Comparison of Decontamination Process

NPP	Decon. Process	Real Decon. Period (day)	Total Necessary Period (day)	Decon. Factor (DF)	Amount of Spent Resin (㎥)
Big Rock Point	EPRI DfD	15	63	27	16.4
Maine Yankee	EPRI DfD	20	71	31.5	17.7
Conecticut Yankee	Siemens CORD	25	122	15.9	13.2
Barseback 1	Siemens CORD	11		298	5
Barseback 2	Siemens CORD	11		93	4

2.2 원자로 내장품 절단

원자로 용기 내장품의 제거 및 절단과 연계하여 원자로 용기 자체처리가 프로젝트의 주 공정(Critical Path)이 될 것으로 보며 내장품의 제염은 물속에서 원격으로 절단하고 저장수조(Pool)에서 수행되며 적용 절단 기술은 다음과 같다.

2.2.1 열적 절단법

일반적으로 절단 및 전개속도 측면에서 기계적 절단법보다 빠르며 원자로 내장품 절단시 선호하는 기술이다. 열적 절단법은 비 접촉, 비 반동기술로 어느 방향으로도 절단이 가능하고 복잡한 기하학적 구조물 절단에 적합하며 원격조작에 유용한 기술이다.

2.2.2 연삭 물분사 절단법(AWJC)

고 방사능 원자로 내장품의 절단을 위한 대표적인 기술로 절삭 잔해물을 물 표면으로 밀어 올리지 않으며 매우 두꺼운 금속부분도 절단할 수 있는 장점을 가지고 있으나 AWJC는 열적절단보다 속도가 느리고, 사포와 같은 절단 연마제의 사용이 필요하며, 연마제가 폐기물로 추가되고 극단적인 경우 연마제의 양이 허용준위를 초과할 수 있다.

2.2.3 기계식 절단법

이 기술은 매연이 발생하지 않으며 절단 부스러기가 큰 사이즈로 발생하기 때문에 작은 부스러기가 발생되는 열적 및 AWJC보다 원자로 수조 물속으로 흩어질 가능성이 낮아 오염 확산 및 시계의 감

소 가능성이 낮으며 별도의 특별한 기술이 요구되지는 않는다. 적용기술로는 전단 기공과 톱질이다. 원형 톱과 티 톱을 사용하며 내장품 절단시 많이 사용한다.

2.2.4 내부구조물 절단기기

2.2.4.1 전단가공 절단기

막대(바)와 튜빙과 같은 길고 가는 품목에 대한 절단 및 노심지지 그리드와 같은 상대적으로 얇은 부분은 유압식 전단 가공 공기구를 사용하여 2차 폐기물 발생억제, 설치 및 사용이 용이하다.

2.2.4.2 톱

보다 넓고 복잡한 절단작업에 사용되며 띠톱과 회전 톱이 있다. 띠톱은 스웨덴 포스마크 원전에서 사용되었으며 톱날의 장력조절과 수평 및 수직절단이 가능하다. 이 기술은 노심 보호벽(Core Shroud) 상부에 있는 증기분리기 튜브 절단에 주로 사용된다.

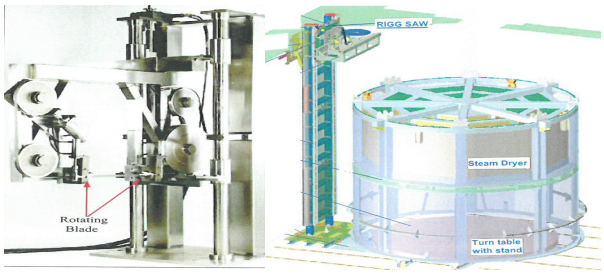


Fig. 1. Band Saw(left) & Rig Saw for Core Shroud/Steam Dryer.

2.2.4.3 인적자원 구축

현장 작업팀의 구성은 품질보증 엔지니어, 현장 공사책임자 및 기계작업자로 구분되고 현장 팀은 현장 투입 전 및 투입 중에 Off-Site 프로젝트 관리, 엔지니어링 및 ALARA 지침 등에 대해서 지원을 받는다.

2.3 원자로 압력용기

미국 Big Rock Point, Yankee Rowe, Maine Yankee 및 Trojan과 같은 원전에서는 압력용기 그 자체를 운반용기로서 인증 받아 사용되기 때문에 별도 절단되거나 패키지화할 필요가 없었으나 처분시킬 경우는 열적 또는 기계식 절단이 사용될 수 있다.

2.4 대구경 배관

대구경 배관 절단 시에는 절단하려고 하는 배관의 방사선 준위와 주변의 작업장소에 따라 선택된다. 고 방사선 구역은 신속히 배관을 설치하고, 저 방사선구역은 제염작업자가 원격으로 조작할 수 있는 기술이 일반적으로 적용된다.

2.4.1 배관 회전식 절단기(클램프 배관 절단기)

저렴한 기계식 방식인 배관 회전식 절단기가 대구경 배관절단에 사용될 수 있다. 이 방법은 고 방사선 배관, 원자로 용기 노즐절단 및 상당히 고품질의 절단이 가능하며 표면을 손상시키지 않고 열적 절단방식에서 발생되는 유독가스도 발생시키지 않는다. 또한 설치가 신속하며 절단하는 동안 작업자가 멀리 떨어져서 조작할 수 있으므로 불필요한 방사선 피폭을 방지할 수 있고 사용방법이 쉬워 작업자의 교육훈련이 신속하게 이루어진다.

2.4.2 다이아몬드 와이어 톱

다이아몬드 톱은 접촉해서 작업하는 것이 바람직하지 않은 경우와 배관 회전식 절단기를 설치하기에 공간이 충분하지 않거나 배관 두께가 배관 회전식의 용량을 초과할 경우 및 고 방사선량으로 인해 접촉 작업이 용이하지 않을 때 사용된다.

2.4.3 열적 절단기

손으로 직접 잡고 절단 시에는 플라즈마 절단기를 배관제거에 사용한다. 작업능률은 배관 크기, 좁은 공간 및 고공 작업 등 작업조건에 따라서 변화가 크다.

3. 결론

해체준비가 완료되면 1차계통의 화학제염과 설비의 오염 제거가 선행된다. 전 계통 화학제염이 완료되면 전체 시설을 절단하여 해체하는 작업이 진행되기 때문에 해체비용의 절감 및 작업자 피폭저감화를 위해서는 자체처분 및 제염 등을 통해 해체 폐기물량을 줄여야 한다. 원전 해체를 안전하고 효율적으로 수행하기 위해서 기존에 수행되었던 기술들을 비교 검토하여 우리 실정에 가장 적합하고 효율성과 경제성이 높은 해체기술을 도출하여야 하며 절차서 작성, 공기구 제작 및 분야별로 훈련된 요원을 양성하여 폐로사업을 통해 국가 산업경쟁력에 한수원(주)이 선도 역할을 주도해 나갈 것으로 기대한다.

4. 참고문헌

[1] Decommissioning study of Forsmark NPP, Sweden. R-15-05, June 2013.
[2] Decommissioning study of Oskarshamn NPP, Sweden. R-17-07, June 2013.

방사성 오염부지의 규제해제 및 최종 제염목표를 위한 기준 침적밀도 도출

도태관, 김민준, 권오현, 이진오, 김광표*
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
*kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

2011년 3월 후쿠시마 원전사고가 발생하여 다량의 방사성물질들이 환경으로 방출되었으며, 일본 동북부 지역에 광역의 방사성 오염부지가 발생하였다. 이에 일본 정부에서는 피난민들의 조속한 귀한을 위하여 제염실시구역을 구분하여 활발한 제염작업을 수행하고 있다.

일본 환경성에 따르면 제염특별지역의 경우 피난지시 해제 기준은 연간 20 mSv이며, 장기적인 제염목표는 연간 1 mSv 이하로 오염을 축소하는 것이다. 하지만 상기 기준을 만족하는 오염 부지 내 방사성물질의 구체적인 침적밀도가 도출되지 않았다.

이에 따라 본 연구에서는 원전사고 이후 방사성 오염부지에 대한 규제해제 및 최종 제염목표 기준 침적밀도를 평가하였다. 기준 침적밀도는 사고유래 방사성물질인 Cs-134 및 Cs-137 핵종에 대하여 도출하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

2.1.1 계산 모델

방사성 오염부지에 대한 기준 침적밀도는 체르노빌 원전사고 이후 개발된 식을 사용하여 계산하였다. 체르노빌 평가 모델은 사고 이후 유도된 실험적 자료를 기반으로 하여 도출된 모델로 계산식은 다음과 같다.

$$\dot{E}_t = r(t)\, A_{Cs137} \sum_m \left(\frac{A_m}{A_{Cs137}} \right) \exp(-\lambda_m t)\, e_{m,j} \sum_j f_j(t)\, p_{i,j}$$

위 식의 r(t)는 감쇠함수로 토양 내 방사성 핵종의 수직 이동을 설명하는 함수이며, A_m은 방사성핵종 m의 토양 침적밀도 (kBq/m^2), λ_m은 방사성핵종 m의 붕괴상수 (t^{-1}), $e_{m,j}$ 유효선량률 환산인자 (nSv/h per kBq/m^2), $f_i(t)$는 지역인자로 지역 특성에 따른 선량률 보정을 실시하며, p_{ij}는 i그룹의 j지역에서의 실내외 거주비율이다.

2.1.2 규제해제를 위한 기준 침적밀도 평가

본 연구에서는 사고유래 방사성물질인 Cs-134 및 Cs-137 핵종을 대상으로 일본현지의 피난지시 해제기준인 연간 20 mSv 및 최종 제염목표인 연간 1 mSv에 대한 기준 침적밀도를 계산하였다. 규제해제 및 최종 제염목표를 위한 기준 침적밀도 평가시 방사성 오염부지로 인한 외부피폭을 고려하였으며, 원전 사고 발생 후 시간경과에 따른 기준 침적밀도를 도출하였다.

일본 환경성에서는 후쿠시마 원전사고 초기 Cs-134와 Cs-137 핵종의 침적밀도 비율을 1:1로 제시하였다. 이에 따라 본 연구에서는 사고 초기의 침적밀도 비율을 1:1로 가정하였다. 보수적 평가를 위하여 실외 체류시간이 가장 높은 농부를 피폭대상으로 선정하였다. 일본 원자력연구개발기구에서는 2012년 2월부터 2013년 2월까지 1 년간 방사성 오염부지 내 농업인 단체를 대상으로 실외체류시간을 조사하였으며, 본 연구에서는 상기 통계자료 중 95%에 해당하는 실외체류 시간을 사용하였다. Table 1에 일본 원자력연구개발기구에서 조사한 단체별 실외 체류시간 통계자료를 나타내었다. 일본 원자력연구개발기구의 조사에 의하면, 농업인은 실외에서 50% 실내에서 50% 생활하는 것으로 조사되었다.

Table 1. Outdoor occupancy time of groups

	Outdoor occupancy time of groups (hr)			
	City hall	Construction	Farmer	Old man
AM[1)]	0.86	7.6	6.9	2.0
GM[2)]	0.52	7.1	6.2	1.7
50%	0.80	7.2	6.6	2.0
95%	2.00	11.0	12.0	3.3

1) Arithmetic mean
2) Geometric mean

지역인자 결정을 위해 일본 통계청 자료를 사용하여 일본의 주거형태를 조사하였다. 일본의 주거형태별 점유율은 단독주택(55%), 다세대주택(42%), 연립주택(3%) 순으로 나타났으며, 이 중 주거형태 점유율이 가장 높은 단독주택은 약 90%가 목조건물로 구성하고 있다. 이에 따라 본 연구에서는 일본의 대표적인 주거형태를 목조건물로 선정하였으며, 목조건물에 지역인자를 적용하였다.

2.2 결과 및 고찰

Table 1에 원전사고 발생 후 선량기준을 만족시키는 침적밀도를 시간에 따라 나타내었다. 20 mSv를 만족시키는 침적밀도는 Cs-134의 경우 약 140~900 kBq/m^2, Cs-137의 경우 약 1200~3400 kBq/m^2으로 나타났다. 1 mSv를 만족시키는 침적밀도는 Cs-134의 경우 약 5~45 kBq/m^2, Cs-137의 경우 약 60~170 kBq/m^2로 나타났다.

Table 2. Deposition density satisfying dose criterion at radioactive contaminated areas after Fukushima NPP accident

Time after the accident	Deposition density satisfying 20 mSv (kBq/m^2)		Deposition density satisfying 1 mSv (kBq/m^2)	
	Cs-134	Cs-137	Cs-134	Cs-137
Right after	1048	1048	52	52
1 year	871	1202	44	60
3 years	674	1756	34	88
5 years	475	2296	24	115
7 years	345	3126	17	156
10 years	144	3347	7	167

규제해제와 최종 제염목표를 만족시키기를 위한 Cs-134의 침적밀도는 시간에 따라 감소하였다. 이는 Cs-134의 경우 반감기가 2.06 년으로 시간이 경과함에 따라 감쇄되어 매우 적은 양이 토양 내 존재하기 때문이다. 이와 달리, Cs-137의 침적밀도는 시간에 따라 증가하였다. 시간에 경과함에 따라 비교적 반감기가 긴 Cs-137가 주요 피폭 인자가 된다. 하지만 피폭 방사선량에 대한 Cs-137의 기여도는 방출되는 감마선의 에너지와 방출률 차이로 인하여 Cs-134에 비해 낮다. 따라서 규제해제와 최종 제염목표를 만족시키기 위해서는 Cs-134에 비해 더 높은 침적밀도가 요구되며, 이로 인하여 시간에 따라 규제해제를 위한 Cs-137의 침적밀도가 증가하였다.

규제해제를 위한 기준 침적밀도는 방사성세슘의 방사성붕괴 이외에 날씨로 인한 풍화침식 및 방사성핵종의 토양 내 침투 현상과 같은 환경거동에 의해서도 영향을 받는다. 방사성붕괴만을 고려했을 때 예측되는 기준 침적밀도에 대하여 방사성 붕괴 및 환경적 요인으로 인한 예측되는 기준 침적밀도를 비교한 결과, 규제해제와 최종 제염목표를 만족시키는 침적밀도는 약 20% 증가하는 경향을 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 Cs-134 및 Cs-137 핵종을 대상으로 일본현지의 피난지시 해제기준인 연간 20 mSv 및 최종 제염목표인 연간 1 mSv에 대한 기준 침적밀도를 계산하였다. 본 연구의 결과는 방사성 오염 토양의 안전성을 판단하기 위한 자료로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지기술평가원의 에너지기술개발사업 (No.20141510101630)의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] JAEA. Development of Deterministic Approach to Assess Doses to the public from external exposure in area contaminated by the Fukushima Daiichi NPP accident; 2014.

[2] P. Jacob and I. Likhtarev. Pathway analysis and dose distribution; 1996.

[3] UNSCEAR. Report of the United Scientific Committee on the effects of atomic radiation to the general assembly. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation; VOLUME I Scientific Annex A; 2014.

제염폐액 처리를 위한 플라스마 장치 설계 및 배기체 정화기술

강덕원*, 김승일, 고혁준, 김을기
㈜금화피에스시, 서울특별시 강남구 테헤란로 25길 15-4
*world2is@naver.com

1. 서론

화학공정 산업, 일반 산업뿐만이 아니라 원자력 산업을 포함한 전력산업 전반에 걸쳐 유해성 폐기물의 배출로 인한 환경문제가 심각하게 대두되고 있는 실정이다. 2017년 고리 1호기 해체를 앞두고 원자로 계통 및 주요기기 제염 시 발생되는 제염폐액은 방사능을 함유하고 있는 여러 가지 고형 폐기물과 유기용매를 함유한 제염폐액이 발생하게 형태로 발생된다. 이러한 폐기물은 고도의 처리 기술에 의한 폐기물의 관리기술이 필요하다. 본 논문은 주요 기기 및 계통 제염 시 발생하는 방사성 폐액을 플라스마를 이용하여 분해 처리하는 장치와 처리 시 발생하는 배기체 정화 실험결과를 소개하고자 한다. 원전에서 발생하는 제염폐액의 주성분은 유기산으로서, 옥살산 (Oxalic acid), 구연산 (Citric acid), EDTA (Ethylene Diamine Tetra Acetic acid) 등을 함유하고 있으며 킬레이트 물질은 처분장에서 엄격히 제한되기 때문에 이러한 유기산 폐액의 완전 분해를 위한 처리기술이 요구된다. 본 논문에서 소개하는 플라스마 이용 처리기술은 완벽한 분해 처리 및 제어가 용이하며 고온 환경에서 운전되기 때문에 독성 오염물질로 인한 환경오염 최소화와 뛰어난 감용 효과를 얻을 수 있는 장점을 지니고 있다. 이러한 플라스마 처리공정은 향후 해체 제염 시 발생되는 방사성유기 제염폐액 및 난분해성 폐기물의 처리 시 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 본다.

2. 본론

2.1 플라스마 시스템

2.1.1 개요

고온 플라스마(Thermal plasma)는 주로 아크 방전에 의해 발생시킨 전자, 이온, 중성입자(원자 및 분자)로 구성된 부분 이온화된 기체로, 국소열평형(local thermodynamic equilibrium) 상태를 유지하여 구성입자가 모두 수천에서 수만 도에 이르는 온도를 갖는 고속의 제트 불꽃형태를 이루고 있다. 고온, 고열용량, 고속, 다량의 활성입자를 갖는 고온 플라스마의 특성을 이용하기 때문에 효율적이며 환경면에서 깨끗한 처리기술이다.

2.1.2 플라스마 토치설계

플라스마 처리시스템은 플라즈마 토치, 전원공급계통, 압축공기 계통, 냉각수 계통, 폐액공급 계통 및 기타 설비 등으로 구성된다(Fig. 1 참조). 플라스마 토치는 폐액 분해 처리속도를 6 ℓ/hr를 목표로 30 KW의 전력규모로 설계하였고 플라스마로 부터 받는 열을 신속하게 제거하기 위하여 전도율이 뛰어난 구리로 제작하였다. 토치의 외벽은 냉각수가 순환하는 구조이며, 전체 토치 외부는 SUS재질로 만들었다. 플라스마의 중심부 온도는 10,000℃ 이상이다.

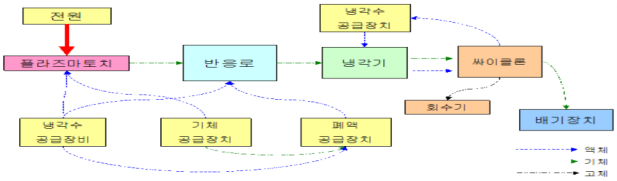


Fig. 1. Flow-Sheet of Plasma Torch System.

2.1.3 전원 공급장치

30 KW급 플라스마 토치를 위한 전원을 설계 제작하였다(Fig. 2 참조). 입력은 3상 380 V를 사용하도록 하였으며, 토치의 정상 작동전압은 400-500 V에서 최고의 효율을 낼 수 있도록 설계하였다. 고전압과 고전류를 사용하기 위하여 안전잠금 장치를 설치하였으며, 전원을 외부에서 원격조절이 가능하도록 별도의 switch box를 제공하도록 하였다.

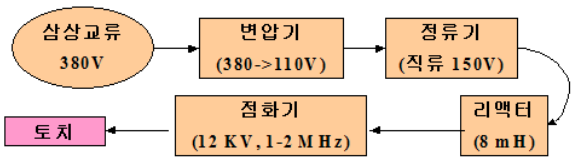


Fig. 2. Power Supply System.

2.1.4 냉각수 공급계통

열교환기에서는 토치의 용량의 대부분인 30 KW 용량의 냉각능력이 필요하며 플라스마 열교환기의 냉각은 수돗물을 직접 사용할 수 있도록 설계하였다.

2.1.5 압축공기 공급계통

Oilless 방식의 공기압축기를 채택하였고, 압축기

후단에 냉각 건조기와 molecular sieve를 추가하여 완벽한 건조가 이루어지도록 하였다(Fig. 3 참조).

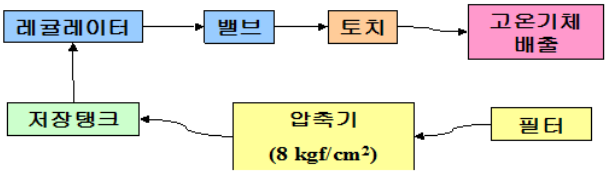


Fig. 3. Compressed Air Supply System.

2.1.6 폐액공급 장치

제염폐액 공급 장치는 폐액 보관용기와 물펌프 및 노즐로 이루어져 있다. 노즐의 손상을 방지하기 위해 노즐의 직경은 1 mm로 설계하였다(Fig. 4 참조).

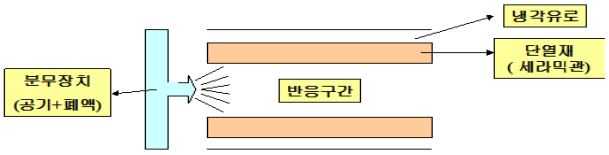


Fig. 4. Waste Water Supply System.

2.1.7 기타

EDTA, Oxalic acid 등이 포함되어 있는 제염폐액이 완전히 분해될 수 있도록 반응 시간을 충분히 늘릴 수 있는 구조로 설계하였다. 반응로 내부는 내화재를 사용해 2,200℃까지 견딜 수 있도록 냉각수 순환구조로 제작하였다(Fig. 5 참조).

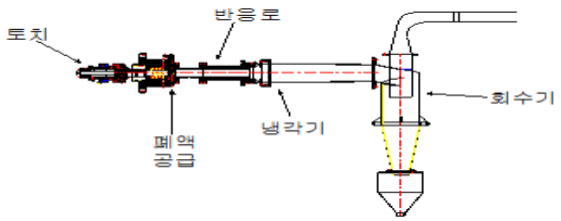


Fig. 5. Lay-out of Plasma Torch System.

2.2 제염폐액의 분해처리 및 배기체 정화

2.2.1 플라스마 방전

토치의 정상적인 작동전압은 400-450 V 이지만, 이 값은 토치의 운전시간과 실험조건에 따라 약간씩 변할 수 있다. 반드시 확인되어야 할 것은 냉각수의 순환과 압축공기의 공급이다.

2.2.2 폐액의 분해

플라스마 외부 온도는 2,000-3000℃이며 30 KW급 토치의 경우, 불꽃의 길이는 30 cm 정도이다. 플라스마의 내부로 분사된 폐액은 플라스마 내에서 급속히 온도가 올라가면서 기화하고 화학적 분해가 진행된다. 노즐에서 미세한 방울의 형태로 분사시켜 빠른 속도로 분해할 수 있도록 하였다.

2.2.3 배기체 여과시험

2.2.3.1 정화장치 구성

전 계통제염, 원전 주요기기 및 SG 수실 제염 시 발생하는 유기산 방사성폐액을 플라스마를 이용하여 분해 처리 시 발생하는 방사성입자를 제거하기 위해 정화설비를 Medium Filter, HEPA Filter 및 Charcoal Filter와 배출팬으로 구성하였다.

2.2.3.2 제염폐액의 특성

Na_2EDTA 0.5%, Oxalic Acid 0.2%, C-5 유기산 0.1%의 모의폐액에 방사성동위원소인 0.313mCi의 Co-60과 0.956mCi의 Cs-137을 첨가해 제조하여 실험을 수행하였다.

2.2.3.3 제염효과

Co의 농도가 Cs 보다는 다소 낮게 나타났으나 필터를 거치고 난 후단에서는 두 핵종 모두 거의 완벽하게 제거되어 환경방출 최대 허용농도 값을 만족시킬 수 있을 정도로 매우 낮게 나타났다.

Table 1. Decontamination Factor of Exhaust Gas Purification System

Nuclide	Activity of Mixed Waste Water (mCi)	Activity of Before Treatment (μCi/cc)	Activity of After Treatment (μCi/cc)	DF	MPCi (mCi/N m^3)
Co-60	0.313mCi	1.76E-1	4.0E-7	>4.4× 10^5	3.0E-6
Cs-137	0.965mCi	2.56E-2	8.0E-8	>3.2× 10^5	5.0E-7

3. 결론

가동 중인 원전 및 고리1호기 해체를 위한 제염 시 다량의 방사성유기제염 폐액이 발생할 것으로 본다. 발생 폐기물량은 처분비와 직결되기 때문에 환경에 영향을 주지 않으면서 처분 대상 물량을 대폭적으로 감용시키기 위한 신 감용기술이 개발되어져야 한다. 최근 들어, 발생 배기체 중에 함유되어 있는 ^3H, ^{14}C 등도 선택적으로 제거할 수 있는 기술이 개발되고 있기 때문에 유기제염폐액의 완전분해, 처리가 가능한 플라스마 처리기술은 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 강덕원 외 5명 "원전 주요기기 화학제염 및 장치개발" 01NR06.2003.08.
[2] 니시무라 외 3명 "원자력시설의 제염기술".

원자력 시설의 해체 규제요건과 해체 활동과의 연계를 위한 인터페이스

박희성*, 박승국, 박국남, 홍윤정, 박장진, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력안전위원회(NSSC)는 건설 중이거나 운영 중인 원자력이용 시설에 대한 해체계획서를 제출하도록 의무화 하고 있다. 해체계획서는 방사선학적 특성, 해체 전략과 방법, 해체 용이성을 위한 설계, 안전성평가, 제염 및 해체 활동, 방사성폐기물관리, 환경영향 평가, 그리고 화재방호 등을 기록하게 되어있다. 원자력 이용시설 해체는 안전이 최우선이기 때문에 해체 사업 수행요건과 기술요건 및 기술기준 들은 법적인 규제 요구조건을 준수해야 한다. 원자력 시설 해체 시 안전성과 관련한 요구사항은 IAEA safety series [1,2]에서 강조하고 있다. 본 논문에서는 원자력 시설 해체 시 해체 규제요건이 해체 설계와 계획, 해체 활동, 그리고 해체 사업에 미치는 영향을 해체 요구사항 관리 시스템이 가지고 있는 기능 중 하나인 추적성을 통하여 설명한다. 또한 법적 해체 규제요건이 해체 시 고려해야 될 방사선 안전관리, 해체활동, 방사성폐기물 처리, 부지복원과의 상호 연계 관계를 소개한다.

2. 본론

2.1 해체 요구사항 관리

원자력이용 시설과 원자력 발전소 해체는 영구정지부터 부지복원까지 다양한 분야 (방사선 안전관리, 방사선 방호관리, 방사성폐기물 관리, 위험관리, 형상관리, 품질관리, 해체 비용평가, 해체 일정평가)의 정보를 관리해야 한다. 원자력 시설의 해체 전 주기 동안 단계별 요구사항을 관리 하기 위해 해체전략(Strategy)과 해체 설계 및 계획(Design & Planning), 제염 및 해체 활동(D&D Activities) 그리고 해체 사업관리(Management) 4개의 GROUP으로 구분하였다. 해체 전략 단계에서는 해체와 관련한 법적 규제와 정책 그리고 다양한 조건들을 수행한다. 이중에서 Fig. 1의 19개의 해체 분야를 안전하게 관리하기 위해서는 법령 규제요건이 가장 먼저 도출되어야 한다. 가장 먼저 해체 설계와 계획 단계에서 도출된 법적 규제요건을 충족시켜야 하며, 제염 및 해체 활동단계에서 필요한 사업수행 요건과 기술요건 및 기준 역시 법적 규제요건을 준수해야 하기 때문이다. 해체 설계 및 계획단계는 연구로 및 원자력시설 특성과 해체 계획, 비용평가, 방사성 폐기물량 평가, 그리고 인허가로 분류된다. 제염 및 해체 활동은 방사선 관리와 제염 및 해체, 폐기물 처리, 그리고 부지복원으로 구분된다. 해체 사업 단계는 조직과 인원, 안전성 (방사선학적 물리 보건과 일반 산업) 및 폐기물로 분류할 수 있다.

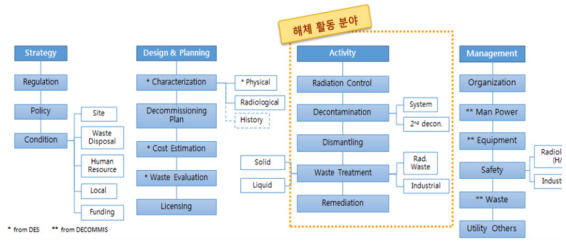


Fig. 1. Group items that should be managed for the requirements during decommissioning a nuclear facility.

2.2 해체 요구사항관리 데이터 구조

체계적인 해체 요구사항을 관리하기 위해서는 요구사항의 종류 (Entity)를 정의해야 하며, 요구사항들 간 연관관계 (relationship)를 정의해야 한다. 해체 GROUP간 연계성은 해체규제요건(Regulatory) → 사업수행요건(Requirements) → 기술요건/기술기준(Technical Requirements/Technical Criteria)의 방향으로 추적 관계를 갖는다. Fig. 2는 해체 규제요건과 해체 사업수행 요건 그리고 기술요건과 기준과의 연관관계를 보여주고 있다. Fig에서 보는 봐와 같이 해체규제요건(원자력 안전법, 시행령, 시행규칙, 원자력 안전위원회 규칙, 고시, 규제기준)은 해체 설계 및 계획, 해체 활동, 그리고 해체 사업에 영향을 미친다. 해체 설계 및 계획은 해체 활동에 필요한 기술요건과 기준을 요구한다. 이와 같이 해체사업에 필요한 요구조건들은 그룹 간 상호 연관되어 있음을 확인할 수 있다.

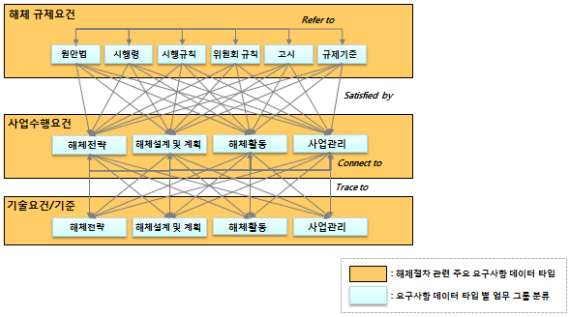


Fig. 2. Relationship between the decommissioning regulatory requirements, the decommissioning project requirements, and the technical requirements/criteria.

2.3 해체 규제요건과 해체활동과의 관계

원자력시설의 해체활동은 방사선관리, 제염 및 절단 활동, 폐기물 처리, 그리고 부지복원 등을 포함하고 있다. 원자력 시설과 구조물을 해체할 때 해체 활동 별로 해체 규제요건과의 관계를 파악하기란 쉽지 않다. 본 시스템에서는 이러한 문제를 해체 요구관리 시스템의 추적 기능을 활용하여 이들의 관계를 보여준다. Fig. 3은 해체활동 시 방사선 안전관리와 해체 활동, 방사성폐기물 처리와 부지 복원과 관련하여 준수해야 할 해체 규제요건과의 관계를 보여주고 있다. 해체 전략 단계에서 반드시 고려해야 할 용이한 해체를 위한 조치는 "원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙 01 제85조 6"을 참고해야 함을 보여주고 있다. 방사성폐기물 자체처분의 절차 및 방법의 경우 "원자력안전법 시행령 (20150101) 제107조 제1항"을 참고하면 된다. 해체 활동 시 부지복원과 관련한 최종부지 상태 보고서를 고려해야 하는데, 이에 대한 법적 규제요건은 "원자력안전법 시행규칙01 제23조4조"를 통해 확인할 수 있다.

3. 결론

해체 요구사항 관리를 위한 데이터 구조 설계에 이어 법적 해체 규제요건과 해체 설계 및 계획, 해체 활동, 그리고 해체 사업 간 인터페이스를 구현하였다. 이로써 원자력 시설을 해체할 때 해체 전략부터 폐기물 처분까지 법적 해체 규제요건이 해체 전 분야에 미치는 영향을 해체 요구관리 시스템의 추적 기능을 통해 바로 확인할 수 있는 계기를 마련하였다. 원자력 시설 해체 요구사항은 법적 해체 규제요건부터 해체 기술기준까지 수직적 관계뿐만 아니라 수평 관계를 갖는 특성을 가지고 있다. 향후 해체 요구사항 관리는 이러한 다중 연계 관계를 식별할 수 있도록 프로그램 할 계획이다.

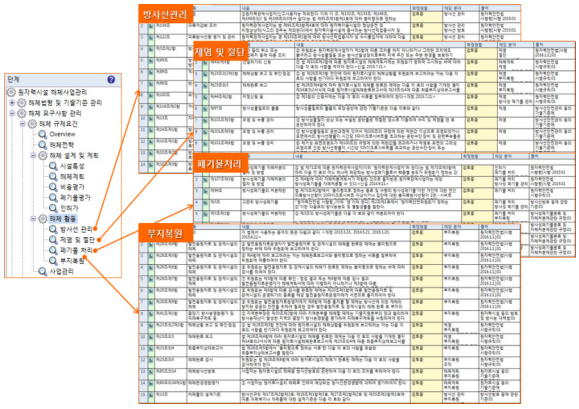


Fig. 3. Relationship between the regulatory requirements and radiation management, D&D, radioactive waste treatment, and site remediation during the decommissioning activities.

4. 참고문헌

[1] IAEA Safety Reports Series No. 36, "Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities", 2004.

[2] IAEA Safety Standards Series No. WS-R-5, "Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material", Safety Requirements, 2006.

원격해체 로봇의 내방사화 설계를 위한 조사선량 평가

강신영*, 현동준, 김근호, 이종환, 김익준, 정관성, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kangsy@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로압력용기와 같은 고방사화된 환경에 놓인 원자력시설을 해체하는 로봇은 일반 로봇과는 다르게 별도의 내방사성을 요구한다. 고방사화된 환경에서 원격로봇의 기능상실이나 오작동을 방지하기 위해서는 로봇의 설계단계부터 내방사화를 고려해야 하며, 이를 위해서는 고방사화된 해체대상에서 방출되는 방사선량을 미리 분석할 필요가 있다.

본 연구에서 원자로압력용기 내장품 중 고방사능에 해당하는 baffle을 이용하여 방사선량을 산출하였다.

2. 본론

2.1 Baffle

원자로압력용기는 핵연료를 장전하여 연쇄 핵반응이 일어나는 장소를 제공하며 방사선 영향과 높은 압력, 온도 및 응력에 견딜 수 있도록 설계되어 있다. 원자로압력용기는 Fig. 1과 같이 (a)원자로 헤드(head), (b)상부 내장품, (c)하부 내장품 및 (d)원자로 용기로 구성되어 있다.

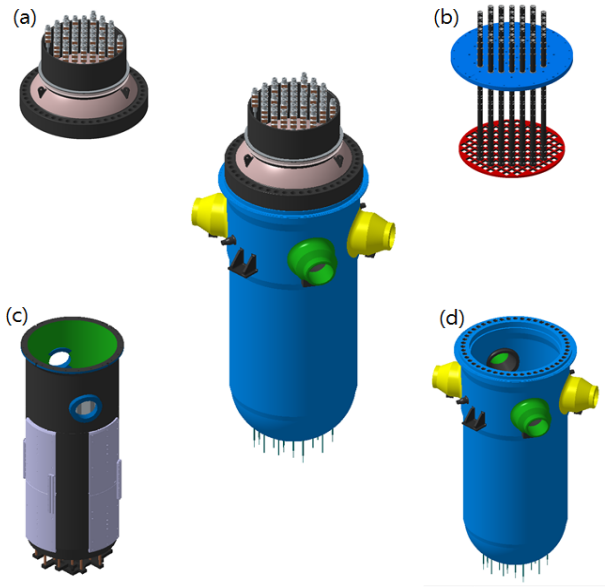


Fig. 1. Configuration of Reactor Pressure Vessel.

Baffle은 하부 내장품(Fig. 1(c)) 중 하나로 연료집합체 주위의 가장 자리 공간을 메우기 위해 사용되며, 원자로압력용기 구조물 중 가장 높은 방사화재고량을 나타낸다. 그러므로 baffle을 해체한다고 가정하고 내방사성을 설정한다면 다른 구조물 해체 시에도 원격해체 로봇을 방사능으로부터 보호할 수 있을 것으로 예상한다.

2.2 Co-60 방사능량

Baffle은 고에너지 방사선 환경에서 노출되어 있어 중성자 조사에 의해 방사화 핵종이 발생한다. 본 연구에서는 여러 방사화 핵종 중 외부 피폭에 주된 원인이 되는 Co-60을 이용하여 조사선량을 계산하였다.

Co-60에 방사능량은 한국원자력안전기술에 보고서를 인용하였다[1]. 이보고서에 따르면 고리1호기에 상업 운전 27주기(2008년) 전체 방사화 재고량을 2.19E+17 Bq/ton이고, baffle은 1.7E+17 Bq/ton으로 전체 방사화재고량에 77.6%을 차지한다. 그리고 전체 방사화재고량 중 Co-60은 1.48E+15 Bq/ton이다. 본 연구에서는 Co-60의 77.6%가 baffle에 있다고 가정하고 계산한 결과 1.15E+15 Bq/ton으로 산출되었다.

2.3 MCNP 프로그램

본 연구에서는 Baffle 주변의 조사선량을 계산하기 위하여 Los Alamos National Laboratory에서 개발된 대표적 몬테칼로 전산코드인 MCNP5 코드(Build 1.40)를 사용하였다[2].

Baffle은 Fig. 2에 좌측과 같은 형태로 가로세로 길이가 2638 cm로 같으며 높이는 360 cm이고 재질은 stainless steel로 되어 있다. MCNP 프로그램을 이용하여 해석하기 위해 모델링은 Fig. 2에 우측그림과 같이 원형 형태로 모델링을 했다. 이는 로봇설계 초기단계에 컨셉을 잡기 위해 빠른 계산이 요구되어 baffle 모양을 원형으로 모델링하였다. 추후 실제모형을 모델링하여 계산할 예정이다.

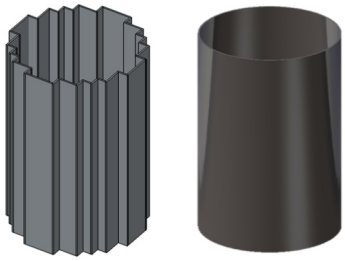


Fig. 2. Baffle modeling.

조사선량 측정 방법은 Fig. 3와 같이 4가지로 나타내었다. Fig. 3(a)는 공기로 차 있는 baffle 내부에 dose point가 위치하며 Fig. 3(c)는 dose point 위치가 Fig. 3(a)과 같지만 baffle이 물속에 있다고 가정하였다. Fig. 3(b)는 공기로 차 있는 baffle 외부에 dose point가 위치하며 Fig. 3(d)은 Fig. 3(b)과 동일한 위치에 dose point가 있으며 Fig. 3(c)과 같이 물속에 있다고 가정하였다. 이는 물과 공기일 때 거리에 따른 조사선량 변화를 확인하고 상황에 따라 로봇이 baffle내부에서 작업을 할 수 있다는 가정 하에 4가지로 분류하여 계산하였다.

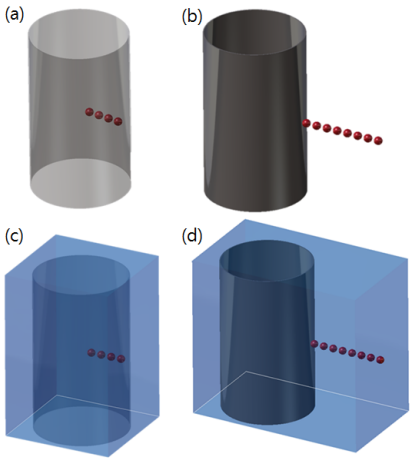


Fig. 3. Measure method of exposure rate.

2.4 계산결과 및 분석

Baffle 주변에 조사선량을 계산한 결과, 물에 의한 방사선 차폐로 인하여 Table 1과 같이 baffle이 수중에 있을 때와 공기 중에 있을 때 방사선량이 크게 차이 나는 것을 알 수 있다. 또한 baffle 내부는 외부보다 거리에 따른 조사선량 감소량이 보다 적음을 알 수 있다. 그리고 동일한 거리에 조사선량을 비교하면 내부가 외부보다 높게 나타나는 것으로 산출되었다. 이는 내부에 위치한 dose point가 동일 거리에 있는 외부에 dose point보다 baffle 형태에 영향을 받아 높게 산출된 것으로 생각된다. 따라서 로봇을 이용하여 Baffle을 해체 할 때 baffle 내부보다 외부에 작업하는 로봇을 위치시키며, 공기보다 물로 가득 차 있는 곳에서 작업하는 것이 로봇에 투사되는 조사선량이 작아지게 할 수 있다. 물론 수중에서 작업하기 위해서는 로봇에 방수 기능이 요구될 것이다.

Table 1. Results of exposure rate

내부			외부		
거리 (cm)	공기 (mR/h)	물 (mR/h)	거리 (cm)	공기 (mR/h)	물 (mR/h)
5	2.58×10^{8}	5.11×10^{7}	1	4.6×10^{7}	3.66×10^{7}
10	1.33×10^{8}	3.26×10^{7}	5	4.05×10^{7}	2.41×10^{7}
20	1.26×10^{8}	1.60×10^{6}	10	3.71×10^{7}	1.59×10^{7}
30	1.21×10^{8}	8.61×10^{6}	20	3.25×10^{7}	7.85×10^{6}
40	1.17×10^{8}	4.78×10^{6}	30	2.96×10^{7}	4.04×10^{6}
50	1.13×10^{8}	2.71×10^{6}	40	2.71×10^{7}	2.11×10^{6}
60	1.11×10^{8}	1.56×10^{6}	60	2.32×10^{7}	5.89×10^{5}
70	1.08×10^{8}	9.14×10^{5}	80	2.06×10^{7}	1.67×10^{5}
80	1.06×10^{8}	5.48×10^{5}	100	1.84×10^{7}	4.76×10^{4}
90	1.05×10^{8}	3.38×10^{5}	140	1.48×10^{7}	3.90×10^{3}
100	1.04×10^{8}	2.19×10^{5}	180	1.22×10^{7}	3.22×10^{2}
110	1.03×10^{8}	1.53×10^{5}	220	1.04×10^{7}	26.6
120	1.03×10^{8}	1.21×10^{5}	260	8.87×10^{6}	2.21
128	1.02×10^{8}	1.12×10^{5}	300	7.67×10^{6}	0.184

3. 결론

본 논문은 원자로압력용기에서 가장 높은 방사화재고량을 가지는 baffle을 이용하여 거리에 따른 조사선량을 계산하였다. 이 결과를 토대로 원격로봇의 내방사화 설계에 활용될 수 있을 것으로 기대된다.
향후 보다 정확한 baffle의 선량 해석 모델을 구축함으로써 로봇의 내방사화 설계에 반영될 조사선량을 산출하고, 이를 반영할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업(NSF-2012M2A8A5025657)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] KINS, Study on the safety evaluation Method development for D&D of Nuclear power plant, KINS/HR-444, 2002.
[2] 김근호, 현동준, 송재훈, 최병선, 정관성, 이종환, 서재석, 문제권, "Origen-S를 이용한 원자로 압력용기 방사화재고량 평가", 한국방사성폐기물학회 2014 추계학술발표회 논문요약집, 427-428, 2014.

해체 부지 잔류오염도 현장 측정시스템 개발

남종수, 홍상범*, 최용석, 유지현, 서범경, 문제권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbhong@kaer.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체 완료 후 부지를 규제해제하기 위해서는 부지의 잔류오염도를 측정하여 잔류방사능 유도농도보다 낮음을 증명하고, 최종부지상태보고서(FSSR)를 제출하여야 한다.

본 연구는 해체 부지의 복원 및 잔류오염도를 신속하기 측정하기 위해서 부지 잔유오염도 현장 측정시스템을 개발하였다. 측정시스템은 부지의 표면 오염분포를 신속하게 측정할 수 있는 Mapping 시스템과 부지의 깊이오염분포를 현장에서 측정할 수 있는 측정시스템으로 구성된다. 해체부지 현장측정시스템은 실시간으로 부지의 오염현황을 조사 평가할 수 있기 때문에 조사비용 및 기간을 상당히 절감할 수 있어 향후 오염된 부지의 복원 및 규제해제를 위한 잔류오염도 조사에 유용하게 활용할 수 있다.

2. 본론

2.1 부지오염도 Mapping 시스템

실시간 측정 시스템은 신속하게 현장에서 방사성 오염을 측정할 수 있기 때문에 조사비용 및 조사기간을 상당히 절감할 수 있어 부지의 잔류오염도 조사에 매우 유용하게 활용되고 있다. 이때 사용되는 검출기 및 지리정보체계(GIS)와 연계하여 위치에 대한 지도화(Mapping) 기술은 지속적으로 발전하고 있으며 다양한 형태의 부지조사장비가 개발되고 있다 [1].

해체 부지의 오염도를 신속하게 측정하기 위해 개발된 부지오염도 Mapping 시스템은 NaI(3×3 inch), GPS 등의 센서와 Digital 신호처리부, 전원공급 장치 및 원거리 자료전송을 위한 통신모듈로 구성된 측정시스템을 제작하였다. 광역부지 조사를 위해 협소한 공간 및 차량접근이 불가능한 지역의 조사를 위한 백팩(backpack) 장비와 차량에 장착할 수 있는 측정시스템을 개발하였다. 백팩 장비는 아래의 Fig. 1과 같이 검출기와 PMT 및 MCA 일체형으로 제작하여 장비의 이동성을 향상시켰으며 검출기는 3″×3″ NaI(Tl)를 이용하였고 측정시스템에서 스펙트럼 및 선량률 정보와 GPS 위치정보를 통합하여 유/무선으로 Data를 전송하도록 시스템을 구성하여 장비의 이동성능을 향상시켰다. 차량장착형 측정시스템은 3개의 3″×3″ NaI(Tl) 검출기를 연결하여 광역 부지를 신속하게 조사할 수 있도록 차량에 장착하여 조사할 수 있는 측정시스템을 개발하였고, D-GPS를 장착하여 위치에 대한 정확도를 50-70 ㎝ 까지 정확성을 향상되었다.

Fig. 1. Site contamination mapping system(backpack and vehicle mount).

개발된 광역부지 조사장비를 이용하여 연구로 해체 부지를 대상으로 성능평가를 수행하였다. 개발된 측정시스템을 이용하여 연구로 해체 부지의 잔류오염도 및 국부오염 조사에 활용하는 경우 개방기준에 따른 검출성능을 확보하기 위하여 검출기의 높이 변화 및 측정속도 변화에 따른 Scan MDC를 평가하였다. 측정조건을 도출하기 위해 잔류방사능 유도농도 (Cs-137, 0.25Bq/g)로 가정하면 검출기 높이는 50 cm 이하 및 조사속도는 5 km/h 이하로 조사하는 것이 적절한 것으로 평가되었다.

2.2 부지 깊이분포 현장측정시스템

현장에서 측정된 스펙트럼의 전에너지흡수 영역(full absorption)과 컴프턴 산란 영역(compton scattering)의 신호특성을 분석하여 부지의 깊이 오염분포를 현장에서 측정하여 평가하는 기술이다. PTV(Peak to valley) 방법을 적용하기 위해서는 주피크, Valley 및 백그라운드 영역에 대한 신호를

이용하게 된다. 방사성물질이 깊이 증가에 따라서 광전흡수에 의한 주에너지 피크는 감소하고, 컴프턴 영역의 증가로 인해 PTV 비율이 깊이에 따라 변하게 된다 [2].

실험실 환경에서 대면적 선원을 이용하여 방사능의 깊이분포가 지수함수 변화하는 경우에 대한 스펙트럼의 신호비율을 평가하였고, 측정결과는 MCNP 모델링을 통해 결과를 검증하였다. 이러한 평가결과를 바탕으로 광역 부지(>100 m 이상)에 대하여 다양한 깊이분포에 따른 PTV 비율(Q=peak count rate/background count rate)와 깊이분포(β=ρ/α, Relaxation mass per unit area)에 대한 상관관계를 도출하여 Fig. 2에 제시하였다.

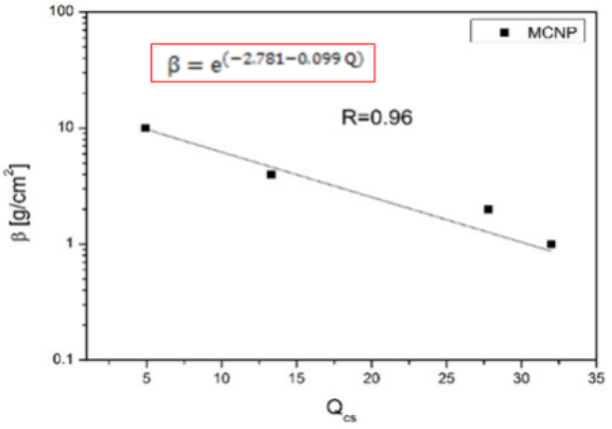


Fig. 2. Correlation between Spectrally derived coefficient Q with depth distribution(β).

토양의 성분변화에 따른 영향을 평가하기 위해 ICRU 53 및 연구로의 토양의 성분에 변화에 대하여 MCNP를 이용하여 평가한 결과 1.2% 이하의 영향을 보여주었다. 또한 토양의 깊이분포에 따른 밀도 변화가 효율변화에 대한 영향을 평가한 결과 깊이분포가(β)가 증가함에 따라 효율은 지수적으로 감소하고, 토양의 밀도가 증가함에 따라 검출효율이 감소하는 경향을 Fig. 3과 같이 보여주어 자체흡수 보정인자를 도출하였다.

이러한 평가결과를 연구로 해체 과정에서 오염된 부지를 복원한 고체폐기물 저장조 주변 부지에 대하여 적용한 결과 깊이 분포의 상대오차 7%이하로 평가되었다. 현장측정기술은 일반적으로 20%이상의 오차를 갖는 것을 고려하면 연구로 부지에 대한 깊이분포 현장 측정결과는 잘 일치함을 확인하였다.

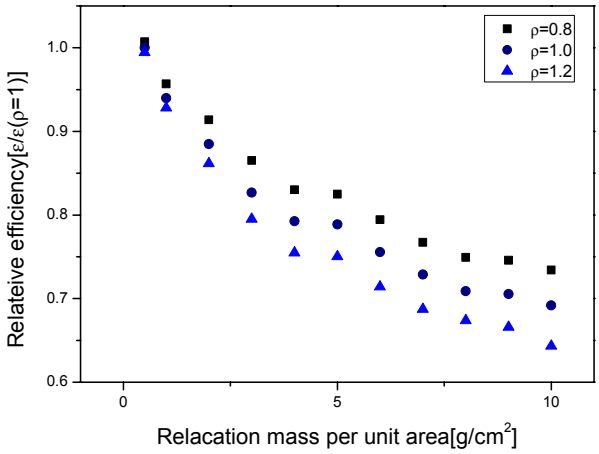


Fig. 3. Detection relative efficiency depending on soil density and depth distribution.

3. 결론

해체 부지의 잔류오염도를 신속하게 측정하기 위하여 부지 오염도 Mapping 시스템을 이용하여 부지의 오염도 분포 및 국부오염(Hot-spot)의 위치를 확인하고 오염 확산에 따른 깊이오염 분포를 현장 측정시스템을 이용하여 평가할 수 있는 측정시스템을 개발하였다. 현장 측정시스템은 부지의 오염특성 조사에 소요되는 비용 및 기간을 상당히 절감할 수 있어 해체 및 오염부지 조사에 매우 유용하게 활용될 것으로 기대된다. 이러한 측정시스템과 공간분석기법을 적용하여 오염특성을 가시화하기 위한 연구가 필요할 것이다.

4. 참고문헌

[1] ITCR, "Real-Time Measurement of Radionuclides in Soil: Technology and Case Studies," The Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, 2006, Washington, DC.

[2] S.B. Hong, J.S. Nam, Y.S. Choi, B.K. Seo, and J.K. Moon, "Application of In Situ Measurement for Site Remediation and Final Status Survey of Decommissioning KRR Site," J. of radiation pretecion and research, vol41(2), 2016.

우라늄으로 오염된 액체 폐기물에서의 과산화우라늄 침전 특성

오맹교[1,2], 이근영[1*], 김광욱[1], 김지민[1], 이일희[1], 정동용[1], 문제권[1], 이창하[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]연세대학교, 서울특별시 서대문구 연세로 50
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

많은 원자력 및 비원자력 산업분야에서 다양한 형태의 우라늄폐기물이 발생하고 있다. 하지만 국내의 경우 이를 처분하는데 있어서 방사성 폐기물 처분장의 공간은 한정 되어있으며, 폐기물을 처분하는데 많은 비용이 발생한다. 또한 우라늄으로 오염된 폐액은 우라늄폐기물의 처리 과정에서 다양한 형태로 발생되는 대표적인 2차 폐기물로써, 폐액에 함유된 우라늄의 농도 또한 다양한 범위를 보이고 이를 환경으로 배출이 가능한 수준으로 효과적으로 분리한다면 전체적으로 보았을 때 우라늄폐기물이 줄어들게 되는 효과를 갖게 된다.

폐액 내 우라늄을 제거하기 위해 여러 가지 방법들이 고려되어 질 수 있는데, 그 중 과산화우라늄(Uranyl peroxide; UO_4) 침전반응은 매우 효율적인 침전기술로 알려져 있다. 우라늄이 녹아있는 용액에 H_2O_2를 과량 주입한 후 pH를 산으로 조절하면, 우라닐 이온이 용해도가 낮은 UO_4의 형태로 침전된다. 이 때 UO_4의 용해도는 pH에 영향을 받게 되며 pH 3-4 구간에서 최저 용해도를 갖는다.

본 연구는 우라늄으로 오염된 액체 폐기물을 대상으로 UO_4의 침전 특성을 평가하였으며, 이를 기반으로 UO_4의 침전효율 및 속도를 향상시키기 위한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험을 위해 2M $NaNO_3$ 용액에 $UO_2(NO_3)_2{\cdot}6H_2O$를 이용하여 우라늄 농도가 1000 ppm-10 ppm이 되도록 용해시켜 모의 폐액을 제조하였다. 만들어진 모의 폐액 40 ml에 30% H_2O_2를 4 ml 첨가 하여 혼합용액 내에서의 H_2O_2 농도를 약 1 M이 되도록 한 후 pH를 3-4로 맞추어 주었다. 용액 조건에 따라서 각각 실험을 진행 하였으며 반응시간에 따른 우라늄의 농도 변화를 관찰하였다. 또한, 우라늄으로 오염된 실제 폐액을 대상으로 침전효율을 평가 한 뒤, 두 실험 간의 차이를 관찰하였다.

우라늄의 농도 분석은 UV spectrophotometer를 이용한 비색분석과 ICP-MS를 이용하였고 침전된 UO_4 입자는 SEM과 EDS를 이용하여 입자의 형상과 성분을 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

Fig. 1은 모의 폐액의 우라늄 초기농도를 1000, 100, 50, 10 ppm으로 설정하고 교반 유무에 따른 우라늄 농도의 변화를 관찰한 결과이다. 우라늄의 초기 농도가 높을수록 빠른 속도로 UO_4 입자가 침전하였고, 폐액의 우라늄 농도가 1 ppm 미만에 쉽게 도달함을 확인하였다. 10 ppm정도의 저 농도에서는 반응 초기에 UO_4 침전이 거의 일어나지 않는 것을 볼 수 있으며, 교반조건에서 정치조건과 비교하여 약 2배 정도 빠른 침전속도를 보였다.

이는 초기농도가 높거나 교반을 시켜 줄 경우 입자간의 충돌횟수를 늘려주어 핵이 생성되고 성장하는 시간을 짧게 줄여주는 것에 기인한다.

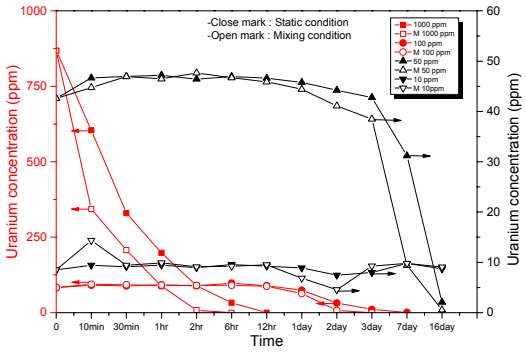


Fig. 1. Variation of residual uranium concentration with different initial concentrations.

실제 폐액의 우라늄 농도는 약 100 ppm 이고, Si, Sb, Fe등의 불순물이 수십 ppm 수준으로 섞여 있는 상태이다. 같은 우라늄 농도를 가진 모의 폐액과 비교하였을 때 UO_4의 침전 속도는 약 2-3배 정도 차이가 나는 것을 확인하였다. 침전된 UO_4입자를 SEM과 EDS를 이용하여 분석하였다.

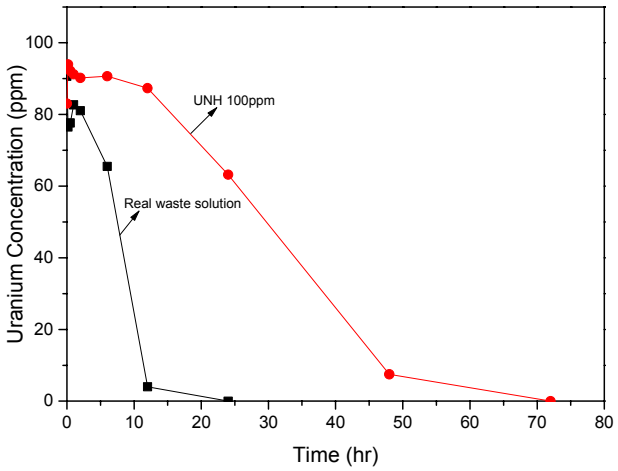


Fig. 2. Variation of residual uranium concentration with different solution conditions.

기존에 알려진 UO_4 입자는 빠르게 침전 될수록 구형의 매우 작은 입자가 형성되는 것으로 알려져 있다. 실제 폐액에서 침전된 UO_4 입자들은 기존에 알려진 UO_4 입자 보다 크고 완전한 구형이 아님을 Fig. 3에서 확인할 수 있었다. 또한 Table 1의 EDS 분석결과를 통해 UO_4 입자가 침전할 때 용액상에 존재하던 불순물인 Si, Fe, Sb등의 원소들이 같이 침전하며, UO_4 입자의 크기와 침전속도에 영향을 주는 것을 확인 할 수 있었다.

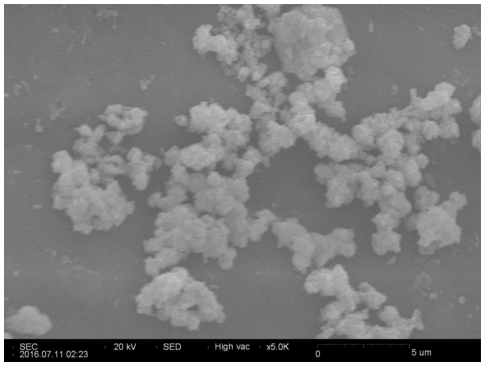


Fig. 3. SEM image of precipitated UO_4 particles from real waste solution.

Table 1. EDS result of UO_4 particle

UO_4 particle	
Element	Atomic wt%
U	43.19
Si	32.05
Fe	4.48
Sb	4.96

3. 결론

UO_4 입자는 선행 연구들을 통해서 입자의 형상과 기본 물성들이 이미 알려져 있다. 하지만 침전속도를 빠르게 하였을 시 그 입자의 크기가 매우 작게 형성되어 고액분리가 어려워지고, 입자크기를 크게 만들기 위해서는 침전시간이 매우 길어진다는 단점을 갖고 있다. 따라서 우라늄으로 오염된 방사성 액체 폐기물로부터 우라늄을 UO_4 입자로 침전 분리하는 방법을 공정에 적용하기 위해서는 합성된 입자의 생성속도와 크기를 동시에 향상시켜야 하는데, 본 연구를 통해서 초기 우라늄 농도와 교반 조건을 조절하는 것이 필요함을 확인하였고, 폐액 내 불순물의 영향 유무를 평가하는 것이 중요함을 확인하였다. 실제 폐액을 대상으로 확인하였듯이 UO_4와 함께 침전하는 원소들이 존재 할 경우, 빠른 시간 내에 UO_4 침전이 가능하게 하여 공정에 적용성을 향상시키는 것으로 사료된다. 더불어 이러한 방법을 적용할 시 우라늄 폐액을 환경배출기준 이하로 처리 할 수 있음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발 중장기 계획 사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K.W. Kim, Y.H. Kim, S.Y. Lee, J.W Lee, K.S. Joe, E.H Lee, J.S. Kim, K.S. Song, and K.C. Song, "Precipitation characteristics of uranyl ions at different pHs depending on the presence of carbonate ions and hydrogen peroxide", Environ. Sci. Technol., 43, 2355-2361 (2009).

[2] 김광욱, 이근우, 양한범, 이일희, 정동용, 최은경, 현준택, 성새롬, "우라닐-과산화수소 용액계 조건에 따른 동적 UO4 침전 거동 특성 변화", 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회, 2011.

[3] 박민성, 이근영, 소지양, 백예지, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, "우라늄 고체폐기물 처리를 위한 용해-침전 단계공정 개발", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, 2013.

CERREX 소프트웨어를 이용한 KRR-1의 해체비용평가

홍윤정*, 박승국, 박희성, 박국남, 최윤동, 박장진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hong814@kaeri.re.kr

1. 서론

연구용 원자로와 같은 원자력시설이 전 세계에 분포함으로 인해 IAEA에서는 특히 연구용원자로의 해체를 중요시하고 있다. 해체의 관심이 증가함에 따라 해체 관련사항에 대한 관심도 두드러지고 있다. 그 중의 하나가 해체비용이다. 해체계획절차의 한 부분으로서 연구용 원자로에 대한 해체 비용평가를 지원하기 위하여 IAEA에서 CERREX(Cost Estimation for Research Reactors in Excel) 소프트웨어가 개발되었다. 해체비용평가의 주목적은 해체사업의 완료성과 해체순서 및 시간의 최적화 그리고 해체에 소용되는 총 비용을 최소화하기 위해 요구되는 비용들을 명시하는 것이다. 비용평가 방법에는 각각 다른 정확도를 가진 3가지의 유형이 있다. (1) 규모에 의한 비용평가: 전반적인 업무 범위가 미확정되고, 구체적인 설계자료 없이 규모를 고려하여 가중치로 평가하는 비용으로, 평가의 정확도는 -30～50%이다. (2) 예산을 위한 비용평가: 업무 범위는 확정 되었으나, 상세한 설계가 시행되지 않고, 흐름도, 배치도 및 기기 자료 등을 기준으로 평가되는 비용으로, 정확도는 -15～+30%이다. (3) 예산확정을 위한 비용평가: 상세한 사업계획이 확정되어 있고, 업무의 범위와 심도가 정립되어 있는 비용으로, 정확도는 -5～+15%이다. 본 논문에서는 CERREX를 이용한 해체비용평가의 방법론과 절차를 소개하고, CERREX를 적용하여 KRR-1(Korea Research Reactor Unit 1, 한국 연구용원자로 1호기)의 해체비용을 평가하고자 한다.

2. 해체비용평가 방법론

해체비용평가 구조는 해체 대상 시설의 계통 및 구조, 도면, 배관 및 시설 운전자료 등 기초자료에 대한 검토가 먼저 이루어 져야 한다. 이를 기초로 하여 해체 시설의 대상물 및 구성요소에 대한 적용기법을 바탕으로 해체작업을 계층구조로 구성하고 비용항목별로 분류 및 그룹화 한다.

2.1 ISDC

ISDC(International Structure for Decommissioning Costing)은 원자력시설의 크기, 계통구성, 구조 및 방사선학적 조건에 상관없이 어떠한 형태에서도 해체사업에서 조사된 모든 유형의 활동들을 다루는 것을 목표로 표준해체활동의 계층적 구조를 제공한다. 일반적인 대표 해체활동들이 11개의 그룹으로 구성되어 있고, 이는 유사한 특성을 가진 활동 및 해체사업의 주요단계를 반영하고 있다. ISDC의 계층적 구조 표현은 다음과 같다.

Level 1	04	Dismantling activities
Level 2	04.0500	Dismantling of main…
Level 3	04.0501	Dismantling of reactor…

Level 1의 두 자리는 주요활동, Level 2의 두 자리는 활동 그룹, Level 3의 두 자리는 대표적인 활동들 의미한다.

ISDC 구조를 기반으로 한 비용평가 방법들에서 독립적인 해체 활동들을 위한 비용들은 일반적으로 ISDC에서 정의된 것과 같이 비용 카테고리에 따라 계산된다. 비용 카테고리는 Fig. 1에 나타낸 것처럼 ISDC의 각 활동과 관련된 기간당 소요인력비, 투자비, 경비 그리고 예비비로 세분화된다.

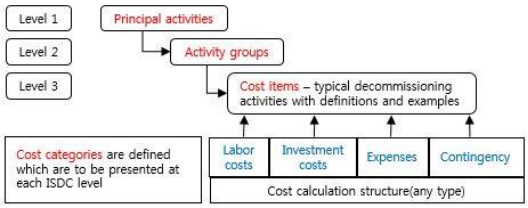


Fig. 1. Hierarchical Structure of the ISDC.

2.2 CERREX 소프트웨어

CERREX의 목표는 ISDC를 기반으로 연구용 원자로의 더 견고한 비용평가를 위한 도구를 제공하는 것이다. CERREX에서 실행되는 비용평가 방법론은 ISDC 사용을 기반으로 한다. 비용평가는 단위인자들을 이용한 parametric 기법으로 계산된다. CERREX 구조는 다음 Fig. 2와 같이 구성된다.

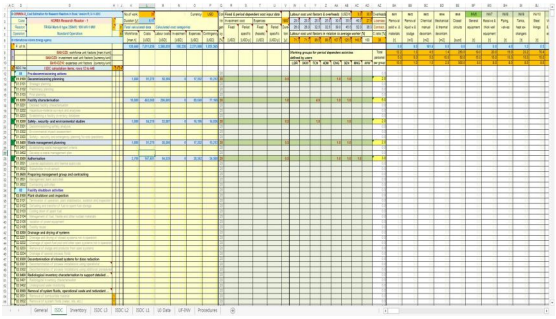


Fig. 2. Spreadsheet of CERREX software.

- 재고량: 재고량 데이터베이스 및 잔류폐기물을 포함한 발생된 폐기물의 일부.
- 3개의 비용 표 : Level 1, 2, 3에 대한 ISDC 구성 방식의 체제를 갖추고 계산된 비용평가 결과. 기간당 소요인력, 총비용, 기간당 소요인력비, 투자비, 경비 및 예비비가 제시됨.
- 절차: 재고량평가항목의 목록 및 폐기물관리절차

2.3 계산 절차

CERREX로 비용평가를 수행하기 위해서는 먼저 KRR-1에 대한 재고량 데이터를 수집 및 분석해야 한다. Inventory database tool 역시 사용자가 다루기 쉽도록 엑셀 프로그램으로 제작되었고 재고량의 물리적 및 방사선학적 특성이 다루어진다. Inventory database 구조는 시설의 건물-층-실 데이터 및 기기의 물리적/방사선학적 변수로 구성되었다. 데이터의 유형은 아래와 같이 나타낸다.

(1) 식별 데이터: 기기명, 시설 구조 및 기술적 계통내의 배분, ISDC관련 번호.
(2) 물리적 재고량 데이터: 무게, 면적, 부피, 기기의 CERREX 카테고리, 기기 및 구조물의 주요 재질.
(3) 유해성 재고량 데이터: 유해성 재질 및 유해성 폐기물이 발생할 가능성.
(4) 방사선학적 재고량 데이터: 내부/외부 오염도, 방사화, 방사선량률, 핵종 방사능 그리고 기준일자.
(5) 계산 데이터: 시간 및 결과로 도출된 폐기물 양에 따른 방사능의 재계산

다음으로 CERREX에서의 해체비용평가 단계는 다음과 같다.

(1) CERREX에서 재고량 데이터베이스의 이행, 즉, 정의된 폐기물 카테고리에 대해 관련된 분배계수의 정의;
(2) 주기적 활동 항목에 대한 입력 변수의 정의 (작업 기간, 작업그룹의 구성, 경비, 투자비);
(3) ISDC 방법론을 반영한 비용평가 변수의 정의 (예, 기간당 소요인력, 단위생산인자, 단위재료비 및 경비 인자, 작업 난이도 인자);
(4) 결과 값 분석.

3. 결론

본 논문에서는 ISDC를 기반으로한 CERREX 소프트웨어를 이용하여 KRR-1 대상으로 해체비용평가가 수행되었다. Table 1은 계산된 해체비용평가의 결과값을 보여준다. 계산된 화폐는 USD이며, 총 해체비용은 대략 $7,800,000 값이 산정되었다. 인건비는 각 작업에 투입된 인력구성을 기반으로, 투자비 및 경비는 해체 카테고리와 관련된 각각에 대한 단위 인자를 기반으로 계산되었고, 예비비는 각 ISDC 항목에 대해 정의된 % 기반으로 계산되었다.

Table 1. Results of cost calculation (단위:$)

Workforce	144,695	**Investment**	13,423
Total costs	7,798,437	**Expenses**	1,711,769
Labor cost	4,217,661	**Contingency**	1,139,179

KRR-1의 해체비용평가를 위하여 먼저 재고량의 수집 및 분석이 이루어졌고, 이를 CERREX에 적용하여 더 견고한 비용평가가 수행되었다. 계산결과 비용은 위에서 언급한 '예산을 위한 비용평가' 범위 내에 포함되며, 이는 차후 다른 연구용 원자로의 예비해체비용평가에 적용이 가능하다는 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, Cost Estimation for Research Reactor Decommissioning, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.4, 1, No. 2013.
[2] AEN, NEA, International Structure for Decommissioning Costing(ISDC) of Nuclear installations, 2012.
[3] IAEA, User's Manual for Costing Software for Research Reactor Decommissioning.

산소분위기에서 고순도 흑연의 가스화 속도론적 해석 및 예측

최윤정*, 양희철, 김형주, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

흑연은 중성자에 잘 견디고 화학적으로 안정하여 원자로 내의 연료봉이나 감속재, 반사체 및 지지체 등 원자력 산업에 다양하게 이용된다. 수명이 다한 흑연 감속로는 운전을 중지하고 해체 과정을 거치게 되며 이때 다량의 방사화된 흑연 폐기물이 발생하게 되는데, 흑연 폐기물은 다양한 방사성 동위원소와 방사성 유해가스의 생성으로 방사능이 높으므로 안전한 처리기술이 필요하다. 방사화 흑연과 같은 탄소폐기물은 가연성이므로 소각이나 열분해와 같은 열처리로 가스화하여 부피를 감소시키는 방법이 유리하다. 따라서 본 연구에서는 원자력산업에서 사용되는 흑연과 같은 등급의 고순도 흑연 분말을 산소 분위기에서 TG로 열중량 분석하여 흑연의 가스화 속도론적 해석과 예측을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

시료는 Alfa Aesar사의 흑연분말 (99.9995%, 325 mesh)을 열중량분석기(TGA, TA Instruments SDT Q600)를 이용하여 P_{O2}=0.02, 0.04, 0.06, 0.08, 0.1 MPa의 각 산소 분압 조건에서 0.5, 1, 2, 4, 8 ℃/min의 속도로 1000℃ 까지 승온시켰다.

2.2. 가스화 속도론 해석

일반적인 고체시료의 열분해 및 산화분해 반응 속도는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{d\alpha}{dt} = k_0 (P_{O2})^n \exp(-\frac{E}{RT}) f(\alpha) \qquad (1)$$

이 식에서 α는 전환율(-), k_0는 반응속도상수($s^{-1}Pa^{-n}$), P_{O2}는 산소분압(Pa), n은 산소분압의 반응차수, f(α)는 열분해 반응 메커니즘에 의존하는 함수이다. 식 (1)을 dT/dt=β를 이용하여 식 (2)와같이 온도의 함수로 정리할 수 있다.

$$\frac{d\alpha}{f(\alpha)} = \frac{K_0}{\beta} (P_{O2})^n \exp(-\frac{E}{RT}) dT \qquad (2)$$

식(2)를 적분 하면 다음과 같다.

$$g(\alpha) = \frac{ZE}{\beta R} p(y) \qquad (3)$$

여기서 g(α)는 식 (3)의 좌변의 적분 결과이며 Z는 $k_0(P_{O2})^n$ 의 적분식이다. p(y)는 식 (3)의 우변의 온도함수의 적분식(Temperature integral)으로 해석적으로 완전한 풀이가 불가능하므로 다양한 근사해가 제시되었고 지금도 논의 되고 있다. 본 연구에서는 Wanjun 등이 제시한 p(y)값에대한 다음의 근사해를 적용하였다[1].

$$-\ln[p(y)] = 0.377739 + 1.894661 \ln y + 1.001450 y \qquad (4)$$

위 식 (4)를 식 (3)에 적용하여 반응 모델을 모르는 상태에서, 식 (5)로 활성화 에너지를 구할 수 있다.

$$E = \frac{-R}{1.001451} (\frac{d\ln(\beta / T^{1.894661})}{d(1/T)} \qquad (5)$$

Fig. 1에 산소분위기에서의 TGA 실험결과를 나타내었다. Fig. 1에서 얻어지는 일정 전환율에 도달하는 온도데이터와 식 (5)을 이용하여 1/T vs. ln(β/$T^{0.1894661}$)의 값을 플롯하여 기울기로부터 α=0.2~0.8의 평균 활성화 에너지를 구하였고 값은 183 KJ/mol이다.

활성화 에너지가 구해지면 Master-plot 방법으로 적절한 반응모델를 도출할 수 있다. (3)식을 이용하여 α=0.5을 기준으로 나타내면 다음의 식 (6)이 된다. 식 (6)에서 $y_{0.5}$=E/($RT_{0.5}$)이다.

$$g(0.5) = \frac{ZE}{\beta R} p(y_{0.5}) \qquad (6)$$

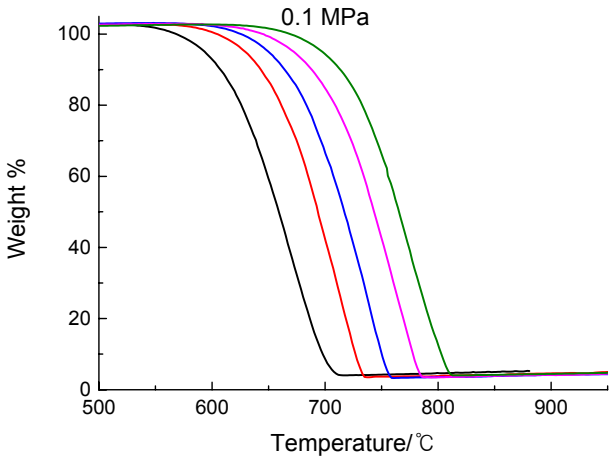


Fig. 1. Weight loss pattern of graphite powder under different heating rates.

식(3)으로부터 주어지는 다음 식 (7)에 의해 여러 가지 반응모델에 대한 적분값 g(α)로부터 이론적 값인 g(α)/g(0.5)를 Fig. 2에 나타내고 실험적으로 구해지는 p(y)/p(0.5)를 비교하였다.

$$\frac{g(\alpha)}{g(0.5)} = \frac{p(y)}{p(y_{0.5})} \qquad (7)$$

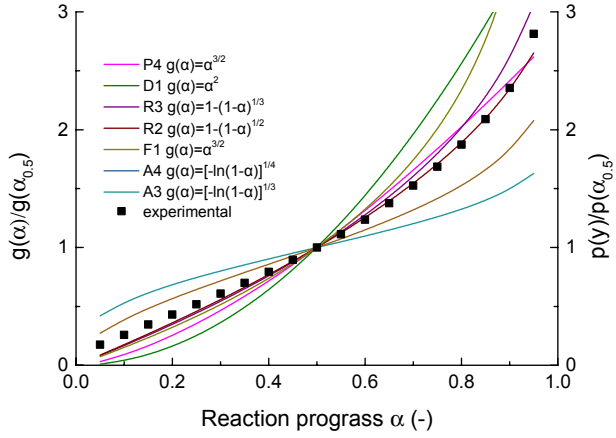


Fig. 2. Master plot for the determination.

Fig. 2를 통하여 g(α)를 결정하고 다음의 식으로 나타내었다.

$$g(\alpha) = 1-(1-\alpha)^{1/2} = k_0 \exp\left(-\frac{E}{RT}\right)(P_{O_2})^n t \qquad (8)$$

활성화 에너지와 g(α)를 구하면 식(9)을 이용하여 Z값을 결정하고, 식(10)으로부터 lnZ vs. $\ln P_{O2}$ 값을 플롯하여(Fig. 2) 기울기와 절편으로부터 n, k를 구하고 반응속도식을 완성할 수 있다. Table 1에 kinetic parameter를 정리하였다.

$$\ln[p(y)] = \ln(\beta) - \ln\frac{ZE}{R} + \ln[g(\alpha)] \qquad (9)$$

$$\ln Z = \ln k_0 - n \ln P_{O2} \qquad (10)$$

완성된 반응식을 이용하여 다음 식 (11) 로부터 각 처리온도에 따른 완전 가스화에 필요한 처리 시간을 예측할 수 있다.

$$t = \frac{1-(1-\alpha)^{1/2}}{k_0 \exp\left(-\frac{E}{RT}\right)(P_{O_2})^n} \qquad (11)$$

Table 1. Determined kinetic parameters

Reaction model	g(α)=1-(1-α)1/2
Activation energy E	183 (kJ mol^{-1})

3. 결론

흑연의 Kinetic analysis를 수행하여 반응식을 완성하고 Kinetic prediction 하였다. 0.01MPa 의 산소조건에서 전체 가스화 되는 시간은 800℃에서 약 8 분, 750℃에서 약 20 분, 700℃에서 약 70 분 걸리는 것으로 예측되었다.

4. 감사의 글

이 논문은 정부 (미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력연구개발사업, No. NRF-2012M2A8A5025658).

5. 참고문헌

[1] W. Tang, Y. Liu, H. Zhang, and C. Wang, "New approximate formula for Arrhenius temperature integral", Thermochimica Acta 408, 39-43 (2003).

[2] H. C. Yang, Y.J. Cho, H. C. Eun, E.H. Kim, and I. T. Kim, "Kinetic study of a thermal dechlorination and oxidation of neodymium oxychloride" Thermochimica Acta 460, 53-59 (2007).

Ca/Mg 혼합 산화물의 CO_2 고압광물화 실험 및 상대적 효율성 비교

이시영*, 양희철, 양인환, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sylee90@kaeri.re.kr

1. 서론

지구 온난화를 막기 위한 CCS(Carbon Capture & Storage) System 개발을 위해 CO_2 광물화 연구가 많이 이루어지고 있다. 이 기술은 원전산업에서 발생하는 방사성 폐기물의 분해 시 발생하는 방사성 탄소(C-14)를 함유하는 CO_2를 처리하는데 이용할 수 있다. 본 연구에서는 초임계 CO_2 조건에서 Ca/Mg 비에 따른 CO_2 광물화 반응의 상대적 효율성을 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 방법

2.1.1 실험시료

실험에서 사용된 호스트광물은 $CaCO_3$와 $MgCO_3$가 주성분인 Mg/Ca 몰비가 0.017, 0.019, 0.037 및 0.922인 4종의 석회석을 분말화한 뒤, 하소한 광물 시료를 사용하였다. Fig. 1에서는 실험에 사용된 최종 호스트 광물의 하소 및 분말화 전 후의 형상을 나타내었다.

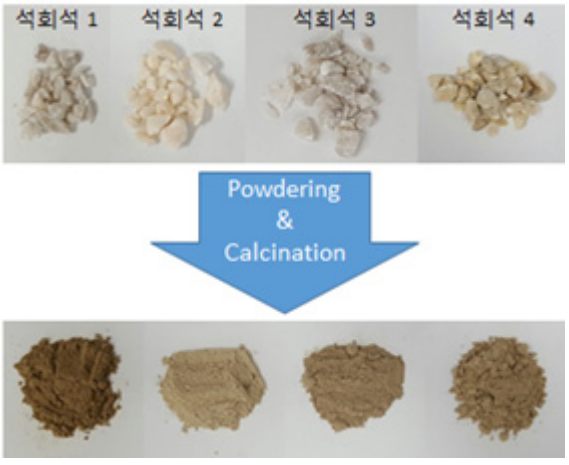


Fig. 1. Forms of the pulverize and calcination process of the minerals.

2.1.2 실험 장치 및 방법

Fig. 2. (a)CO_2 Compression system and (b) reactor of high temperature and high pressure for mineralization.

부피 70 ml의 반응기에 하소된 Ca 0.1 mol의 시료를 채우고 100 bar로 압축된 CO_2를 채웠다. 그리고 373 K로 운전되는 항온 오븐에 각각 2주, 5주 및 10주 동안 보관 후에 각각의 반응기를 개봉하여 호스트 광물의 무게를 측정하였다. 광물화 반응의 결과로 생성되는 호스트 광물 내 $CaCO_3$와 $MgCO_3$등의 조성변화에 대한 XRD 분석과 광물화 반응을 거친 호스트 광물에 대한 열 중량 분석 시험을 통하여 호스트 광물과 CO_2간의 광물화 반응 결과를 비교분석 하였다.

2.2 실험 결과 및 논의

2.2.1 광물화 시험 생성물의 XRD 분석

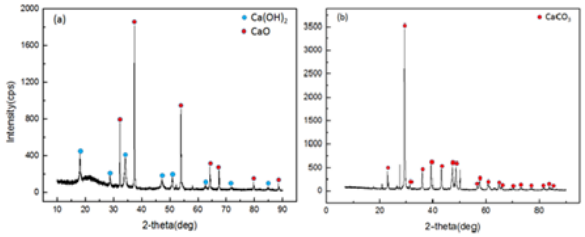


Fig. 3. XRD patterns (a) before and (b) after mineralization reaction of the host minerals(Mg / Ca molar ratio : 0.019).

Mg/Ca 몰비가 각각 0.019, 0.922인 호스트 광물의 XRD 분석결과를 각각 Fig. 3, 4에 도시하였다. 시료에 흡착된 CO_2에 의하여 호스트 광물 시료의 무게가 증가함을 예상할 수 있다. 반응결과는 반응 전, 후 호스트 광물에 대한 XRD 분석결과 비교를 통하여 확인 되었다. Fig. 3(a)에서 보듯이 광물화 반응 전 호스트 광물(Mg/Ca 몰비 0.019)에 대한 XRD 분석결과 $CaO/Ca(OH)_2$가 호스트 광물의 주요 성분임이 확인되며, 동시에 $CaCO_3$에 대한 특성 피크들이 존재하지 않는 것이 확인된다. 그러나 반응 후의 호스트 광물의 XRD 분석결과를 도시한 Fig. 3(b)에서는 전형적인 $CaCO_3$관련 피크들이 확인되고 반면 $CaO/Ca(OH)_2$의 특성 피크들은 감소하여 확인할 수 없었다. 또한 실험에서 호스트 광물로 사용된 나머지 석회석에서도 비슷한 XRD 분석결과 및 피크변화 특성이 확인되었다.

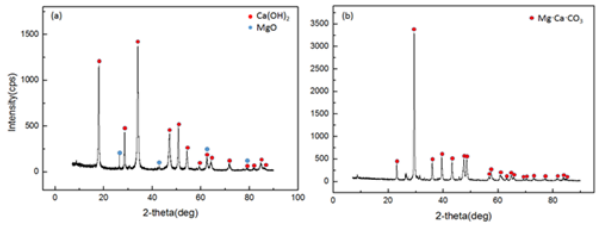


Fig. 4. XRD patterns (a) before and (b) after mineralization reaction of the host minerals(Mg / Ca molar ratio : 0.922).

그러나 호스트 광물(Mg/Ca 몰비 0.922)의 XRD 분석 결과에 따르면 $CaCO_3$뿐만 아니라 $MgCO_3$ 특성 피크가 확인되었다. 이 시료는 나머지 3가지 시료에 비해 약 20배 정도의 MgO 성분을 함유하고 있다. 나머지 3가지 시료는 CaO에 비해 MgO 함량이 매우 작기 때문에 특성피크가 잘 나타나지 않았다. 반면에 Fig. 4에 도시된 반응 전 시료 XRD Patterns은 MgO의 특성피크가 잘 나타났고, 반응 후 XRD Patterns에서 $Mg \cdot Ca \cdot CO_3$ 의 특성피크를 확인할 수 있었다.

2.2.2 광물화 시험 생성물의 질량변화 결과

실험에서 측정된 각 호스트 광물의 단위 질량당 흡착된 CO_2의 질량을 Fig. 5에 나타내었다. Fig에서 호스트 광물의 단위 질량당 흡착된 CO_2의 질량은 반응기내 체류 시간에 따라 점점 증가하는 결과를 나타내었다.

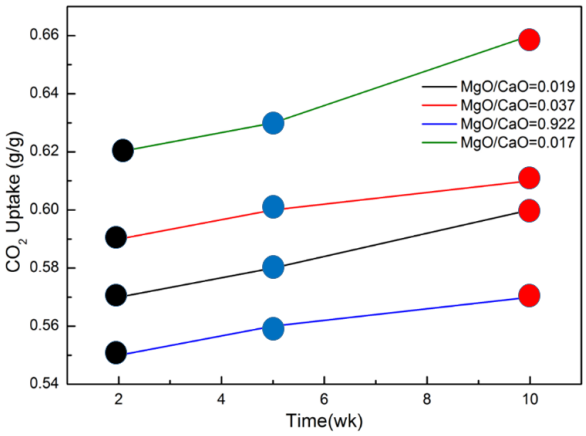


Fig. 5. The amount of CO2 uptake with respect to the reaction time.

이러한 결과는 반응기 내의 CO_2가 CaO와 MgO와 반응을 하면서 CO_2의 압력이 떨어지기 때문에 반응이 완료되기까지 많은 시간이 소요될 것으로 추정된다. 또한 Fig. 5에서 Mg/Ca 몰비 0.017인 시료가 단위 질량당 흡착된 CO_2양이 가장 많은 것으로 나타났다. 여러 물질로 구성된 호스트 광물은 CO_2와 반응성을 갖는 성분 함량에 비례하여 광물화되는 양이 증가한다. 그리고 Mg/Ca 몰비에 따른 고정화율이 CaO의 함유량이 MgO보다 많을수록 CO_2 흡착이 더 잘된다는 것을 확인하였다. 따라서 Mg/Ca 몰비 0.017인 시료가 가장 적합한 호스트 광물로 예측된다.

3. 결론

호스트 광물은 반응기내 체류 시간이 길수록 흡착량이 점점 증가하는 결과를 보였지만, 반응기 내의 CO_2 압력이 떨어지면서 반응이 더뎌 질것으로 추정된다. 그리고 Mg보다 Ca의 반응성이 더 좋아 Ca함유량이 많은 광물일수록 광물화의 효율성이 더 좋을 것으로 추정된다.

4. 참고문헌

[1] V.Romanov, Y.soong, C.Carney, G.Rush, B.Nielsen, and W.O'connor, Mineralization of Carbon Dioxide : Literature Review, 2015

계면활성제의 종류에 따른 Montmorillonite 내 세슘 탈착 특성 분석

김보현[1,2], 박찬우[1], 서범경[1], 문제권[1], 박소진[2], 이근우[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
*kimbh@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체 부지에서 발생하는 오염 토양중 세슘은 토양내 수분에 의해서 전이 및 이온화되어 토양중의 점토성분에 흡착되고, 흡착된 세슘은 지표면 또는 토양 깊이 방향으로 확산되어 일반적으로 토양 깊이 10 cm 정도까지 오염되는 것으로 알려져 있다.

토양은 크기에 따라 모래, 실트 및 점토로 구성되어 있으며, 모래, 실트와 같은 큰 미립자에 오염된 핵종(세슘을 포함한 핵종)은 산 세척과 같은 기존의 방법으로 비교적 용이하게 제거가 가능하다. 그러나 방사성 핵종 중 Cs-137은 다른 방사성 핵종들과는 다르게 높은 흡착 안정성으로 일반적인 토양 폐기물 처리기술로는 제거하기 어려우며, 점토광물의 층간(interlayer)나 frayed edge site에 선택적으로 흡착된다.

점토광물 중 montmorilonite는 2:1형 팽창성 광물로, 팽윤하게 되면 층간에 양이온의 흡착이 가능하기 때문에 높은 세슘 흡착능을 가지는 것으로 알려져 있다.

본 연구에서는 montmorillonite에 오염된 방사성 세슘을 선택적으로 제거하기 위한 탈착제를 선정하기 위해 비이온성, 양이온성, 음이온성 계면활성제에 의한 층간 확장 특성을 비교하였고, 세슘 제거율을 조사하였다. 이 중 높은 세슘 탈착률을 나타낸 양이온계면활성제에 대한 탈착조건을 선정하기 위해서 알킬암모늄의 길이(alkylammonium chain length)에 따른 세슘 탈착 특성을 분석 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

세슘으로 오염된 점토를 제조하기 위하여 Ca-montmorillonite(Cs-MMT)를 20 ㎛ 이하로 분리한 후 세슘 용액에 분산하여 7일 동안 반응하였고, 원심 분리를 통해 분리된 액체 내 세슘의 농도를 유도결합플라즈마 질량 분석기(ICP-MS)를 이용해 분석하였다. 분리된 Cs-MMT는 40℃로 건조시켰다.

세슘으로 오염시킨 montmorillonite를 Dodecyltrimetylammonium bromide (양이온성), Triton X-100 (비이온성), sodium dodecylsulphate (음이온성) 계면활성제 용액과 물, 암모늄이온 용액에 각각 분산시킨 후 80℃에서 24 시간동안 반응하여 원심분리를 통해 고/액 분리하였다. 가장 높은 제거율을 보인 양이온성 계면활성제의 알킬암모늄의 길이에 따른 세슘탈착 특성을 조사하기 위해서 Tetramethylammonium bromide (TMAB), Octyltrimethylammonium bromide (OTAB), Dodecyltrimetylammonium bromide (DTAB), Cetyltrimethylammonium bromide (CTAB), Ammonium 용액을 사용하여 Cs-MMT와 24 시간 동안 반응시킨 후 원심분리를 통해 분리하였다. 용액 내 존재하는 세슘의 양을 ICP-MS를 통해 측정하여 montmorillonite에 잔류하는 세슘의 양을 계산하였다.

2.2 실험결과 및 고찰

Cs-MMT에 비이온성, 양이온성, 음이온성 계면활성제와 물과 암모늄용액을 처리하여 탈착 특성을 비교 분석하였다(Fig. 1).

층간삽입제 없이 물로만 세척할 경우 6%의 세슘만 제되었고, 암모늄 이온만 사용한 경우 10% 미만의 세슘만 제거되어 낮은 세슘 탈착률을 나타내었다. 여러 가지 계면활성제를 점토에 처리 후 세슘 탈착을 평가해 본 결과 양이온 계면활성제인 DTAB에 의한 세슘 탈착률이 90% 이상으로 가장 높은 제거 효율을 나타내었다.

스크리닝 과정에서 높은 탈착률을 나타낸 양이온성 계면활성제의 종류를 선정하기 위해, 알킬그룹의 길이가 다른 다양한 양이온성 계면활성제를 처리하였고 그 중 DTAB가 높은 세슘 제거를 나타내었다.

양이온성 계면활성제(DTAB) 첨가량 및 농도에 따른 세슘 탈착을 평가하기 위해서 20℃와 80℃에서 DTAB의 농도를 50-1000 mg/g clay 까지 첨가하여 분석하였다(Fig. 2). 세슘 탈착률은 DTAB의 농

도가 증가함에 따라 증가하였고, 최대 세슘 제거율은 1000 mg/g clay 조건에서 나타났으며 20℃에서 최대 93%, 80℃에서 최대 97%의 세슘 제거율을 나타냈다.

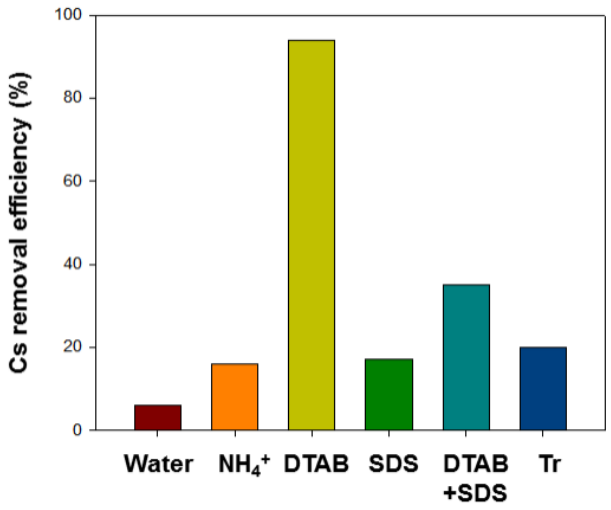


Fig. 1. Cs removal efficiency from Cs-MMT by various types of surfactant at 80℃.

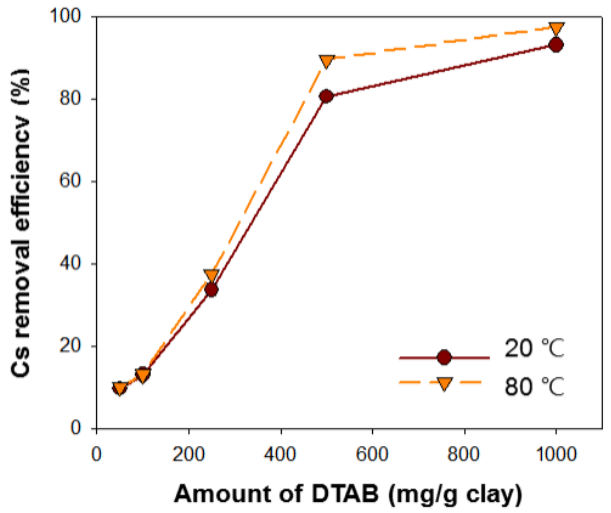


Fig. 2. Cs removal efficiency from Cs-MMT as a function of the added amount of DTAB at 20℃ and 80℃.

3. 결론

Montmorillonite로 부터 세슘을 제거하기 위해서 계면활성제의 종류에 따른 세슘 탈착 특성을 조사하였다. 실험 결과 양이온성 계면활성제에서 가장 높은 탈착량을 보여주었고, 최대 세슘 제거율은 97%로 나타났다. 양이온성 계면활성제의 첨가량이 늘어남에 따라 세슘의 탈착량도 증가되었으며, 세슘탈착은 양이온 계면활성제가 층내로 층간 삽입되면서 흡착된 세슘과의 이온교환에 의한 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 이근우, 박찬우, 양희만, 서범경, "방사성 오염토양의 Cs 탈찰 방안 설정에 관한 연구", 한국방사성폐기물학회 2015 추계학술발표회 논문요약집, 13(3), 275-276, 10.14-16, 2015, 부산.

[2] Yamamoto, T (2012) Radioactivity of fission product and heavy nuclides deposited on soil in Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant accident, Journal of Nuclear science and Technology, 49, 1116-1133.

3D 기반 원전해체 물량평가 프로그램 개발

김정주[1]*, 민병의[2]
[1]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2](주)디디알소프트, 대전광역시 유성구 테크노3로 65
*jeongju1@khnp.co.kr

1. 서론

고리 1호기를 안전하고 경제적으로 해체하기 위해서는 다양한 인자를 고려한 해체계획이 수립되어야 한다. 이러한 해체계획의 수립을 위해서는 영구정지 및 해체 시점에서 예상되는 방사선원항과 해체폐기물량에 대한 정확한 정보의 확보가 필수적이다[1]. 기존의 원전해체 물량평가 방법은 건설 시 투입되었던 시공물량 및 해외 유사노형의 해체물량을 참조하여 수작업 계산에 의해 분석하는 것으로 불확실성이 크다. 이에 본 연구에서는 건설 산업에서 생애주기 전반에 활용하는 BIM(Building Information Modeling)을 이용하여 원전해체 물량평가 프로그램을 개발하였다. 대표원전의 3D 모델링을 통해 해체물량산출 과정을 가시화 하여 신뢰성을 향상시켰고 향후 필요에 따른 확장 및 활용성을 제고하였다.

2. 본론

2.1 해체정보관리시스템(DIMS: Decommissioning Information Management System) [2]

원전 해체물량의 객관성, 정확성 및 다양한 분석을 위한 물량평가 프로그램의 기반기술로 BIM 기술을 채택하였다. BIM 기술은 3차원적으로 설계·시공·운영 데이터를 가공하여 공정과 물량 등을 자동계산할 수 있다. 기존의 2D 도면 기반 물량산출 시스템은 물량 산출시 공간 개념을 완벽히 구현하기 어렵기 때문에 해체 시나리오 또는 방사능 오염도 등 특정 데이터의 변경이 필요할 경우, 수작업으로 물량산출 과정을 다시 거쳐야 하는 문제점이 있다[3]. 이런 복잡한 과정 중 발생할 수 있는 오류 및 노력을 최소화 할 필요가 있고 또한 프로그램의 확장성, 해체사업 참여기관들 간의 협업 환경 제공, 해체 관련 주요 문서의 연계검색, 정보 접근의 편리성 및 다양한 해체 시나리오 창출의 플랫폼 제공 등을 고려하여 해체정보관리시스템(DIMS: Decommissioning Information Management System)을 개발하였다.

이 프로그램은 방사능 오염도가 높은 원자로건물 및 보조건물을 대상으로 건축, 기계, 전기 등의 설계도면을 이용하여 3차원 모델링 및 이들의 형상 DB(DataBase)를 구축하였다[1,4]. 해체물량 산출을 위한 공간 DB의 정확성 및 DB 구축 자동화율을 높이기 위해 구조물의 모델링 도구로서 데스크사의 Revit 소프트웨어를 사용 하였고, 배관 및 기타 시스템의 모델링 도구는 벤트리사의 MicroStation 소프트웨어를 사용 하였다[1,5]. 두 모델링 도구를 이용하여 얻은 결과를 BIM DB에서 통합하는 Multi-CAD 동시 활용 기술을 적용하였다.

DIMS는 3차원 공간 DB를 활용한 원전해체 기반 시스템으로, 건축, 구조물, 계통, 기기, 공간 및 이들의 다양한 조합에 의한 DB 입력을 통해 원하는 정보에 접근할 수 있는 특징이 있다. 따라서 이와 관련된 도면 및 문서, 오염도 등을 연계검색 할 수 있는 기능의 제공이 가능하다[6]. 또한 시설물 분류체계 및 공간 분류체계에 의한 검색, 컴포넌트 ID에 의한 검색 및 P&ID를 이용한 검색 등 다양한 검색 환경을 제공한다.

Fig. 1. DIMS Structure.

2.2 원전 주요계통 3D 설계정보 DB 구축

한수원 자료관리시스템 및 현장 자료실 방문을 통한 설계도면 확보, 구조물의 3D화 평면도(플랜 도면), 단면도, 배관 ISO 도면, 기기 및 설비자료 등을 입수하여 고리 1호기 주요계통 3D 설계정보 DB를 구축하였다 [1].

Table 1. The Number of Design Drawings of Kori Unit 1 for DIMS

분 류	도면 수량	작업 수량
Reactor Building	1,611	1,000
Auxiliary Building	4,034	3,123
Fuel Handling Building	399	300
기타 부대공사 도면	4,608	1,000
K-1 Section	14	14
K-2 Section	13	0
ISO 도면	69	69
GA 및 Plan 도면	9	9
L1-L5	4,291	2,500
합 계	15,048	8,015

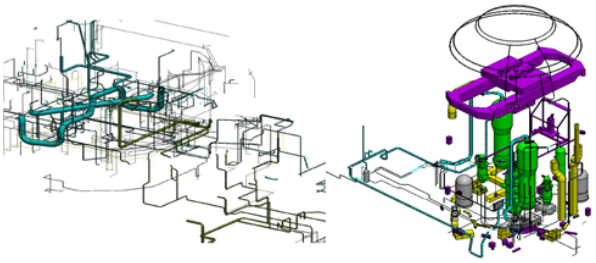


Fig. 2. Digitalize of Instrument and Pipe (example).

2.3 해체물량 평가

선원항 DB를 연동하여 계통별, 구역별 폐기물 등급을 확인할 수 있고, 다양한 유저 인터페이스를 통해 단일 객체 또는 복수의 개체를 선택하여 폐기물등급 및 폐기물량을 확인할 수 있다.

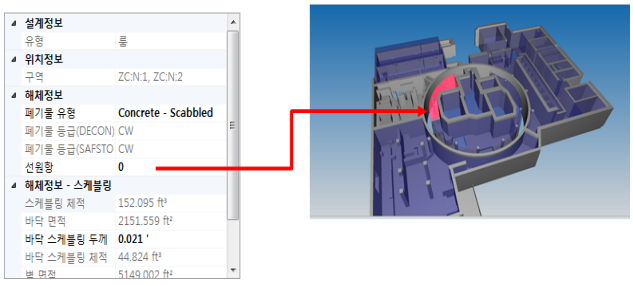


Fig. 3. Decommissioning Waste Quantities (example).

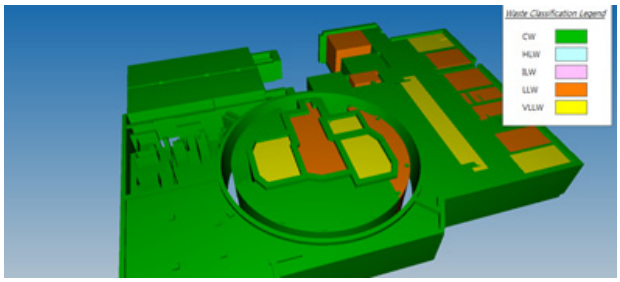


Fig. 4. Waste Classification (example).

3. 결론

3D를 기반으로 개발한 원전해체 물량평가 프로그램은 수작업으로 해체 물량평가를 하던 방법에 비해 물량산출 과정을 가시화 하고 신뢰성을 향상시켰다. 향후 레이저스캐너 등을 이용한 현장 실측을 통해 DB의 신뢰성을 확보하고 제염·절단·운반 등의 해체공정 시뮬레이션 기능 및 비용과의 연계를 통해 실시간 종합 해체공정관리시스템으로 사용할 수 있도록 플랫폼을 확장 시킬 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력㈜, "원전해체 선원항평가 기술개발 보고서(최종보고서)" (2016).

[2] 이동국, 이수희. 민병의, "원전 해체물량의 효율적 분석을 위한 3차원 형상 DB 기반 물량평가 시스템 개발" 한국방사성폐기물학회P0387 (2015).

[3] 한국수력원자력(주), "Decommissioning Cost Analysis for Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant", Final Report (2009).

[4] 한국수력원자력(주), "고리1발전소 최종안전성 분석보고서" (2015).

[5] 한국수력원자력(주), "BIM기술을 이용한 해체폐기물량 평가방안 검토 보고서" (2014).

[6] 한국수력원자력(주), "해체폐기물량 평가프로그램 설계안 보고서" (2014).

고급산화처리법(AOP)을 통한 폐제염제(Oxalic Acid)의 분해특성 평가

김진희*, 이현규, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*kimjinhee33@knu.ac.kr

1. 서론

2011년 후쿠시마 원전사고 이후 원자력시설의 안전성에 대한 세계적인 관심과 우려가 고조되었으며, 노후화 된 원전시설에 대한 해체 필요성이 제기되어왔다. 우리나라 또한 2017년 부로 국내 첫 원자력 발전소인 고리 1호기를 국내 원자력발전 37년 역사상 처음으로 폐로하기로 결정하면서, 제염·해체 시장이 급부상 하게 되었으며 이를 위한 연구가 활발히 진행되고 있다.

제염이란 방사능으로 오염된 인체·장치·실내시설 등에서의 방사성 물질을 제거하는 것을 의미하며, 원자로 해체에 있어서 제염을 위해 물리적 방법, 화학적 방법, 전기화학적 방법 등이 이용되고 있다. 화학적 방법의 경우 다양한 종류의 유기산을 사용하여 원자력 발전소 각종 설비의 내부표면에 형성되어 있는 산화침전물을 제거하고 있으며 가장 일반적으로 CO_2로 분해가 용이한 옥살산을 이용하고 있다. 옥살산을 이용한 화학제염을 통해 발생한 유기폐액의 경우 다양한 금속이온과 착물을 형성하고 있으며 이를 처리하기 위해 고급산화처리법(AOP)을 적용하는 방안이 연구되고 있다[1].

본 연구에서는 금속이온, 특히 철 이온과 착물을 형성하고 있는 옥살산 유기폐액에 대하여 고급산화처리법을 적용하고자 하였으며 그 중 대표적인 예인 UV/H_2O_2, H_2O_2/O_3, UV/O_3 처리법을 이용하여 옥살산의 분해특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에서 처리하고자 하는 유기폐액의 경우 Iron(III) Chloride anhydrous ($FeCl_3$) 2 mM과 oxalic acid dihydrate ($H_2C_2O_4·2H_2O$) 30 mM을 혼합하여 착물을 형성할 수 있도록 제조하였다. 처리법에 있어 공통적으로 사용되는 UV의 경우 11 W 출력의 UV-C (100-280 nm) 자외선을 이용하였으며 UV의 접촉면적을 최대한 넓게 하기 위해 유기폐액의 부피는 800 mL로 설정하였다. UV/H_2O_2 처리의 경우 주입량 변화에 따른 옥살산 분해특성 효율성 비교 실험 결과를 근거로 하여 30 mM의 H_2O_2 를 사용하였으며 자석교반기를 통해 500 rpm의 속도로 교반을 하며 처리를 진행하였다. UV/O_3 처리의 경우 농도 31.6 g/m^{3}의 오존을 2 L/min의 유량으로 주입하였으며 Diffuser를 통해 오존을 산기 시키면서 옥살산을 분해하였다. H_2O_2/O_3 처리법에서는 UV/H_2O_2 와 UV/O_3에서와 동일한 조건으로 H_2O_2 주입량과 오존 농도를 설정하여 진행하였다. 최종 반응시간은 2 시간으로 설정하였으며 각 처리법의 시간에 따른 옥살산 분해특성을 비교하기 위해 동일한 반응시간에서의 시료를 채취한 뒤 옥살산 분해 정도를 분석하였다. 각 시료의 옥살산 분해 정도는 TOC 분석을 통해 평가하였다.

2.2 결과

UV/H_2O_2, H_2O_2/O_3, UV/O_3 처리법에서 시간에 따른 옥살산 잔류농도 및 초기 농도에 대한 제거율을 각각 Table 1, Table 2, Table 3에 나타냈으며 각 처리법에서의 시간에 따른 옥살산 농도 변화 추이를 Fig. 1에 나타냈다. 각 처리방법 별로 2 시간 동안 옥살산을 분해한 결과 UV/O_3 처리방법에서 UV/H_2O_2 및 H_2O_2/O_3 처리방법에 비해 빠른 시간 내에 높은 수준의 제거율을 달성하였다. 최종 잔류 옥살산의 농도 및 제거율을 비교하였을 때 UV/H_2O_2 > UV/O_3 > H_2O_2/O_3 순서로 제거율이 높게 나타났다. UV/O_3 처리방법의 경우 4 시간 반응 후 제거율이 99.47%로 나타났으며, 이는 UV/H_2O_2 방법으로 2 시간 반응에서 나타난 제거율(99.42%)과 비슷한 값을 나타냈다. H_2O_2/O_3 처리방법에서는 30분 반응 후 제거속도가 현저히 줄어드는 결과가 나타났다. H_2O_2/O_3 처리 시 주입한 H_2O_2 및 O_3 주입농도는 UV/H_2O_2 및 UV/O_3 처리방법과 동일하였고, UV만 조사되지 않았는데, 최종 제거율은 27.31%로 UV/H_2O_2 및 UV/O_3 처리방법에 비해 현저히 낮게 나타났다.

Table 1. Concentration of residual oxalic acid and Rate of destruction in UV/H_2O_2 process

Time(min)	C_$(C_2O_4)^{2-}$ [mM]	Rate of destruction (%)
0	30.283	
30	20.533	32.20
60	11.575	61.78
90	3.504	88.43
120	0.176	99.42

Table 2. Concentration of residual oxalic acid and Rate of destruction in H_2O_2/O_3 process

Time(min)	C_$(C_2O_4)^{2-}$ [mM]	Rate of destruction (%)
0	30.426	
30	25.576	16.93
60	25.831	15.10
90	23.971	21.21
120	22.117	27.31

Table 3. Concentration of residual oxalic acid and Rate of destruction in UV/O_3 process

Time(min)	C_$(C_2O_4)^{2-}$ [mM]	Rate of destruction (%)
0	31.052	
30	18.761	39.58
60	11.392	63.31
90	3.276	88.00
120	0.321	98.97
240	0.165	99.47

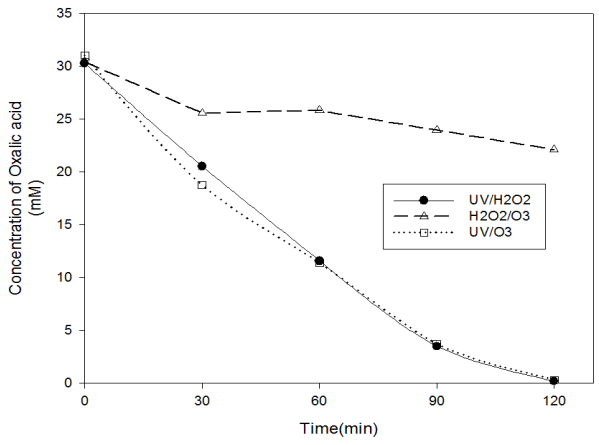


Fig. 1. Destruction of Oxalic acid by several process.

3. 결론

본 연구에서는 원자로 내부 시설을 옥살산을 이용하여 화학적으로 제염할 경우 발생하게 되는 유기폐액에 대하여 고급산화처리법, 특히 UV/H_2O_2, H_2O_2/O_3, UV/O_3 처리법을 적용하여 옥살산 분해특성을 확인하였다. H_2O_2/O_3 및 UV/O_3 처리법을 통해 옥살산을 분해할 시 고농도의 오존이 배출되는 것으로 나타났으며 실제 공정에 적용하기 위해서는 배오존의 처리에 대해 고려를 해야 할 필요가 있다고 판단된다. 실험결과 UV/H_2O_2 및 UV/O_3 처리에 비해 H_2O_2/O_3 처리에서 동일한 H_2O_2, O_3 주입량을 설정했음에도 현저히 낮은 제거율을 나타냈다. UV를 사용할 경우 착물인 ferric oxalate의 chelate를 끊을 수 있는 것으로 예상하는 연구결과[2]를 참고해볼 때 착물을 형성하고 있는 옥살산 폐액을 분해하는데 있어 UV가 큰 영향을 미치고 있는 것으로 예상된다. 이에 따라 화학제염 시 발생하는 유기폐액을 처리하기 위해 UV를 활용하는 것이 바람직하다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 20141510300310).

5. 참고문헌

[1] 하동윤, 조순행, 최영수, 경규석, 김동현, "Oxalic Acid와 Citric Acid의 UV/H_2O_2에 의한 분해특성 조사", 대한환경공학회지, 22(7), 1307-1318(2000).

[2] Zuo. Y, Hoigne. J, "Formation of Hydrogen peroxide and Depletion of Oxalic Acid in Atmospheric water by Photolysis of Iron(III)-Oxalato Complexes", Environ. Sci. Technol., 26, 1014-1022(1992).

선택적 Cs 흡착을 위한 Zinc Ferrocyanide를 사용한 MWCNTs 자성복합체의 제조에 대한 연구

이효정*, 이현규, 최정원, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*pinetree93@knu.ac.kr

1. 서론

방사성의 Cs이온은 반감기가 길고, 용해도와 이동성(186, 209, 261, and 400 g/100 g of water at -20 ˚C for CsCl, $CsHCO_3$, Cs_2CO_3, and CsOH, respectively)이 매우 높아 위험한 물질로 분류된다[1]. 후쿠시마 원전 사고 당시 핵연료의 냉각과정에서 발생된 고염 냉각수에 Cs이온이 상대적으로 많은 양이 용해되어 있어 이를 선택적으로 제거하기 위한 연구들이 지속적으로 진행되고 있다[2].

Cs이온을 선택적으로 흡착하는 물질로 페로시안화금속이 널리 알려져 있는데, 금속의 종류에 따라 Fe<Cu<Zn<Ni<Co 순으로 흡착능이 높다[2]. 하지만 이는 미립자상으로 취급이 어렵고, 낮은 필터링 효율로 인해 적당한 지지체에 페로시안화 금속을 고정시키는 연구가 진전되어 왔다. 또, 사용한 흡착제의 회수를 용이하게 하기 위해서 강자성을 띤 magnetite를 함께 도입하는 방법이 함께 연구되어 왔다[3].

지난 연구에서 magnetite에 다중벽 탄소나노튜브(Multi-Walled Carbon Nano Tube, MWCNTs) 지지체를 고정시키고, 페로시안화아연을 도입하여 합성하였다(ZnFC_m-MWCNTs)[3]. 본 연구에서는 지난 연구의 흡착제 합성방법을 따르되, ZnFC 도입량을 변화시켜 Cs에 대한 흡착능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 흡착제 제조 및 실험

2.1.1 흡착제 제조

100 mg 의 $Fe(acac)_3$ (2,4-pentanedionate, 99%)과 pristine MWCNTs (CNT Co., LTd)을 25 mL의 TREG (Triethylene glycol, 99%)과 혼합하여 Ar기체 하에서 280℃로 1 시간 동안 반응시킨 후, 에탄올과 초순수로 세척한 후 건조시켰다(m-MWCNTs). 이후 m-MWCNT과 $K_4Fe(CN)_6 \cdot H_2O$를 혼합하여 N_2 기체 하에서 3 시간 동안 천천히 교반시키고(25℃, 100 rpm), $ZnCl_2$를 주입하여 N_2 기체 하에서 3 시간 동안 빠르게 교반(25℃, 200 rpm)시켰다(ZnFC_m-MWCNTs). 흡착제 제조 시 사용한 $K_4Fe(CN)_6 \cdot H_2O$와 $ZnCl_2$의 몰비를 아래 Table 1에 나타내었다.

Table 1. The amount of ZnFC for samples

sample	$K_4Fe(CN)_6 \cdot H_2O$ [mol/L]	$ZnCl_2$ [mol/L]
ZnFC_m-MWCNTs-1	0.1	0.3
ZnFC_m-MWCNTs-2	0.2	0.6

2.1.2 흡착제 물성 분석

FT-IR로 m-MWCNTs와 ZnFC_m-MWCNTs-1, ZnFC_m-MWCNTs-2의 분자결합 형태를 각각 분석하였으며, intensity값으로 ZnFC의 도입여부 및 도입량을 비교평가 하였다.

2.2 등온 흡착 실험

ZnFC_m-MWCNTs-1과 ZnFC_m-MWCMTs-2의 Cs이온에 대한 최대흡착량은 회분식 흡착실험으로 평가하였다. 흡착제의 양은 0.1 g으로, 세슘 모의 폐액은 $CsNO_3$ (99%, Sigma Aldrich Chemical)로 1, 5, 10, 15, 20 mM의 농도로 제조하여 각각 50 mL 부피로 실험을 수행하였다. 흡착은 25℃에서 200 rpm으로 24 시간 동안 교반시킨 후, 원심 분리하여 상등액을 필터링(0.2 ㎛ 실린지 필터, Whatman, ∅=25 mm)하였으며, ICP-OES 또는 ICP-MS로 흡착 후 용액 중의 Cs농도를 측정하였다.

2.3 실험결과

FT-IR로 각 sample들의 분자결합 형태를 살펴본 결과를 아래 Fig. 1에 나타내었다. MWCNTs에 magnetite가 도입되었음을 2개의 peak (480 cm^{-1}:Fe^{3+}-O^{2-}, 608 cm^{-1}:Fe^{2+}-O^{2-})에서 확인 할 수 있었고, 흡착제 합성 시 주입한 $K_4Fe(CN)_6 \cdot H_2O$과 $ZnCl_2$의 농도가 높을수록 m-MWCNTs표면에 더 많은 양의 $K_2[Zn^{II}Fe(CN)_6]$가 도입됨을 2100 cm^{-1} peak(C≡N)에서 확인하였다.

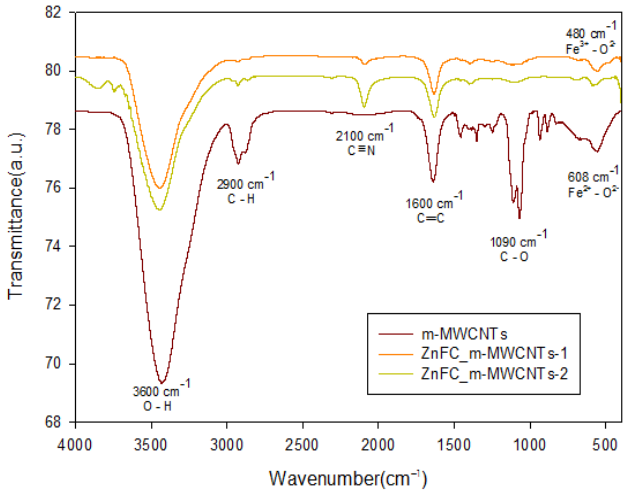


Fig. 1. FT-IR spectra of m-MWCNTs, ZnFC-m-MWCNTs-1, and ZnFC-m-MWCNTs-2.

Cs 이온에 대한 등온 흡착 실험 결과를 아래 Fig. 2와 Table 2에 나타내었다. Langmuir 모델에 적용하였을 때, ZnFC_m-MWCMTs-1의 최대흡착량은 0.8951 mmol/g로, ZnFC_m-MWCNTs-2의 최대흡착량(q_m)은 1.4476 mmol/g로 나타났다.

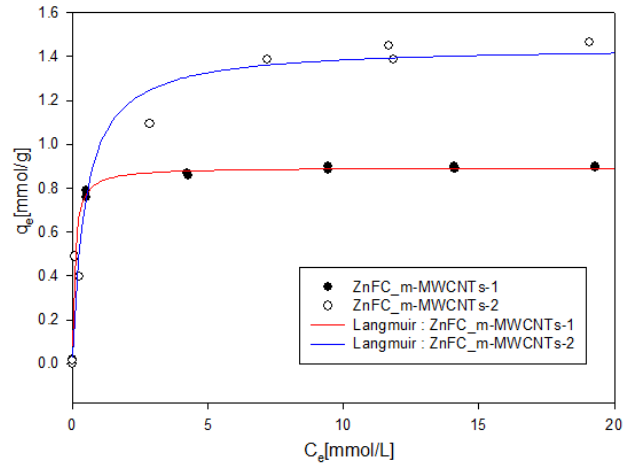


Fig. 2. Langmuir adsorption isotherm of Cs ion on ZnFC-m-MWCNTs-1 and ZnFC-m-MWCNTs-2.

Table 2. Langmuir parameters for adsorption of Cs onto ZnFC-m-MWCNTs-1 and ZnFC-m-MWCNTs-2

adsorbents	Langmuir			
	q_m (mmol/g)	K_L (L/mmol)	R^2	SSE
ZnFC-m-MWCNTs-1	0.8951±0.0045	0.0799±0.0072	0.9989	0.0116
ZnFC-m-MWCNTs-2	1.4476±0.0630	0.4563±0.1443	0.9702	0.1131

3. 결론

본 연구에서는 방사성 폐액 내의 Cs이온을 선택적으로 제거하기 위한 흡착제로 MWCNTs에 magnetite를 도입시킨 후, potassium zinc hexacyanoferrate (II)를 고정시킨 자성복합체를 제조하였다. ZnFC_m-MWCNTs제조 시 $K_4Fe(CN)_6 \cdot H_2O$과 $ZnCl_2$의 농도를 높임으로써 m-MWCNTs 표면에 ZnFC의 도입량을 쉽게 조절할 수 있었다. 한편, Cs에 대한 최대 흡착량은 Langmuir모델에 의한 곡선맞춤 시 ZnFC_m-MWCNTs-2가 1.4266 mmol/g으로 나타나, ZnFC_m-MWCNTs-1보다 약 0.5525 mmol/g 높게 나타났다. 이에 따라 흡착제 합성 시 Cs흡착량을 결정하는 ZnFC의 도입량을 조절하여, Cs에 대한 최대 흡착량을 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단-원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행된 연구임(No.2012M2B2B1055496).

5. 참고문헌

[1] Thanapon Sangvanich et al., "Selective capture of cesium and thallium from natural waters and simulated wastes with copper ferrocyanide functionalized mesoporous silica", Journal of Hazardous Materials, Volume 182, Issues 1-3, Pages 225-231, 15 October (2010).

[2] 이현규, 김동연, 최정원, 오원진, 최상준, "세슘 이온의 선택적 제거를 위한 metal ferrocyanide/MWCNTs 복합체의 제조 및 특성연구", 방사성폐기물 학회지, 227-228 (2015).

[3] H.K. Lee, D.Y. Kim, S.W. Lee, J.H. Kim, W.Z. Oh, and S.J. Choi, "Sorption of cesium ions from aqueous solutions by magnetic multi-walled carbon nanotubes functionalized with zinc hexacyanoferrate", World Academy of science engineering and technology conference proceedings, page 3749, May 26-27 (2016).

이온성 액체를 이용한 세슘 이온의 고-액 추출 연구

조승연*, 최정원, 이현규, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*tmddus2049@knu.ac.kr

1. 서론

이온성 액체는 100℃ 이하에서 액체로 존재하는 염 형태로, 고온에서도 안정적이며 증기압이 0에 가까워 기존의 유기용매의 한계를 극복하는 대체용매로 쓰인다. 또한 유기물과 무기물에 대한 높은 용매화 능력을 가지고 있어[1] 금속이온의 추출에 이용하기 위한 연구들이 수행되고 있다. 하지만 이온성 액체를 이용한 금속 이온의 액-액 추출 시스템은 추출에 직접 참여하는 양보다 불필요하게 많은 양의 이온성 액체가 사용된다. 또한 추출한 금속 이온이 이온성 액체 용매 상에 존재하기 때문에 처분, 관리하는데 어려움이 있다. 본 연구에서는 이온성 액체가 추출에 관여하는 양을 고려한 세슘 추출 실험을 진행하여 고체의 침전물이 형성되는 것을 확인하였으며, 이에 따른 침전물 분석 및 고-액 분리에 대해 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에서 사용한 이온성 액체는 1-ethyl-3-methyl imidazolium bis(trifluoromethyl sulfonyl)imide ([C_2mim][Tf_2N], C-TRI)이다. 추출제는 크라운 에테르계 추출제 Dicyclohexano-18-crown-6 (DCH18C6, Aldrich) 를 사용하였고, 방사성 핵종 모의폐액은 $CsNO_3$ (99%, Aldrich)로 제조하여 사용하였다.

추출방식은 회분식으로 수행하였다. 50 mL 코니칼 튜브(SPL, Korea)에 C_2mimTf_2N과 0.6 mmol의 DCH18C6를 주입하여 용해시킨 후, 30 mM의 세슘 모의폐액을 40 mL 주입하였다. 추출 조건은 25℃에서 250 rpm으로 2 시간 동안 교반하였고, 교반 후 3000 rpm에서 20 분 동안 원심분리하여 상등액을 0.2 μm 실린지 필터(Whatman, nylon filter media, ∅ = 25 mm)로 여과하였다.

추출 전후의 세슘 농도는 유도결합 플라즈마 발광분광계(ICP-OES, Optima 2100 DV, Perkin Elmer)로 분석하였다. 제거율(R, %)은 초기 세슘 농도에 대한 제거된 금속이온 농도의 백분율이며, 분배계수(Distribution ratio, D_M)은 다음과 같다. 여기서 C_i(mg/L)와 C_f(mg/L)는 수용액상의 세슘 이온의 초기농도와 나중농도이다. 일반적으로 분배계수 D_M 값이 10 이상이면 효율적인 추출 시스템으로 볼 수 있다.

$$D_M = \frac{(C_i - C_f)}{C_f} * \frac{volume\ of\ aqueous\ phase}{volume\ of\ IL\ phase} \quad (1)$$

세슘 추출결과 형성된 고체 침전물을 적외선 분광광도계(FT-IR, Frontier, Perkin Elmer), 전계방사형 주사전자현미경(FE-SEM, SU8220, Hitachi)을 이용한 에너지 분산형 분광분석법(SEM-EDS)으로 분석하였다.

2.2 결과

이온성 액체의 몰량을 60 mmol에서 0.6 mmol까지 감소시킨 세슘 추출의 추출효율과 상 분리 양상을 Table 1에 추출제와 세슘, 이온성 액체의 몰비(CE:Cs^+:ILs)와 함께 나타내었다. 그 결과, 이온성 액체의 양을 일정 양까지 감소시켰을 때 고체 침전물이 형성되면서 고체 침전물과 수용상의 2 phase(S-L)로 상이 분리되었다. 하지만 상 분리에 상관없이 추출효율은 크게 감소하지 않았다. C_2mimTf_2N이 60 mmol일 때는 이온성 액체의 유기상과 수용상으로 액-액(L-L) 분리가 되었으며, 6 mmol, 3 mmol일 때는 고체 침전물과 이온성 액체, 수용상의 3 phase(S-L-L)로 분리되었다. C_2mimTf_2N 1.2 mmol, 0.6 mmol에서 침전물과 수용상의 고-액(S-L) 분리 양상이 나타났다.

Table 1. Removal efficiency and distribution coefficients and phase separation of the Cs^+ extraction using 0.6 mmol DCH18C6

Molar ratio of CE:Cs^+:ILs	R_{Cs} (%)	D_M	Phase separation (S-L/S-L-L/L-L)
1:2:100	58.570	231.300	L-L
1:2:10	54.363	15.757	S-L-L
1:2:5	53.538	59.847	S-L-L
1:2:2	45.127	144.218	S-L
1:2:1	42.850	193.391	S-L

C_2mimTf_2N과 DCH18C6을 이용한 세슘 추출은 이온성 액체의 양이온 C_2mim^+과 Cs^+이 양이온 교환을 하여 유기상에서 $Cs{\cdot}Tf_2N{\cdot}$DCH18C6의 착화합물을 형성하는 메커니즘이다[2]. 따라서 소량의 이온성 액체를 이용한 세슘 추출에서 생성된 고체 침전물을 $Cs{\cdot}Tf_2N{\cdot}$DCH18C6로 예상하고 실제 침전물을 분석한 결과와 비교하였다. C_2mimTf_2N 0.2 mL를 이용한 세슘 추출에서 형성된 고체 침전물을 FT-IR과 SEM-EDS를 이용하여 분석한 결과를 Fig. 1과 Fig. 2에 나타내었다. FT-IR을 통해 침전물의 기능기를 분석한 결과, Fig. 1의 스펙트럼과 같이 나타나 침전물이 추출제 DCH18C6와 이온성 액체의 음이온인 Tf_2N^-이 침전물을 구성하고 있음을 알 수 있었다. Fig. 2의 SEM-EDS를 이용한 침전물의 원소 분석 결과, C, O, S, F, Cs 원소의 중량비가 각각 34.15%, 20.28%, 8.92%, 18.37%, 18.28%로 나와 침전물로 예상했던 $Cs{\cdot}Tf_2N{\cdot}$DCH18C6의 C, O, S, F, Cs 원소의 중량비인 35.92%, 21.76%, 8.71%, 15.51%, 18.10%와 거의 같은 비율로 나왔다. 이를 통해 침전물이 $Cs{\cdot}Tf_2N{\cdot}$DCH18C6으로 구성된 것을 확인하였다.

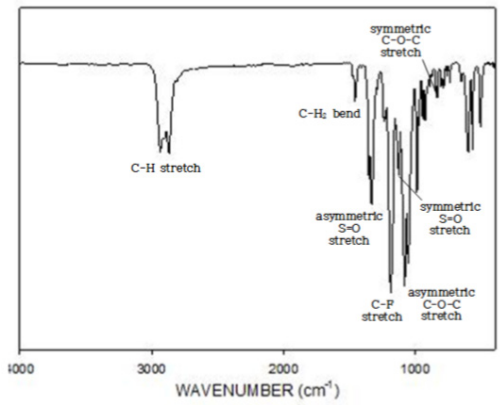


Fig. 1. FT-IR spectrum of precipitate formed after Cs^+ extraction using 0.2 mL C_2mimTf_2N containing 0.6 mmol DCH18C6.

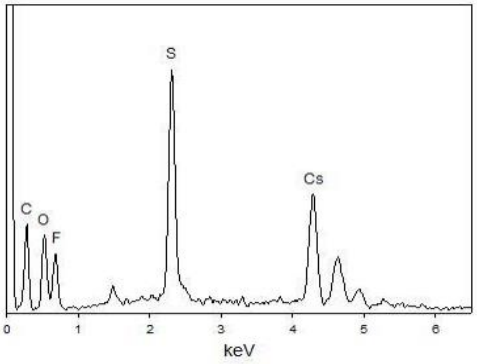


Fig. 2. SEM-EDS spectrum of precipitate formed after Cs^+ extraction using 0.2 mL C_2mimTf_2N containing 0.6 mmol DCH18C6.

3. 결론

본 연구에서는 이온성 액체를 이용한 세슘의 고-액 추출에 관해 연구하였다. 이온성 액체를 일정 양까지 줄였을때 세슘 추출효율은 유지하면서 고체의 침전물이 생성되어 침전물과 수용상의 고-액 분리가 되었다. 이때 생성된 침전물은 $Cs{\cdot}Tf_2N{\cdot}$DCH18C6의 형태로, 이온성 액체가 직접 추출에 참여하여 착화합물을 형성하기 때문에 남은 이온성 액체가 충분하지 못할 때 이 착화합물이 이온성 액체에 용매화되지 못하면서 생기는 것으로 보인다. 고체 침전물의 형성은 추출된 세슘 이온의 폐기물 처분에도 용이하며, 이온성 액체의 양을 줄임으로써 경제적 효과도 볼 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2015년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단-원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행된 연구임 (과제번호: 2012M2B2B1055496).

5. 참고문헌

[1] 이현주, 이제승, 김훈식, "이온성액체의 응용기술 동향", 공업화학, 제 21권 제 2호 (2010).

[2] Dietz.M.L., Dzielawa.J.A, "Ion-exchange as a mode of cation transfer into room-temperature ionic liquids containing crown ethers: implications for the 'greenness' of ionic liquids as diluents in liquid-liquid extraction.", Chem. Commun., 2124-2125 (2001).

PWR 1차 계통 부식산화물 중 크롬산화물의 pH에 따른 산화적 용해 특성

김준현*, 이현규, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*zerofeeling@knu.ac.kr

1. 서론

2017년 고리 1호기의 영구정지가 확정됨으로써 원자력발전소의 제염해체를 위한 제염해체기술의 개발이 시급하다. PWR 1차 계통 표면에 형성되는 부식 산화막의 가장 안쪽 층에는 Cr_2O_3 산화막이 형성된다. 크롬산화물의 제염방법으로는 산화제를 이용하여 3가 크롬산화물(Cr_2O_3)을 6가 크롬이온($HCrO_4^-$ 또는 CrO_4^{2-}) 형태로 산화적 용해시키는 방법이 있다.

일반적으로 크롬산화물을 용해시키기 위해서 과망간산칼륨용액을 산화제로 사용한다[1]. 과망간산(MnO_4^-)은 크롬을 산화시키면서 MnO_2로 환원되기도 하며 자발적으로 MnO_2로 분해되기도 한다. 한편, 산화제염 시 과망간산칼륨 용액을 산화제로 사용하면 칼륨 및 pH조절제가 2차폐기물이 되므로 발생폐기물의 양을 줄이기 위해 $HMnO_4$를 산화제(HP/CORD공정)로 사용할 수 있으며, $HMnO_4$는 산화제 역할뿐만 아니라 무기산을 대신한 pH조절제 역할을 한다.

본 연구에서는 산화제로 $HMnO_4$를 사용하여 크롬의 산화적 용해 시 pH에 따른 크롬산화물의 용해율을 비교 평가하였다. 산화적 용해실험 시 사용한 크롬산화물은 Cr_2O_3 입자를 pellet으로 제조하여 사용하였으며, $HMnO_4$ 용액의 pH는 NaOH로 조절하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Cr_2O_3 pellet은 5 ㎛ 이하 입자크기의 Cr_2O_3분말을 35 MPa 압력으로 압축하여 직경 15 mm, 두께 2 mm의 크기로 만든 후에 1100 ℃에서 4시간 동안 소결하여 제조하였다.

$HMnO_4$를 이용한 크롬산화물의 용해 실험은 산성, 중성, 알칼리 조건에서 진행을 하였으며, 3 mM $HMnO_4$용액을 제조 후 NaOH로 pH를 조절하였으며, $HMnO_4$용액의 초기 pH는 산성(pH 2.54), 중성(pH 7.01), 알칼리성(pH 11.40)으로 3가지 조건으로 제조하였다. 각 초기 pH별 $HMnO_4$용액을 유리반응기에 주입 후 Cr_2O_3 pellet을 넣고 95℃에서 3시간 동안 교반을 하였으며, 반응 시간에 따라 샘플링을 하였다. 이후 샘플을 냉각 시키고, 필터링하여 갈색병에 보관하였다(빛으로 인한 과망간산 분해차단). 용액 중의 수소이온의 농도는 pH meter로 측정하였고, 크롬이온과 망간의 농도는 ICP-OES로 분석하였다. $HMnO_4$를 이용한 Cr_2O_3 pellet 용해 시 자발적으로 환원분해 된 과망간산 이온의 농도는 필터링한 샘플 중의 Mn^{2+}이온농도로 확인하였다.

2.2 실험결과

Cr_2O_3 pellet을 $HMnO_4$용액으로 용해 시 초기 pH별 최종 반응 후 pH변화는 산성조건일 때 pH 2.54에서 pH 2.65로, 중성조건일 때 pH 7.01에서 pH 7.32로, 알칼리조건일 때 pH 11.40에서 pH 11.11로 변하였다. 시간에 따라 용해된 크롬의 농도는 산성조건에서 1.08 mM, 중성조건에서 0.51 mM, 알칼리조건에서 0.32 mM로 나타났으며, 산성조건에서 크롬이 가장 많이 용해되었다(Fig. 1)[2].

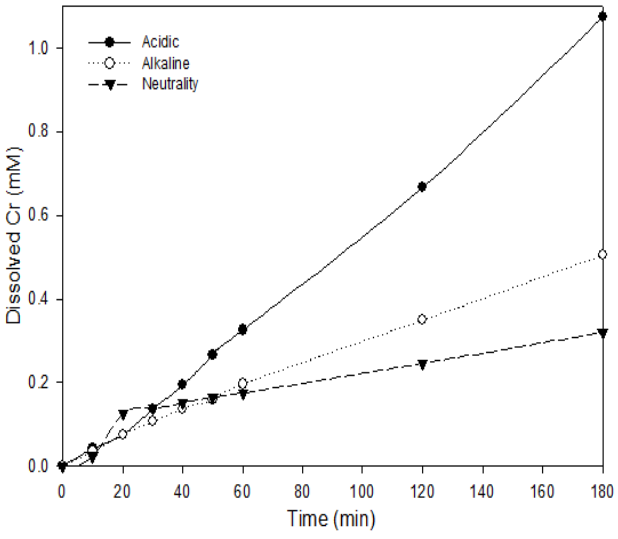


Fig. 1. Dissolved concentration of Chromium ion at different initial pH conditions.

산성조건에서 MnO_2 입자들은 Cr_2O_3 pellet 표면에 생성 및 집적되었으나, 알칼리 조건에서는 pellet 표면에 집적되지 않았다(Fig. 2). 이는 pH에 따른 MnO_2입자와 Cr_2O_3펠렛 표면의 전하 차이에 의한 것이다. MnO_2입자는 알칼리조건에서는 강한 음전하를 띄고, 산성영역에서는 약한 전하를 띄게되며, Cr_2O_3는 알칼리조건에서는 음전하를 띄고, 산성영역에서 양전하를 띄게 되어, 산성조건에서만 MnO_2 입자가 Cr_2O_3 pellet에 집적되게 된다. 이에 따라 산성조건에서는 시간이 지날수록 pellet 표면에 MnO_2 입자들이 집적되는 양이 많아지면서 크롬의 산화반응을 방해하게 된다.

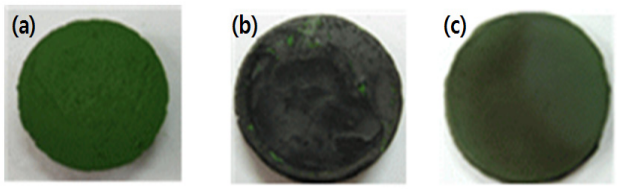


Fig. 2. Pellet (a) before reaction, (b) after acidic reaction and (c) after alkaline reaction.

Cr_2O_3 pellet 용해반응 3 시간 후 자발적으로 환원분해 된 과망간산이온의 분해율은 산성, 중성, 알칼리 조건에서 각각 21.26%, 2.74%, 0%로 나타났다(Fig. 3).

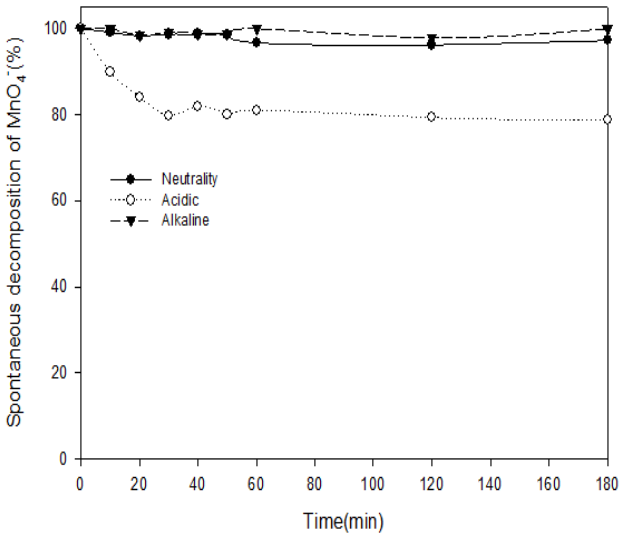


Fig. 3. Spontaneous decomposition of MnO_4^- for each pH condition.

중성 및 알칼리조건에서는 산성조건과 비교하여 크롬 용해량이 낮게 나타났으나, 자발적 환원분해 반응은 거의 일어나지 않는 것으로 확인하였다. 이는 중성조건에서는 과망간산의 자발적 환원분해 반응의 산화환원전위는 음의 값을 가지기 때문이며, 알칼리조건에서는 과망간산이 MnO_2로 환원되지 않기 때문이다[3].

3. 결론

본 연구에서는 PWR 1차 계통 내에 부식산화물의 성분 중 크롬산화물의 pH조건에 따른 산화적 용해 특성을 확인하였다. 산성, 중성, 알칼리조건 중 산성용액에서 크롬산화물의 용해가 가장 잘 되는 것으로 나타났으며, 3 시간 반응 후 용해농도는 알칼리조건과 비교하여 2배 이상으로 나타났다. 이에 따라 $HMnO_4$를 산화제로 이용한 원전 1차 계통 제염 시 크롬용해성능 뿐만 아니라 2차폐기물 발생량을 고려하였을 때, 산성조건에서 제염공정을 운용하는 것이 바람직하다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통산자원부의 재원으로 한국에너지기술평과원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20141510300310).

5. 참고문헌

[1] M.G. Segal and W.J. Williams, Oxidative Dissolution of Chromium(III) Oxide by Potassium Permanganate-Kinetics of Metal Oxide Dissolution, *J. Chem. Soc., Faraday Trans*. 1(82), 3245-3254 (1986).

[2] J. Manjanna and G. Venkateswaran, Effect of Oxidative Pretreatment for the Dissolution of Cr-Substituted Hematites/ Magnetites, *Ind. Eng. Chem. Res* (42), 3053-3063 (2002).

[3] M. C. R. Symons, The Mechanism of Decomposition of Potassium Permanganate in Alkaline Solution and its Bearing on Oxidation by this Reagent, *Journal of the Chemical Society*, 3956-3961 (1953).

고리 1호기 해체 후 부지 재이용을 위한 방사성핵종 선별 및 DCGLs 유도

이선영, 변지향, 이승욱, 안석영*
부산대학교, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길 2
*sahn@pusan.ac.kr

1. 서론

국내에서 처음으로 가동한 상업용 원전 고리 1호기를 2017년 영구 운전정지하고 해체 준비를 하는 시점에 있다. 국내의 경우 연구로 1,2,호기의 해체경험은 있으나 상업용 원전의 해체경험은 전무하다. 원전 해체 후, 부지의 재이용을 위해서 초기 방사성핵종 선별 및 농도 그리고 DCGLs을 구하는 것은 매우 중요한 일이다. 본 연구에서는 해체 후 DandD code와 RESRAD-ONSITE code를 이용하여 방사성핵종에 대한 선별 및 DCGLs을 유도하는 방법에 대해서 미국 사례를 중심으로 고리 1호기에 대해서 적용해 보았다.

2. 방사성 핵종의 선별 및 DCGLs의 계산

2.1 방사성핵종 선별

제염 해체 후 부지 평가를 위해서는 잔존 가능 방사성핵종을 선별하여야 한다. 해체과정에서 원자로 내부의 방사화된 불질의 1차 계통내 오염, 사고 등의 이유로 다양한 종류의 핵종이 발생하게 된다. 일반적으로 해체에 걸리는 기간이 5-10 년 이상이므로 단반감기의 핵종은 무시가 가능하다. 보수적인 평가를 위해 2 년 이상의 장반감기를 가지는 핵종들만 고려하게 된다.

2.2 DandD code를 이용한 제외 핵종 검증

다음으로는 기술배경서와 운영이력조사, ORIGEN code를 이용하여 핵종을 선별하여야한다.
먼저 U.S. NRC에서 원전해체과정 전반에 대해서 서술한 NUREG/CR-3474, 4289, 0130 등을 이용하여 잠재 가능 핵종 리스트를 작성한다 [1-3]. 그리고 잠재 리스트의 핵종들의 총 방사선량을 구하고 각 핵종마다 총 방사선량에 대한 분률[pCi/g]을 계산한다. 이 중 분률이 0.1%미만인 핵종들은 잠재 리스트에서 제외가능하다. 대신 DandD 코드를 이용히야 보수적 시나리오에서 선량평가를 실시하여 제외가능에 대한 검증을 하여야 한다. DandD 코드에서 지원하지 않는 핵종의 경우 섭취 피폭-선량 변환계수를 이용하여 평가하여야 한다. 이렇게 농도 및 선량평가를 하는 이유는 선량에 미미한 영향을 미치는 핵종은 제외하고 주요핵종만 고려하기 위함이다. 또한 그에 따른 검증자료의 확보도 필요하다.

2.3 DCGLs 계산방법

앞서 선별한 주요핵종에 대해 RESRAD-ONSITE를 이용하여 DCGLs을 계산한다. DCGLs 계산은 Eq. (1)을 이용한다.

$$DCGL = \frac{0.1 mSv\ per\ pCi/g}{Calculated\ Peak\ Dose\ (pCi/g)} \quad (1)$$

또한, DCGLs 계산에서 개방기준을 위한 선량기준을 정하여야 한다. 선량은 현재 고시안으로 제시된 무제한 이용 및 제한 재이용의 0.1 mSv/yr 기준을 사용하였다.

3. 결과 및 결론

방법론을 이용하여 KINS-297, 444, 1169, NUREG/CR-3474, 4289, 0130, 의 자료를 이용하여 DandD code 및 RESRAD를 이용하여 DCGLs 유도 및 평가를 해보았다. 그 결과 선별한 핵종은 다음과 같다.

Table 1. Theoretical Selection of a Suite of Radiuclides by NUREGs and ORIGENs

Radiouclides	
H-3	C-14
Ni-59	Ni-63
Co-60	Eu-152
Cl-36	Sr-90
Pu-239	Ag-108m

위의 핵종들을 이용해 부지의 무제한적 재이용을 위한 주민선량 시나리오와 제한적 재이용을 위한 종사자선량 시나리오를 비교해보았다. 계산한 DCGLs은 Table 2와 Table 3에 표시하였다.
두 가지 시나리오의 Peak dose 및 DCGLs을 비

교해보면 상대적으로 종사자선량 시나리오에서 더 높은 DCGLs값이 유도된다. 그 이유는 24 시간 거주하는 형태인 거주자 시나리오와 달리 8 시간 내 근무의 형태로 재이용되기 때문이다.

고리1호기의 해체중이나 해체 후에도 고리2-4호기 및 신고리 등 인접 원전이 가동되고 있고 부지 개방기준 0.1mSv/yr의 기준을 맞추기 위해서 무제한 재이용에 따른 주민선량 시나리오는 더 많은 제염을 요구하므로 비용이 상승하게 된다. 따라서 고리1호기는 종사자 선량 시나리오를 이용한 재사용 계획이 현재 인접 원전 운영등을 고려할 때 적합한 것으로 사료되고 그에 따른 DCGLs 유도가 적합하다. 해체경험이 없기 때문에 보수적인 평가를 위해 사용한 Data는 원자로내부의 방사성핵종 및 농도이며 ^{60}Co의 경우 두 시나리오에서 주요핵종이며 최대한 낮은 농도까지 제염이 필요하다.

2017년부터 고리1호기는 운전 중지 및 해체가 시작된다. 앞서 NUREG문서의 방법론을 바탕으로 보수적인 평가를 위해 원자로 내부의 높은 선량을 가지는 자료를 이용하여 평가를 해보았다. 실제 해체시에는 가장 높은 선량을 띄는 예상 부지의 샘플을 직접 채취하여 평가하여 방사선량을 정량화하여 DCGLs 계산에 사용하여야 할 것이다.

Table 2. Peak Dose and DCGL about Kori Unit 1 for Farmer Scenario

Nuclide	Percent Total	Peak of mean dose (mSv/yr per pCi/g)	DCGL (pCi/g)	Fractions
H-3	2.89×10^{-2}	1.71×10^{-5}	5.85×10^{3}	0.0000
C-14	7.52×10^{-2}	8.78×10^{-3}	1.14×10	0.0025
Cl-36	1.55×10^{-3}	3.57×10^{-4}	2.80×10^{2}	0.0001
Co-60	4.18×10	3.31×10^{0}	3.02×10^{-2}	0.9948
Ni-59	3.60×10^{-1}	2.34×10^{-5}	4.27×10^{3}	0.0000
Ni-63	4.97×10	7.65×10^{-3}	1.31×10	0.0023
Sr-90	3.28×10^{-3}	5.36×10^{-4}	1.87×10^{2}	0.0002
Ag-108m	2.65×10^{-4}	5.03×10^{-6}	1.99×10^{4}	0.0000
Eu-152	6.52×10^{-4}	2.17×10^{-5}	4.61×10^{3}	0.0000
Pu-239	2.79×10^{-5}	1.75×10^{-7}	5.71×10^{5}	0.0000

Table 3. Peak Dose and DCGL about Kori Unit 1 for Worker Scenario

Nuclide	Percent Total	Peak of the mean dose (mSv/yr per pCi/g)	DCGL (pCi/g)	Fractions
H-3	2.89×10^{-2}	1.21×10^{-7}	8.26×10^{5}	0.000
C-14	7.52×10^{-2}	1.41×10^{-8}	7.09×10^{6}	0.000
Cl-36	1.55×10^{-3}	1.37×10^{-9}	7.30×10^{7}	0.000
Co-60	4.18×10	2.64×10^{0}	3.79×10^{-2}	1.000
Ni-59	3.60×10^{-1}	3.31×10^{-8}	3.02×10^{6}	0.000
Ni-63	4.97×10	1.08×10^{-5}	9.26×10^{3}	0.000
Sr-90	3.28×10^{-3}	7.45×10^{-7}	1.34×10^{5}	0.000
Ag-108m	2.65×10^{-4}	5.01×10^{-7}	2.00×10^{5}	0.000
Eu-152	6.52×10^{-4}	1.89×10^{-5}	5.29×10^{3}	0.000
Pu-239	2.79×10^{-5}	5.53×10^{-8}	1.81×10^{6}	0.000

4. 감사의 글

본 연구는 한국 원자력 안전재단의 원자력안전연구 No.1305009-0214-HD130의 지원과 한국연구재단 원자력 연구개발사업 2012M2B2B10055의 지원으로 수행한 연구과제 입니다.

5. 참고문헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Long-Lived Activation Products in Reactor Materials", NUREG/CR-3474 (1984).

[2] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Residual Radionuclide Contamination Within and Around Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-4289 (1986).

[3] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Technology, Safety and Cost of Decommissioning", NUREG-0130 (1978).

[4] KINS/HR-1169, "대형 해체부지 재이용 및 대량 해체 폐기물 재활용 기준 및 검증지침 개발", 한국원자력안전기술원, 7, (2012).

[5] KINS/HR-297, "방사성폐기물 규제기술개발", 한국원자력안전기술원, 402-407,536, (2005).

[6] KINS/HR-444, 원자력발전소 제염해체 안정성 평가 방법 개발, 한국원자력안전기술원, 31, (2002).

광역의 세슘 오염토양 잔류방사능 측정을 위한 대면적 PVT 검출기와 Deconvolution 알고리즘을 적용한 연속식 측정시스템 개발

서민우*, 송정호, 오정민, 김성렬, 강상원
㈜오르비텍, 서울특별시 금천구 범안로 1130
*seominwoo7@orbitech.co.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고로 인해 원전 주변의 광역 부지 토양에 세슘(Cs) 핵종 등이 오염되어 일반 주민의 거주가 곤란한 실정이며, 일반 주민의 거주를 허용하기 위한 환경 복원이 필요하다. 이를 위해서는 대용량 오염토양을 신속하게 측정, 분리, 제염, 처분 또는 환경복원하는 상용화 기술이 요구되고 있다. 이러한 이유로, 광역 오염토양의 잔류방사능을 측정하기 위하여 개발한 측정시스템은 대면적 PVT 섬광체, 광전자증배관, MCA를 포함한 일체형 전자회로모듈로 구성되며, 검출센서로부터 측정한 에너지스펙트럼의 에너지분해능, 최소검출방사능, 불확도를 향상시키기 위하여 Deconvolution 알고리즘을 적용하였다.

본 연구에서 개발한 측정시스템은 감마교정선원을 이용한 실험과 MCNP 전산코드 계산에 의해서 검출기에 입사하는 감마에너지별 고유검출응답을 도출하고, 이를 MATLAB 수학적인 전산프로그램을 이용하여 Direct matrix-inversion method에 적용하여 Deconvoultion 알고리즘을 구현하였다. 추가적으로, 잔류방사능 측정시스템에서 측정한 에너지스펙트럼, 방사능 측정 값, 측정시간, 알람표시, 토양 이송속도 및 밀도 보상을 표시 및 제어하기 위한 통합 소프트웨어를 LabView 프로그래밍을 이용하여 개발하였다.

2. 본론

2.1 구성

본 연구에서 개발한 오염토양의 잔류 방사능측정시스템은 Fig. 1과 같이 100 cm(길이) × 50 cm(폭) × 5 cm(높이) 대면적 PVT 플라스틱 섬광체, 광전자증배관(PMT), MCA를 포함한 일체형 전자회로모듈 및 자연방사선 영향을 최소화하기 위한 납차폐체 등으로 구성한 검출부와 검출부에서 측정한 에너지스펙트럼을 Deconvolution 알고리즘적용 및 구현하고, 오염토양의 방사능농도, 측정시간, 알람표시, 오염 토양을 이송하는 컨베이어시스템에서 출력되는 토양 이송속도와 밀도를 보상하는 제어·표시부로 구성된다.

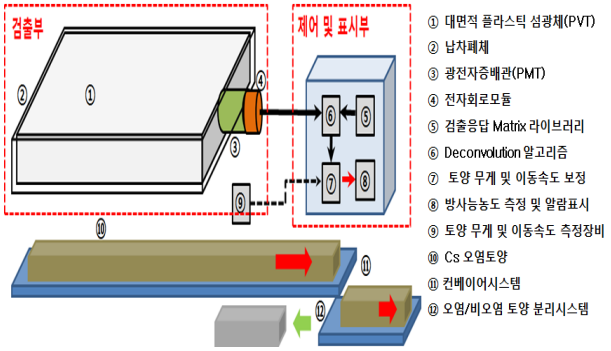


Fig. 1. Block diagram of Radiation Measurement System.

2.2 설계

본 연구에서 개발한 측정시스템의 검출센서는 대면적 PVT 플라스틱 섬광체이며, 이는 대면적 또는 개발자가 원하는 기하학적인 구조로 제작가능하고, NaI(Tl) 섬광검출센서와 반도체 검출센서의 여타 다른 검출센서에 비해 가격도 저렴하며, 측정하고자 하는 현장의 온도 변화에 따라 측정 값의 영향이 미미하다는 장점은 있다. 하지만 플라스틱 검출센서로부터 측정한 에너지스펙트럼은 광전피크가 나타나지 않으며, 에너지분해능이 나빠서 핵종판별이 어렵다는 단점이 있다. 이러한 단점을 보완하기 위하여, 본 연구에서는 대면적 PVT 플라스틱 검출센서에서 측정한 에너지스펙트럼에 Deconvolution 알고리즘을 적용하였다.

본 측정시스템에 적용한 Deconvolution 알고리즘의 Direct matrix-inversion method은 수식 1)과 같다. 여기서, 검출센서에 입사하는 감마에너지별 검출응답 Matrix는 Cs-137(1 μCi, 5 μCi, 10 μCi)과 Co-60(1 μCi)의 감마교정선원을 이용하여 측정한 에너지스펙트럼과 Fig. 2와 같이 MCNP 전산코드를 이용하여 본 측정시스템을 동일한 구조로 모사하고 계산한 에너지스펙트럼을 비교분석하여 도출하였다. MCNP 계산에는 F8 Tally card와 GEB (Gaussian Energy Broadening Function)을 적용하였다.

$$\begin{bmatrix} M_1 \\ \vdots \\ M_m \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} R_{11} & R_{12} & \cdots & R_{1n} \\ \vdots & \vdots & \vdots & \vdots \\ R_{m1} & R_{m1} & \cdots & R_{mn} \end{bmatrix} \times \begin{bmatrix} I_1 \\ \vdots \\ I_n \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} b_1 \\ \vdots \\ b_n \end{bmatrix} \quad (1)$$

- M : 측정한 에너지스펙트럼
- R : 검출응답합수
- I : 입사하는 방사선에너지
- b : 백그라운드

감마교정선원의 실험과 MCNP 전산계산을 토대로 도출한 Cs-137과 Co-60 감마선원의 검출응답 Matrix에서 MATLAB 수학적인 전산프로그램을 이용하여 Deconvolution 알고리즘을 구현하였다.

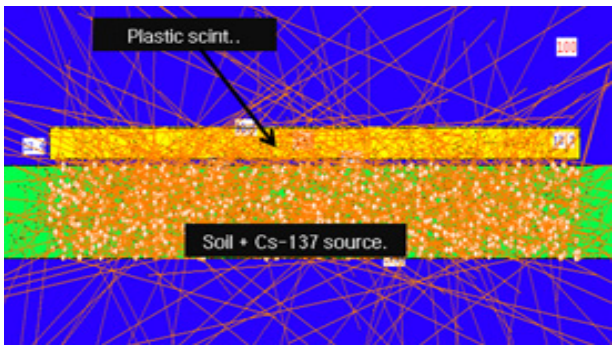


Fig. 2. MCNP modeling for Radiation Measurement System.

2.3 소프트웨어 개발

본 측정시스템에서 측정한 에너지스펙트럼, 방사능 측정 값, 측정시간, 알람표시, 토양 이송속도 및 토양밀도을 보상하기 위한 표시 및 제어하는 통합 소프트웨어를 LabView 프로그래밍을 이용하여 Fig. 3와 같이 개발하였다.

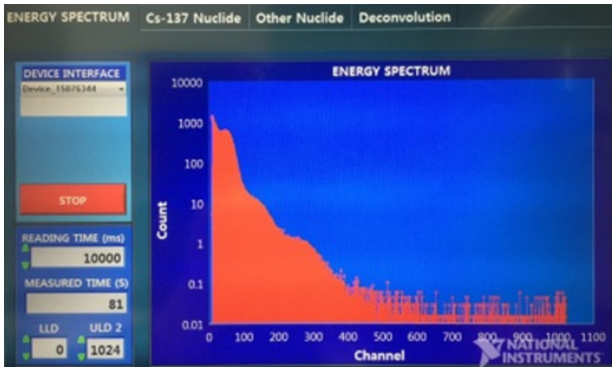


Fig. 3. The Software for Radiation Measurement System.

2.4 측정결과

본 연구에서 개발한 측정시스템에서 Cs-137와 Co-60 감마선원으로부터 측정한 에너지스펙트럼은 Fig. 4와 같으며, 이를 Direct matrix-inversion method를 적용하여 Deconvolution 알고리즘을 구현한 에너지스펙트럼은 Fig. 5와 같다. Fig. 4에서는 Cs-137과 Co-60 선원에 의해서 측정시스템의 검출센서에서 측정한 에너지스펙트럼은 광전피크는 나타나지 않으며, 단지 컴프턴단애로 보이는 피크만 확인되었으며, 이를 기준으로 핵종판별하기에는 불명확하게 보인다. 이를 보완하기 위하여 Fig. 5와 같이 Deconvolution 알고리즘을 적용한 에너지스펙트럼에서는 Cs-137과 Co-60 선원을 판별 가능하였다.

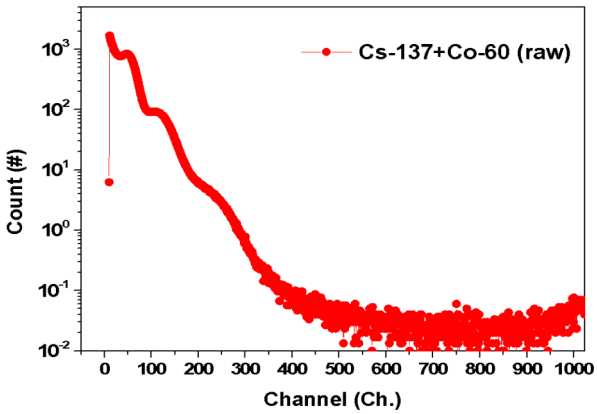


Fig. 4. Energry spectrum measured to RMS at Calibration source Cs-137 and Co-60.

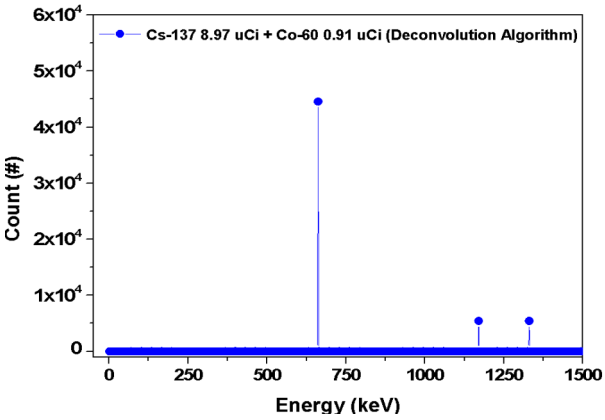


Fig. 5. Direct matrix-inversion deconvolved spectra Energy spectrum recorded to RMS at Calibration source Cs-137 and Co-60.

3. 결론

본 연구에서는 광역의 세슘 오염 부지 내 토양의 잔류방사능을 신속하게 측정 가능한 측정시스템을 개발하였다. 본 측정시스템은 광역의 세슘 오염토양을 측정하기 위하여 대면적 PVT 검출기와 Deconvolution 알고리즘을 적용하여 개발하였으며, 이를 토대로 핵종판별이 가능하도록 하였다. 또한 본 측정시스템에서 측정한 에너지스펙트럼, 측정시간, 방사능농도, 토양 이송속도 및 토양밀도를 보상하기 위한 소프트웨어를 개발하였다.

향후에는 Cs-137와 Co-60 선원이외의 다른 핵종에서도 측정 가능하도록 개발예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부가 시행한 에너지기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Glenn F. Knoll, Radiation Detection and Measurement, Third Edition.

인산전해제염폐액 침전반응으로 형성된 Metal Oxalate Dihydrate의 열분해 특성

이승원*, 이현규, 김동연, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*reaeration@knu.ac.kr

1. 서론

고리 1호기의 영구폐로가 2017년 6월로 확정됨에 따라 원자력발전소 제염해체과정에서 발생하는 폐기물저감 관련 제염기술 확보가 중요한 화두로 거론되고 있다. 특히 그 중에서도 전기화학적 제염은 높은 제염계수 및 금속대상 제염효과가 뛰어나다는 장점으로 인해 원전 1차 계통제염에 유용하게 사용될 수 있으나 무기산, 유기산, 중성염 등과 같은 전해질을 사용하기 때문에 폐기물을 효과적으로 감량하기 위해서는 재생과정이 필연적으로 수반되어야 한다.

전기화학적 제염과정에서 전해질로 어떤 물질을 사용하는지에 따라서 폐액처리 또는 재생과정이 달라진다. 최근에는 전해제염 시 전기전도성, 안정성 등이 우수한 인산을 제염제로 사용한 공정을 이용하는 추세에 있다. 이러한 인산제염 재생공정은 전해제염공정, 침전반응공정, 고액분리, 열분해공정, 증발농축공정과 같이 5개 단위공정으로 구성되며 재생을 끝마치게 되면 인산을 제염제로 재사용할 수 있을 뿐만 아니라 폐기물을 감량할 수 있다는 점에서 효과적이다.

재생공정에서의 침전반응은 전해제염이 끝난 후 거쳐야 하는 단위공정으로 폐액 내 금속이온들을 최대한 많이 제거시킬수록 유리하다. 침전반응에서의 첨가화학제로는 침전반응효율 및 최종산물처리가 유리한 옥살산을 사용하는 것이 효과적이며 폐액 내 형성된 방사선핵종인 $^{60}Co^{2+}$, $^{59}Fe^{2+}$등과 같은 2가 금속이온에 대해 반응을 일으켜 최종산물로 metal oxalate dihydrate를 형성하게 된다. metal oxalate는 착화제를 포함하여 최종처분이 곤란하므로 열분해공정을 통해 폐기물 감용 및 최종처분이 가능한 금속산화물 형태로 전환해야한다.

본 연구에서는 전해제염폐액에 옥살산을 가하여 형성되는 metal oxalate 형태의 대표적인 주요 침전물인 FeC_2O_4-$2H_2O$, NiC_2O_4-$2H_2O$, CoC_2O_4-$2H_2O$에 대해 상압, air 상태에서 열분해 시 온도에 따른 산화물형성 특성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 Metal oxalate dihydrate의 열분해이론

Metal oxalate dihydrate의 열분해는 일반적으로 dehydration 과정과 oxide 형성, 두 개의 과정으로 순차적으로 일어나게 되며 온도에 따라 최종산화물의 형태가 달라진다[1]. 250℃에서 Fe_2O_3와 CO_2를 형성하는 이상적인 FeC_2O_4-$2H_2O$의 열분해 반응식은 아래와 같다.

$$FeC_2O_4 - 2H_2O \rightarrow FeC_2O_4 + 2H_2O \quad (1)$$

$$4FeC_2O_4 + 3O_3 \rightarrow 2Fe_2O_3 + 8CO_2 \quad (2)$$

NiC_2O_4-$2H_2O$, CoC_2O_4-$2H_2O$의 열분해과정 또한 위의 ferrous oxalate dihydrate의 반응과 동일하며, 최종산물로 산화물이 형성된다.

2.2 열분해실험

열분해 실험은 상압, air 조건하에서 furnace를 사용하여 진행하였다. FeC_2O_4-$2H_2O$, NiC_2O_4-$2H_2O$, CoC_2O_4-$2H_2O$를 각 1.0000 g 씩 준비하여 200℃, 250℃, 275℃, 300℃, 325℃ 에서 20 분 동안 열분해 시 무게변화 및 생성산화물의 원소조성을 FE-EPMA를 통해 확인하였다.

2.3 실험결과

1.0000 g 의 metal oxalate dihydrate를 200-325℃의 각 온도에서 20 분 동안 열분해 시 생성된 생성물의 무게를 Fig. 1-3에 나타내었다.

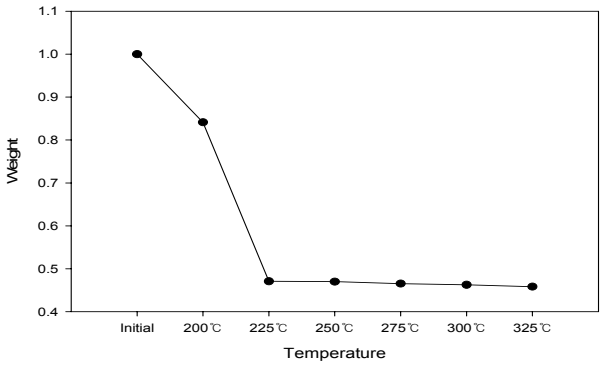


Fig. 1. Weight of solid product after calcining ferrous oxalate dihydrate at different temperatures.

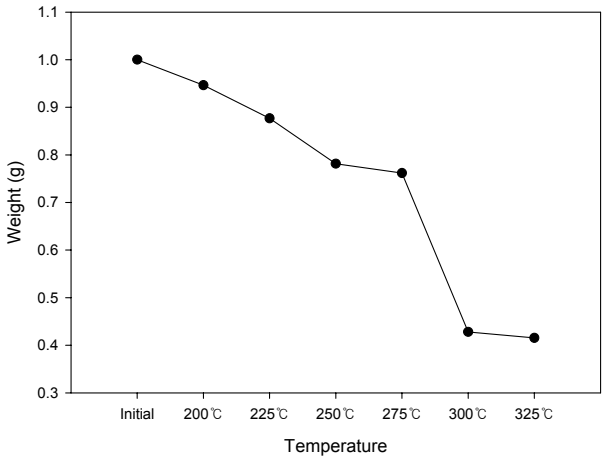


Fig. 2. Weight of solid product after calcining nickel oxalate dihydrate at different temperatures.

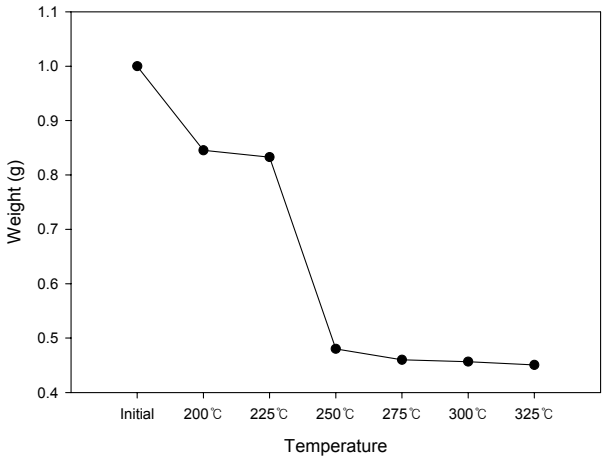


Fig. 3. Weight of solid product after calcining cobalt oxalate dihydrate at different temperatures.

Ferrous oxalate dihydrate의 열분해는 무게변화가 가장 큰 온도인 225℃ 부근에서 산화물을 형성한다고 판단할 수 있으며, nickel oxalate dihydrate의 열분해는 무게변화가 가장 큰 온도인 300℃, cobalt oxalate dihydrate의 열분해는 무게변화가 가장 큰 온도인 250℃에서 산화물을 형성하는 것으로 나타났다.

산화물이 형성되었을 때의 무게는 초기 ferrous, nickel, cobalt oxalate dihydrate의 무게대비 약 50%가 감량되는 것을 확인하였다.

각 침전물별 무게변화가 크게 나타난 온도에서의 열분해 생성물을 FE-EPMA로 조성을 확인하였다 (Table 1). FeC_2O_4-$2H_2O$, NiC_2O_4-$2H_2O$, CoC_2O_4-$2H_2O$의 열분해 시 금속이온과 산소에 대한 조성을 비교해보면 Fe:O ≒ 2 : 3임을 확인하였으며, 이는 열분해 최종산화물로 Fe_2O_3, Ni_2O_3, Co_2O_3와 같은 형태의 산화물을 형성한다고 판단된다.

Table 1. Elementary composition of solid product after calcining metal oxalate dihydrate

Initial compond	Temp. (℃)	Elementary composition of solid product after calcining			
		Fe (%)	Ni (%)	Co (%)	O (%)
FeC_2O_4-$2H_2O$	225	37.10	-	-	62.90
NiC_2O_4-$2H_2O$	300	-	39.13	-	60.87
CoC_2O_4-$2H_2O$	250	-	-	37.18	61.82

3. 결론

본 연구를 통해 metal oxalate dihydrate를 열분해할 경우 FeC_2O_4-$2H_2O$는 225℃에서, CoC_2O_4-$2H_2O$는 250℃에서, NiC_2O_4-$2H_2O$는 300℃에서 산화물을 형성하는 것을 확인하였다. 또한 열분해 후 산화물을 형성하면, 무게가 감량되는 것을 확인하였다. 이에 따라 전해제염 침전반응으로부터 생성되는 metal oxalate 침전물을 300℃ 수준으로 열분해 할 경우 감용 효과를 거둘 수 있을 뿐만 아니라 산화물형태로 전환하여 최종처분에 유용할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No.20141510300310).

5. 참고문헌

[1] Andre Angermann et al., "Synthesis of magnetite nanoparticles by thermal decomposition of ferrous oxalate dihydrate", Journal of Materials Science, pp 5123-5130 (2008).

원전 원자로압력용기내부구조물 세절공정 시안 개발

정완일*, 양명덕, 권용범, 정재훈
한국전력기술(주), 경상북도 김천시 혁신로 269
*wanil@kepco-enc.com

1. 서론

2017년 6월로 예정된 국내 최초원전인 고리1호기의 영구정지와 그에 따른 필연적인 해체에 대비하여 기술적 측면과 함께 사업관리측면에서도 치밀한 준비가 필요하다. 해체 작업 중 원자로압력용기내부구조물(Reactor Pressure Vessel Internal, RPVI) 세절작업은 방사성오염도가 높기 때문에 기술적으로 가장 어렵고 위험한 일로 예상되는 바, 외국의 작업사례들을 참고하여 세절공정 시안을 제시한다.

2. 본론

2.1 작성 기준

미국과 독일 등에서 이미 10여기의 원전이 해체되었다. 그 중 RPVI의 세절에 관해 일부 내용이 소개되고 있는데 기술적 측면의 소개가 주를 이루고 세절공정에 대한 상세한 해설은 미진한 상태이다. 따라서 AIF/NESP의 자료를 기준하고 EPRI 보고서와 여러 사례를 참고하여 고리1호기에 적용 가능하다고 판단되는 RPVI 세절공정 시안을 작성한다.

2.2 세절 작업 구분 및 순서 구성

RPVI 세절을 위한 과정을 간략히 설명하면, 먼저 RPV 옆 수조 공간내에 세절장비를 설치하고 RPV 상부덮개를 제거한 후, 이후의 대부분의 세절작업을 안전하게 하기 위해 수조를 충수한다. 그 후 RPV의 내부 부품들을 가급적 위에서부터 들어내어 세절장비 위로 운반하여 미리 계획한 크기로 세절하며 세절이 완료되면 장비들을 철수하고 수조를 방류하고 제염과 청소로 마무리한다.

이를 약 20여 개 작업으로 구분하면 아래와 같다.

① 재장전수조(Refueling Canal) 내 RPVI 절단장비 설치
- Canal 내 RPV 옆의 공간에 세절장비 설치
- 세절장비로는 작업대, 원격 매니퓰레이터, 절단용 Bend Saw 등임

② RPV 상부덮개 제거
- RPV 상부 반구형 덮개의 볼트를 풀고 덮개를 제거하는 과정으로서, 원자로용기 덮개 지지대 제거, 원자로용기 스터드 제거, 원자로용기 덮개 인양용 도구 설치, 원자로용기 덮개 인양 및 저장위치로 이송

③ 수조구조물 개조
- 수조 누수 방지를 위해 관통부 등의 밀봉작업과 세절작업 편의를 위해 구조물 개조

④ 제염장치(Cask Decontamination Station) 설치

⑤ 재장전수조 충수
- 세절작업 과정에서 피폭과 방사성물질의 확산 방지를 위해 세절장비와 작업을 수중에서 실시하여 이를 위해 수조에 물을 채움

⑥ RPV하부(Lower RPV/Cavity) 차폐밀봉
- 세절작업 과정에서 방사성물질의 확산 방지를 위해 차폐관리 밀봉

⑦ 상부안내구조물 집합체(Upper Guide Structure Assembly) 제거
- 상부안내구조물 집합체 인양장치 설치
- 상부안내구조물 집합체 인양, 작업대로 이송

⑧ 상부안내구조물 지지판(Upper Guide Structure Support Plate) 절단세절
- 상부안내구조물 Support Barrel 절단
- Core Element Assembly Shroud 절단
- 상부안내구조물 Support Plate 잔여부 절단

⑨ 제어봉안내관(Core Rod Driving Guide Tubes) 절단세절
- 제어봉안내관 상부, 하부 절단

⑩ 상부연료배열판(Upper Fuel Alignment Plate) 세절

⑪ 노심지지집합체(Core Support Assembly) 이송
- RPV에서 Core Support Assembly의 인양, 절단작업대 위로 이동 거치

⑫ 노심지지집합체(Core Support Assembly) 제거 및 세절
- Baffle 분리, 운반, 절단
- Core Support Assembly 잔여부 절단

⑬ Core Barrel 세절

- Thermal Shield 분리, 절단
- Former, 상부 Flange 절단
- Core Barrel, 연료배열판 하부 절단

⑭ Core Shroud 제거 및 세절
- Core Shroud Top Plate, Ring, Brace, Plate, Bottom plate 절단

⑮ 하부지지판 제거 및 세절
- Lower Support Plate 실린더, Main/Cross/Secondary Support Beam, Bottom Plate 절단
- In-Core-Instrument Nozzle Assembly 절단

⑯ 절단장비 및 제염장비 철거

⑰ 수조 방류
- 수중작업 종료에 따른 Canal 방류

⑱ Reactor Cavity 제염 및 지지구조물 철거

⑲ 수조 및 장비의 최종 제염

⑳ 수조 주위 장비 철수
- Canal 주위 모든 장비 철수

2.3 소요기간 가정

현재 RPVI 세절에 대한 일부 해외 사례로부터는 소요기간에 대한 상세 정보를 파악하기 어렵고 국내 경험도 전무한 상태라 각 단위작업의 소요기간 산정은 현실적으로 곤란하며 관련자료를 참고하여 잠정 가정한다.

2.4 공정표 작성 결과

이상의 기준과 가정에 근거하여 Fig. 1과 같이 공정표를 작성하였다. 한편 4D Simulation 시현 목적으로 이 세절공정을 부위별로 추가 세분하여 총 100여 개의 단위공정으로 이루어진 상세공정표를 별도로 개발하였다.

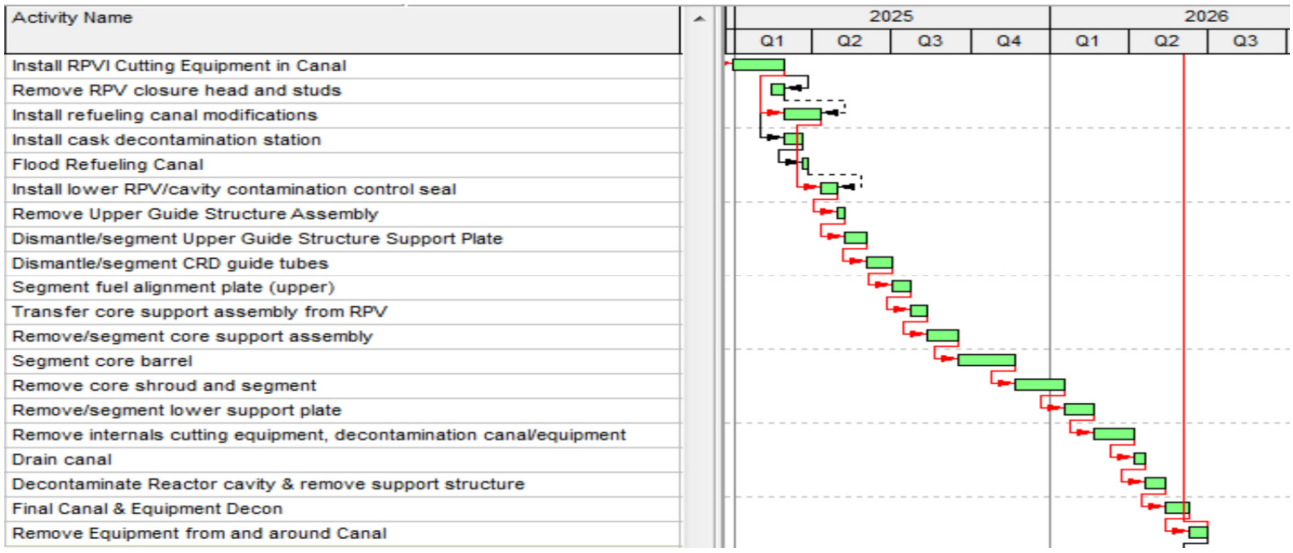


Fig. 1. RPVR Segmentation Schedule.

3. 결론

본 본문은 원전 해체에서 최고난도로 예상되는 RPVI 세절에 대해 개괄적인 작업 방법을 구상하고 작업순서를 제시하였다는 데 그 의의가 있다. 각 작업의 소요기간에 대한 추가 분석을 거쳐 최적의 세절공정이 확립되기를 기대한다.

4. 참고문헌

[1] AIF/NESP, Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates, 1986.

[2] RSCS and KOPEC, Decommissioning Cost Analysis for the Korean pressurized Water Nuclear Power Plant Final Report, 2009.

[3] EPRI, Reactor Internal Segmentation Experience Report, 2007.

[4] EPRI, Recent US & International Experiences in RV&I Segmentation, 2011.

[5] 정완일 외, 원전 주기기 해체순서 사례 분석, 2015 한국방사성폐기물학회 춘계학술발표회.

동전기토양제염 시 전류에 의한 영향 분석

김계남*, 김승수, 정정환, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 동전기 토양제염장치 가동 시 Power Supply에 의해 가해지는 전류가 우라늄 제염효율에 가장 큰 영향을 미친다. 본 연구에서는 실험실 규모 동전기제염장치를 제작하여 전류값의 변화에 따른 오염토양으로부터 우라늄제염효율의 영향을 분석했다.

2. 본론

2.1 실험실규모 동전기장치 제작 및 실험

우라늄 오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 실험실규모 동전기장치를 Fig. 1과 같이 제작했고, 동전기장치의 주요부분은 Fig. 2와 같이 토양셀 972 mL (12×9×9 cm), 양극실(12×9×7 cm), 음극실 (12×9×8 cm)이다. 그리고 전해액 저장실 (25×25×25 cm)과 pH meter, power supply로 구성된다. 또한 양전극으로는 Dimensional Stable Anode (DSA, 8×12 cm)를 설치했고, 음전극으로는 titanium electrode을 설치했다.

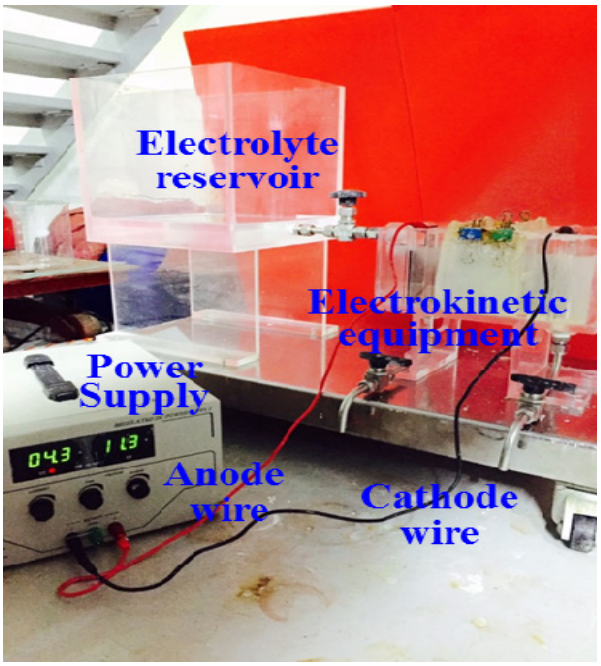


Fig. 1. Laboratory electrokinetic decontamination equipment manufactured for experiment.

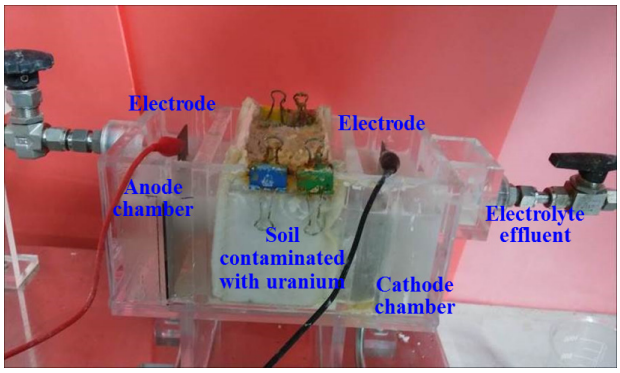


Fig. 2. Main elements of laboratory electrokinetic decontamination equipment.

동전기 음극실에서의 반응식은 아래와 같이 금속수산화물과 금속산화물이 생성되었다.

$$2H_2O+2e \rightarrow 2OH^- + H_2 \quad (1)$$

$$2Fe^{+} + 6OH^- \rightarrow 2Fe(OH)_3 \quad (2)$$

$$2Fe(OH)_3 \rightarrow Fe_2O_3+3H_2O \quad (3)$$

Table 1. Experiment conditions and decontamination results of the electrokinetic equipment

Elapsed (Hour)	Current (A)	Volt (V)	Removal efficiency (%)
0			
12	41	20.2	26.8
24	43	19.3	51.0
36	44	18.7	70.2
48	42	17.4	84.8
60	43	16.3	87.9
72	45	15.4	90.4
84	42	12.8	91.4
96	44	11.3	91.9

30 년 이상 보관중인 방사성토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 제작된 실험실규모 동전기제염장치를 사용했다. 동전기제염 실험조건은 Table 1과 같다. 우라늄에 오염된 토양의 초기 우라늄농도는 약 20 Bq/g이다. 토양셀 내의 토양의 수리전도도는 1.0 cm/min이고, 전류는 40 mA/cm^2, 이며, 음극실의 온도는 약 80℃이다. 즉, 전극사이의 전류는

41-45 A이고, 전극사이의 전압은 11-20 V이며, 음극실의 온도는 78-81℃이다. 또한, 0.1 M의 of H_2SO_4 토양으로부터 우라늄탈착을 가속화하기 위한 전해용액으로 사용되었다. 동전기 가동시간은 3-6일 이었다.

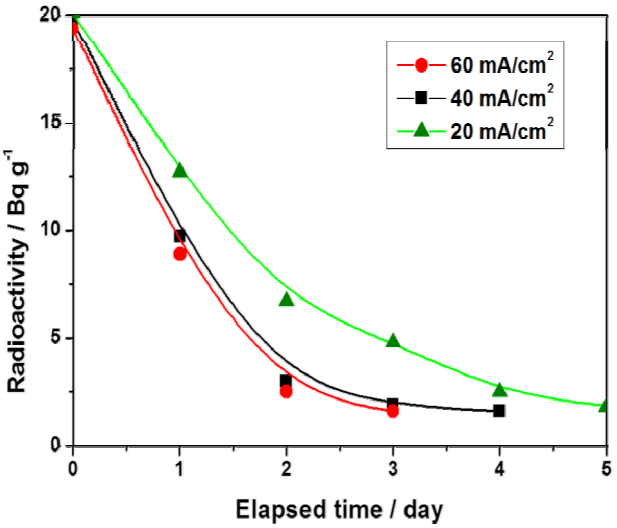


Fig. 3. Experiment results according to the electric current.

2.2 동전기실험 결과

전류 20, 40, 60 mA/cm^{2}T로 동전기 토양제염실험결과는 Fig. 3과 같다. 즉, 초기 2일 동안 우라늄 제거효율은 67-85%로 높았다. 그러나 2일 후로는 제거효율이 감소했다. 전류 20 mA/cm^{2}를 적용했을 때, 92%의 우라늄 제거효율에 도달하기 위해 약 6일이 필요했다. 전류 40 mA/cm^{2}를 적용했을 때, 91.9%의 우라늄 제거효율에 도달하기 위해 약 4일이 필요했다. 전류 60 mA/cm^{2}를 적용했을 때, 91.8%의 우라늄 제거효율에 도달하기 위해 약 3일이 필요했다. 즉, 전류값이 높을수록 우라늄 제거속도는 상승했다. 또한, 양전극과 음전극의 간격이 좁을수록 우라늄제거효율을 높아졌지만, 반면에 한번에 제염할 수 있는 부피는 감소했다.

3. 결론

오염된 토양으로부터 제거효율은 실험경과시간에 비례했다. 초기 2 일 동안 우라늄제거효율은 67-87% 이었다. 그러나 2 일 이후 우라늄 제거효율은 감소했다. 전류를 20, 40, and 60 mA/cm^{2}로 가해주었을 때 우라늄 약 92%를 제거하기 위해 필요한시간은 3, 4, 6 일이었다.

4. 참고문헌

[1] G.N. Kim, W.K. Choi, C.H. Bung, and J.K. Moon (2007) J Ind Eng Chem 13:406-413.

[2] G.N. Kim, Y.H. Jung, J.J. Lee, and J.K. Moon (2008) J. Korean Radioactive Waste Soc 25(2): 146-153.

[3] Shrestha RA (2004) Investigations on the phenomena of accumulation and mobilization of heavy metals and arsenic at the sediment-water interface by electrochemically initiated processes. Thesis, Technical University Dresden.

[4] Wallmann PC (1994) Electrokinetic remediation DOE/EM-0138P, U.S. Department of Energy, available at http://iridium.nttc.edu/env/tmp/008.html. Accessed 8 Dec 2015.

해체 방사성금속폐기물량 감소를 위한 제염기술 조사 및 위해도 평가 연구

김동민, 이상헌, 신승수, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*mfest@naver.com

1. 서론

원자력발전소가 운영되는 동안 필연적으로 방사성폐기물이 발생되고, 영구정지에 따른 해체 시에는 방대한 양의 방사성폐기물이 발생한다. 발생된 방사성폐기물은 임시저장소에 저장되며 저준위와 극저준위 방사성폐기물은 관리절차에 따라 영구처분장에 처분된다. 이러한 일련의 절차를 통해 발생되는 모든 방사성폐기물을 처리/처분하기 위해서는 많은 인력과 높은 처분장 수용력을 필요로 하며 이는 결과적으로 경제적 문제를 야기시킨다. 이와 같이 원전해체 시 발생하는 방사성폐기물은 제염을 통해 자체처분을 수행한다면 발생량을 상당히 줄일 수 있을 것으로 판단된다. 이에 따라 본 논문에서는 원전해체 시 제염을 통한 방사성폐기물량 감소를 목표로 실제 적용 가능한 제염기술에 대해 해외사례를 기반으로 제염계수(DF)를 분석하였으며 RESRAD-RECYCLE 전산코드를 활용하여 위해도 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 물리적 제염기술 및 화학적 제염기술 소개

제염은 원전 해체를 위한 가장 중요한 절차이다. 제염을 통해 해체 작업자의 피폭선량을 감소시키고, 잠재적인 방사성물질의 누설과 이를 작업자가 흡입하는 것을 방지하고, 발전소 일부 부품을 재활용 할 수 있게 하고, 폐기물의 관리를 용이하게 해주는 목적을 달성할 수 있다. 원전 해체 시 제염방법은 화학적 제염과 물리적 제염 방법으로 나눌 수 있다.

2.1.1 화학적 제염기술

화학적 제염은 주로 표면에 고착화된 오염물질을 제거하기 위해 사용하는 제염법으로 다음과 같은 기술들이 있다.

- 킬레이트 유기산(Chelation and organic acids)
- 무기산 및 관련 화학작용제(Strong mineral acids and related materials)
- 화학포말 및 화학 겔(Chemical foams and gels)
- 산화제 및 환원제(Oxidizing and reducing agents)
- 화학정화기술(TechXtract)

2.1.2 물리적 제염기술

물리적 제염은 기계적 제염이라고 불리기도 하며 Grinding, Blasting, Scabbling, Shaving, 코팅제거 등의 과정을 통해 오염된 표면에서 방사성오염물질을 제거하기 위해 사용하는 제염법으로 다음과 같은 기술들이 있다[1].

- 드라이아이스 블라스팅(Dry ice blasting)
- 건조 진공 세척(Dry vacuum cleaning)
- 전기 유체식 스캐블링(Electro-hydraulic scabbling)
- EN-VAC 로봇 벽 스캐블러(En-vac robotic wall scabbler)
- 그릿 블라스팅(Grit blasting)
- 고압수(High pressure water)
- 소프트 미디어 블라스트 세척(Soft media blast cleaning)
- 스팀 진공 세척(Steam vacuum cleaning)

2.2 해외사례에 따른 제염기술 분석

원전해체 시 제염을 통한 자체처분을 수행하기 위해서는 적절한 제염기술을 선정해야 한다. 해체 시에는 매우 낮은 수준의 방사능 준위를 얻기 위해서 강도 높은 방법을 사용하여 제염을 수행하는 것이 일반적이다. 또한 제염과정에서 2차 폐기물 발생량과 해체 설비의 재활용 여부에 따라 적용되는 제염방법들이 달라질 수 있다[1].

해외사례에 따르면 독일 KWB-B(Biblis B)에서 Chelation&Organic Acids 제염법을 이용하여 원자로 냉각재 펌프 Inlet nozzle을 13 시간 동안 제염한 결과 제염계수(DF)는 100(제염율 99%)까지 가능한 것으로 제시되었다[2]. Chelation&Organic Acids 제염법은 유기화학제를 금속 이온에 결합시키는 것으로 화학제와 결합된 금속 이온은 불용 상태의 금속으로부터 분리되어 용액으로 이동되고 제거된다[3]. Chelation&Organic Acids 제염법을 이용하여 제염을 수행할 경우 2차 폐기물인 방사성화학폐액이 발생한다. 2차 폐액을 저감시키기 위한 방법으로는 중화, 침전 기술을 접목시킨 폐기물 처리 공정 등이 있다. 이러한 처리 공정은 용액 내 금속이온을 제거하며, 제염 후 발생한 용액을 재생시켜 재사용한다면 화학 제염 후 발생되는 2차 폐액을 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다[4].

2.3 선량평가를 위한 코드선정 및 평가조건

본 논문에서는 자체처분 시 선량평가를 수행하기 위해 RESRAD-RECYCLE 전산코드를 선정하였다. 국내에서는 ICRP60의 평가체계를 적용하기 때문에 코드 내에 입력되어 있는 내부피폭 선량환산인자(Dose Conversion Factor)를 ICRP26에서 ICRP60으로 수정하였다. 호흡에 대한 작업자의 AMAD(Active Median Aerodynamic Diameter)는 ICRP 68에 근거하여 5μ의 AMAD를 적용하였다. 또한 국내의 경우 자체처분 시 작업자에 대한 규정 외 명확한 규정이 정해지지 않았기 때문에 코드 내 41개 시나리오 중 무제한 재활용(소비재, 공공재, 재이용) 시나리오 15개를 제외하고 작업자와 제한적 재활용 시나리오 26개를 대상으로 평가를 수행하였다. 평가 대상은 냉각재 계통의 기동, 정지, 붕산희석운전 동안에 체적제어탱크로부터 나오는 유출유량 및 각종 기기들의 누설수로 구성되는 원자로배수탱크(RDT) 및 기기배수탱크(EDT) 내용물을 처리하는 설비인 BRS(Boron Recovery System)의 BRT(Boron Recovery System) 배관을 선정하였다. ISOCS 검출기를 이용하여 BRT배관을 계측한 결과 Co-60과 Ag-110m이 검출되었고 본 논문에서는 작업자 시나리오를 대상으로 평가를 수행하기 때문에 작업자에 많은 영향을 미치는 Co-60을 평가대상 핵종으로 선정하였다. BRT 배관의 처리량은 0.024 t이고 평가에 이용된 핵종의 방사능 농도는 핵종특성과 함께 Table 1에 제시하였다. 또한 시나리오 별로 입력되는 입력인자의 민감도 분석을 수행하였고 노출시간을 주요 입력인자로 선정하였다. 노출시간은 처리량에 비례하는데 평가에 적용된 처리량은 0.024 t으로 극 미량이기 때문에 평균 85초이다. 이에 따라 본 논문에서는 노출시간을 보수적인 값으로 수정하여 평가를 수행하였다. 방사성폐기물의 자체처분을 위해서는 국내 원자력법에서 정하고 있는 "방사성폐기물 자체처분에 관한 규정" 개인에 대한 연간 피폭방사선량 10μSv/y 미만, 집단에 대한 총 피폭방사선량이 1 man·Sv/y 미만을 만족해야한다.

Table 1. Nuclides input value of RESRAD-RECYCLE code

Concentration of Nuclides (Unit : Bq/g)		
Nuclide	Half-Life	Activity Concentration
Co-60	5.27y	1.66×10^{1}

2.4 선량평가결과

국내 체계에 맞게 입력인자를 수정하여 작업자에 대한 선량평가를 수행한 결과 BRT 배관은 "방사성폐기물 자체처분에 관한 규정" 개인에 대한 연간 피폭방사선량 10 μSv/y 미만, 집단에 대한 총 피폭방사선량이 1 man·Sv/y 미만을 만족하는 것을 알 수 있었다. 또한 BRT 배관이 1차계통 내에 있지만 실제 원전해체 시에는 1차계통에서 더 높은 준위의 방사성폐기물이 발생할 것이다. 이러한 경우, 앞에서 설명한 Chelation&Organic Acids 제염법과 같은 제염기술들을 고려한다면 자체처분 허용선량을 만족할 수 있을 것으로 판단된다. 평가 결과는 Fig. 1에 제시하였다.

Scenarios Ranking
(uSv & person-Sv)

Scenario	Individual Dose	Individual Rank	Collective Dose	Collective Rank	Cumulative Dose	Cumulative Rank
Scrap Delivery: Scrap Cutter	3.97E-02	23	1.19E-07	23	1.19E-07	24
Scrap Delivery: Scrap Loader	1.71E-01	14	3.43E-07	19	3.43E-07	20
Scrap Delivery: Scrap Truck Driver	7.54E-01	5	3.77E-06	3	3.77E-06	4
Scrap Smelting: Scrap Processor	4.06E-02	22	1.22E-07	22	1.22E-07	23
Scrap Smelting: Smelter Yard Worker	5.52E-02	21	5.52E-07	17	5.52E-07	18
Scrap Smelting: Smelter Loader	2.06E-01	13	1.03E-06	13	1.03E-06	13
Scrap Smelting: Furnance Operator	5.90E-01	8	1.77E-06	9	1.77E-06	10
Scrap Smelting: Baghouse Processor	1.31E-01	15	1.31E-07	21	1.31E-07	22
Scrap Smelting: Refinery Worker	6.49E-01	6	1.95E-06	8	1.95E-06	9
Scrap Smelting: Ingot Caster	6.47E-01	7	1.29E-06	11	1.29E-06	12
Scrap Smelting: Small Objects Caster	1.49E+00	3	2.98E-06	4	2.98E-06	5
Scrap Smelting: Slag Worker	0.00E+00	25	0.00E+00	26	0.00E+00	26
Ingot Delivery: Ingot Loader	4.36E-01	11	8.73E-07	14	8.73E-07	14
Ingot Delivery: Ingot Truck Driver	1.93E+00	1	9.67E-06	1	9.67E-06	1
Initial Fabrication: Storage Yard Worker	7.94E-02	20	7.94E-07	16	7.94E-07	16
Initial Fabrication: Sheet Maker	1.10E-01	16	1.66E-06	10	1.66E-06	11
Initial Fabrication: Coil Maker	5.43E-01	9	5.43E-07	18	5.43E-07	19
Final Fabrication: Sheet Handler	1.10E-01	17	2.20E-06	6	2.20E-06	7
Final Fabrication: Coil Handler	5.42E-01	10	2.71E-06	5	2.71E-06	6
Product Distribution: Product Loader	4.36E-01	11	8.73E-07	14	8.73E-07	14
Product Distribution: Product Truck Driver	1.93E+00	1	9.67E-06	1	9.67E-06	1
Product Distribution: Sheet Assembler	1.10E-01	17	2.20E-06	6	2.20E-06	7
Product Distribution: Warehouse Worker	2.91E-02	24	1.45E-07	20	1.45E-07	21
Controlled Products: Shield Block	1.27E+00	4	1.27E-06	12	7.51E-06	3
Controlled Products: Radwaste Container	9.41E-02	19	9.41E-08	24	5.58E-07	17
Scrap Transportation: Public Exposure	0.00E+00	25	1.70E-10	25	1.70E-10	25

Fig. 1. Exposure Dose of the Worker by Evaluation.

3. 결론

본 논문에서는 원전 영구정지 후 자체처분을 대비해서 해외사례를 기반으로 제염기술을 분석하였고 이에 따른 시나리오를 적용하여 RESRAD-RECYCLE 전산코드로 작업자에 대한 위해도 평가를 수행하였다. 향후 실제 발생한 원전 해체폐기물을 자체처분하기 위한 평가에 도움이 될 것으로 판단된다. 또한 국내의 경우 방사성폐기물의 자체처분 시 무제한 재활용을 위한 명확한 규정이 정해지지 않았기 때문에 추후 추가적으로 연구할 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력연구원 "원전 해체 제염기술동향 조사 보고서" (2014).

[2] Horst-Otto. Bertholdt., "Method for the chemical decontamination of nuclear reactor components," U.S.Patent, 4,226,640 A (1978).

[3] 송종순, 정민영, 이상헌, "원전 제염기술 및 해외경험 분석을 통한 1차 계통 제염 적용 연구", 한국방사성폐기물학회, 14(1), 45-55 (2016).

[4] 권미경, 최왕규, 이근우, "화학제염 시 발생되는 2차 폐액 처리 연구", 한국방사성폐기물학회, 8(2), 65-66 (2010).

능면체 결정구조의 자성 Nickel Hexacyanoferrate의 합성과 구조 및 세슘 흡착 거동 특성

조영진, 박태홍*, 윤영상, 배상은
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*parktae@kaeri.re.kr

1. 서론

2011년 Fukushima 원전사고로 많은 방사성 핵종들이 자연환경으로 유출되면서, 지금에 이르기까지 많은 문제들을 야기하고 있다 [1]. 특히, 핵분열의 주요 생성물 중에 하나인 세슘 (^{137}Cs)은 30.2 년의 반감기와 고방사성을 갖고 있기 때문에 중요한 관심과 처리가 필요한 핵종이다. 따라서, 많은 연구자들이 오염된 환경으로부터 세슘을 제거하기 위하여, 다양한 흡착시스템과 방법들을 개발하고 있다. 특히, 최근 자기장을 이용하여 오염수에서 방사성 핵종을 제거하는 방법이 많은 관심을 끌고 있는데, 세슘을 제거하기 위해 Prussian blue (PB) 또는 그 유도체들을 포함하는 자성입자를 활용한 연구들이 진행되고 있다 [2]. 현재까지 연구되고 있는 PB 및 그 유도체 기반 자성 흡착시스템들은 외부자석에 의해 분리가 가능하도록 산화철과 같은 자성나노입자를 합성하여 첨가하는 것 뿐만 아니라, 지지체를 함께 사용하기 때문에 합성과정이 복잡하고, 지지체에 의해 PB 및 그 유도체가 자성과 세슘의 흡착성능을 감소시키는 문제점들을 갖고 있다. 이에 본 연구에서는 추가적인 자성나노입자 및 지지체를 사용하지 않고도, 상온에서 자기장으로 Cs을 흡착할 수 있는 능면체 결정구조의 PB 유도체를 개발하여 그 구조적, 전기적 특성 및 Cs 흡착 거동 연구를 하였다.

2. 본론

2.1 능면체 결정구조의 자성 nickel hexacyanoferrate (NiPB)의 합성

$Na_4[Fe(CN)_6]\cdot 10H_2O$ (4.84 g, 10 mmol)와 7 g NaCl을 175 mL 증류수에 녹인 용액에 $Ni(OAc)_2\cdot 4H_2O$ (2.69 g, 10 mmol)를 175 mL 증류수에 녹인 용액을 천천히 가한 후, 상온에서 72 시간 동안 교반하여 반응시킨다. 반응 후, 침전물을 원심분리해서 회수 하고, 증류수로 3번 린스한 후, 공기 중에서 건조시켜 nickel hexacaynoferrate (NiPB)를 얻었다. 합성된 NiPB를 증류수에 분산 시킨 후, 정해진 온도와 시간에서 수열반응을 시킨다. 반응 종료 후, 반응액을 제거하고, 증류수로 3번 린스하고, 24 시간 동안 진공건조 시켜, 최종적으로 상온에서 자성을 갖는 능면체 결정구조의 NiPB를 얻었다.

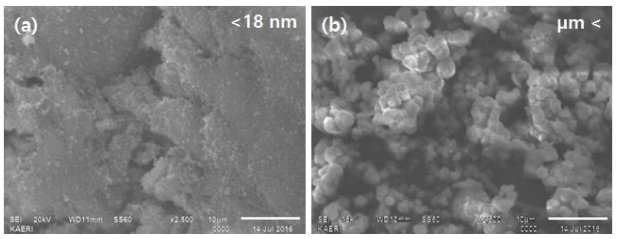


Fig. 1. SEM images of NiPB (a) and magnetic NiPB (b).

2.2 결과 및 고찰

FT-IR, Raman, XPS, SEM 및 EDS, ICP-AES, SQUID-VSM, ICP-MS 등을 이용하여 물질의 구조 및 자성, 세슘 흡착 특성을 평가하였다. 합성한 NiPB의 경우, 18 nm 이하의 사이즈를 갖고 있고, 자성 NiPB는 수백나노미터부터 마이크로미터의 사이즈를 갖고 있다 (Fig. 1.).

Fig. 2는 NiPB와 자성 NiPB의 XRD 분석 결과를 보여준다. 자성 NiPB의 경우, NiPB의 전형적인 XRD peaks의 2θ값 24.5, 39.5, 50, 57에서 splitting 되면서, 능면체 결정구조로 변형되었다.

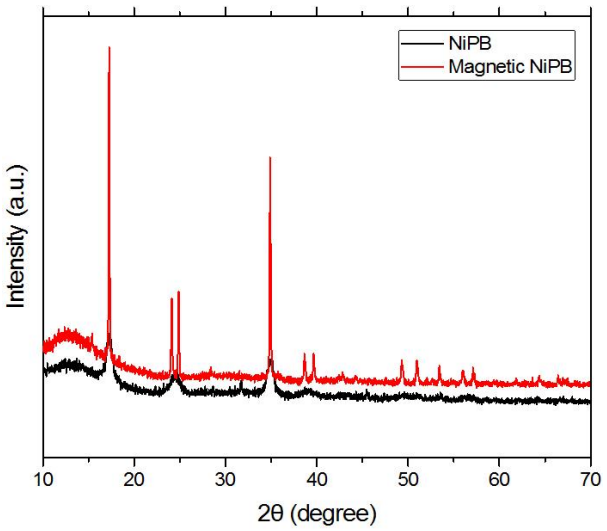


Fig. 2. XRD patterns of NiPB and magnetic NiPB.

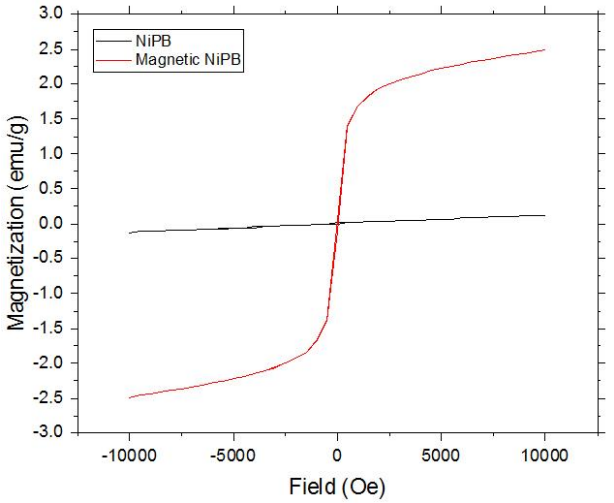


Fig. 3. Magnetization curves of NiPB and magnetic NiPB at room temperature via SQUID-VSM analysis.

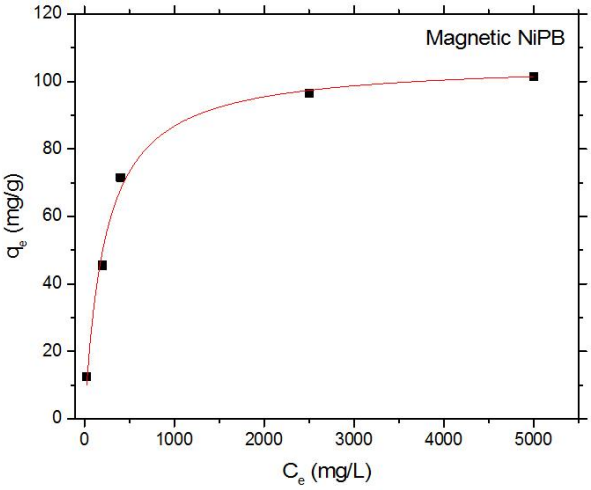


Fig. 4. Adsorption isotherm profile of magnetic NiPB.

Fig. 3은 SQUID-VSM으로 상온에서 NiPB와 능면체 결정구조의 자성 NiPB의 magnetization을 측정한 결과를 보여준다. 상온에서 NiPB는 전형적인 상자성 거동을 보이나, 외부 자장에 의한 자화율은 매우 낮음을 알 수 있다. 한편, 수열반응으로 얻어진 능면체 결정구조의 자성 NiBP는 외부 자장에 의해 S자 모양의 자화 특성을 보이고, 10000 Oe에서 약 2.5 emu/g의 M_s 값을 보인다. 특히, 능면체 결정구조의 자성 NiPB의 경우, hysteresis가 없는 초상자성(superparamagnetism) 성질을 보여줌으로써, 자석분리에 더 유리한 조건을 갖고 있다.

Fig. 4는 자성 NiPB의 세슘에 대한 adsorption isotherm 결과를 보여준다. 이 결과는 Langmuir 모델에 잘 맞고, 102 mg/g의 Cs adsorption capacity를 보여준다. 또한, 25 mg/L 농도의 세슘용액에서 99.99%의 세슘 흡착 효율과 높은 distribution coefficient (K_d = 142731)를 갖고 있다.

3. 결론

본 연구에서 자성나노입자 및 지지체와 같은 첨가물질을 사용하지 않고, 상온에서 그 자체로 자성을 갖는 능면체 결정구조의 NiPB를 합성하였다. 개발된 자성 NiPB는 세슘흡착 실험에서 99.99%의 흡착 효율 및 102 mg/g의 Cs adsorption capacity를 보였다. 본 연구에서의 결과들은 기존의 자성흡착제들과 비교하여 세슘 제거 성능이 크게 향상되었고, 자성흡착제의 합성과정이 간단하기 때문에, 관련분야의 현장 및 연구에서 크게 기여할 것으로 예상 된다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부) 재원을 지원 받아 한국원자력연구원 창의연구사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] T. J. Yasunari, A. Stohl, R. S. Hayano, J. F. Burkhart, S. Eckhardt and T. Yasunari, "Cesium-137 deposition and contamination of Japanese soils due to Fukushima nuclear accident", Proc. Natl. Acad. Sci. USA., 108(49), 19530-19534 (2011).

[2] H. Yang, H. Li, J. Zhai, L. Sun, Y. Zhao and H. You, "Magnetic prussian blue/graphene oxide nanocomposties caged in calcium alginate microbeads for elimination of cesium ions from water and soil", *Chem. Eng. J.*, 246, 10-19 (2014).

가압경수로 일차계통 제염을 위한 HYBRID 제염 폐액처리 최적화

박상윤[1*], 김선병[1], 원휘준[1], 최왕규[1], 문제권[1], 정준영[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교 화학공학과, 대전광역시 유성구 대학로 99
*nsypark@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로 일차계통 및 부품 제염시 발생되는 액체 폐기물 내에는 Co-60, Co-58 및 Cs-138등의 방사성 물질과 함께 산화막에서 용해된 Fe^{2+}, Cr^{3+}, Ni^{2+} 들이 1차 폐기물로 존재하고, 제염제에 포함된 K^{+}, Mn^{2+} 등의 양이온과 산도 조절제 및 제염제에 포함된 각종 음이온들이 이차 폐기물로써 존재하게 된다. 제염 폐기물 처리에서는 이들 금속이온들과 음이온 및 잔류 제염제를 용액으로부터 제거해야 한다. 상용 CORD 공정에서는 폐기물을 최소화하기 위하여 산화제염제로 사용되는 $KMnO_4$를 $HMnO_4$로 대체하였으며 제염후에 잔존하는 oxalic acid는 UV/H_2O_2 공정에서 분해 처리함으로써 oxalate를 제거하여 음이온교환 수지의 사용량을 최소화시켰다[1]. 그럼에도 불구하고 잔존하는 nitrate나 Mn^{2+}, Fe^{2+}, Cr^{3+}, Ni^{2+} 등의 금속이온을 제거하기 위하 많은 양의 이온교환 수지가 필요하다. 또한 국내 원전 RCP제염에서 사용하고 있는 CITROX 제염기술에서도 많은 양의 이온교환 수지가 발생되고 있다. 즉 RCP 1기를 1회 제염할 때마다 약 420 L의 이온교화 수지가 발생된다[2,3]. 이와 같은 이온교환 수지는 시멘트고화 처리방법이 없어서 처분장으로 보내지 못하고 원전 부지 내에 보관 중에 있는 실정이다. 또한 기존 제염제에 포함되었던 EDTA 등의 유기물들은 처분 안전성 등의 문제로 인하여 처분장 수용성이 극히 나쁘다.

본 연구에서는 폐기물 최소화 및 처분장 수용성을 증진하기 위한 HYBRID(HYdrazine Based Reductive metal Ion Decontamination) 제염공정의 폐액처리 최적화 방안을 논하였다. 이온교환 수지의 사용을 최소화하기 위하여 침전공정을 도입하여 금속이온 및 sulfate를 침전시켰고 이들의 최적 고액분리 방안을 검토하였다. 원전 폐로시 일차계통 제염이나 유지, 보수시 부품제염에 이 기술을 적용할 경우 이온교환 수지의 사용량을 상용제염공정에 비해 현저히 줄일 수 있을 뿐만 아니라 폐기물 처분장 수용성이 용이함을 밝혔다.

2. 본론

2.1 HYBRID 제염폐액의 특성

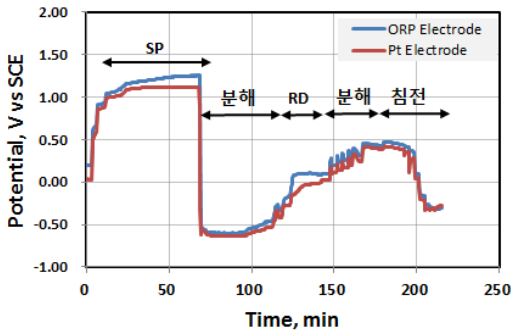
HYBRID 제염제를 활용한 제염시 산화제염제는 기존 공정인 NP(nitric acid permanganate) 대신에 SeP(sulfuric acid permanganate)를 사용한다. SeP를 사용한 산화제염후에는 환원제염을 적용하기 전에 잔류 $KMnO_4$를 파괴한 후 환원제염제를 주입하여 환원공정을 적용하기 때문에 용액 내의 이차 폐기물로써 K^{+}와 Mn^{2+}가 존재한다. 환원제염제는 hydrazine이 주 제염제이며 촉매제로써 소량의 Cu^{2+}이온이 첨가된다. 일정시간의 환원제염 공정 적용 후에는 hydrogen peroxide를 첨가하여 용액 중에 잔존하는 hydrazine을 분해하게 된다. 그러므로 환원공정에서 발생되는 이차 폐기물은 Cu^{2+}이온과 sulfate가 된다. Table 1은 제염 후 처리해야할 전형적인 폐액조성을 나타낸다.

Table 1. Chemical composition of typical liquid waste in th HYBRID process

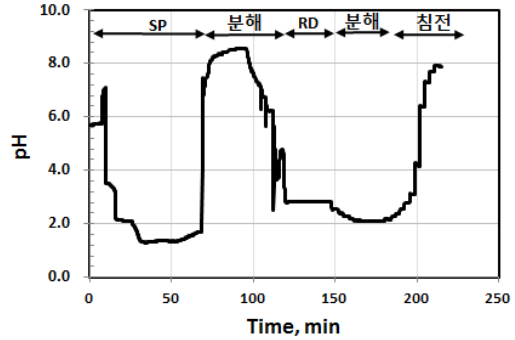
Species	Fe^{2+}	Cr^{3+}	Ni^{2+}	Cu^{2+}	K^{+}	Mn^{2+}	SO_4^{2+}
[c], ppm	25	25	12	32	256	348	3700

2.2 정밀 공정제어

상술된 바와 같이 HYBRID 제염공정에서는 산화단계 → 산화제파괴 → 환원단계 → 환원제 파괴 등의 단계를 거치며 제염효과를 높이기 위해 이 공정을 반복하는 제염공정이다. 그러므로 공정수의 공급은 공정초기에 1회에 한하며, 이차 폐기물을 최소화하기 위해서는 각 단계에서 정확한 양의 화학제가 투여되어야 한다. 특히 파괴 및 침전 단계에서 과량의 화학제 투여는 폐기물 증가의 요인이 된다. 제염 공정제어는 산화한원 전위, pH, 전도도 등으로 가능하며, Fig. 1은 ORP 전극 및 Pt 전극을 활용한 산화환원전위 측정 결과(a) 및 pH측정 결과(b)를 보여준다. 이 그라프에서 산화환원 전위와 pH 측정 결과를 활용하여 각 단계의 종료시점을 정확히 결정할 수 있었다.



(a) Redox monitoring



(b) pH monitoring

Fig. 1. Typical Redox potential monitoring(a) and pH monitoring(b).

2.3 침전법

제염용액의 산도를 조절하기 위하여 첨가하는 산은 질산 및 황산 등이 사용된다. 질산 첨가시 폐액에 존재하는 nitrate는 음이온교환 수지 사용량의 증가를 야기한다. 반면에 황산을 사용할 경우는 $BaSO_4$가 쉽게 침전되므로 침전물을 고액분리 함으로써 폐기물 감량에 큰 장점이 있다. 황산이 포함된 제염 폐액에 $Ba(OH)_2$를 첨가하여 $BaSO_4$ 침전이 형성될 때 용액의 pH가 8 이상의 염기성 용액이 되기 때문에 용액중에 존재하는 Co-60등의 방사성 이온들도 공침전하여 제거되며 용해도 이하의 극미량의 금속이온들만 이온교환 수지로 정화함으로써 폐기물 발생량을 최소화 할 수 있다. 침전 반응 후 상등액을 분석한 결과 모든 금속이온 및 sulfate는 99% 이상 제거됨을 확인하였고, K^+ 이온은 50~55% 제거됨을 확인하였다. 그러므로 용해도 이하 극미량의 금속 이온들과 K^+ 이온의 제거를 위한 이온교환 수지가 필요하게 된다.

2.4 최적 고액분리 방안

본 공정에서는 이온교환 수지의 양을 현저히 줄일 수 있는 방법이기는 하나 대부분의 방사성 물질이 침전된 슬러지 내에 존재하기 때문에 슬러지의 고액분리 공정이 매우 중요하고 원격조작 및 자동화공정이 필요하다. 본 공정의 고액분리 방법으로써 원심분리기, filter press 및 candle filter를 검토하였다. 원심분리 방법에 의한 고액분리는 원격조작 및 자동화에는 큰 장점이 있으나 입자의 크기에 제한이 있어서 본 연구에 적용이 불가능하였고 filter press와 candle filter를 활용하여 고액분리 실험을 수행하였다. 모의 제염 폐액을 활용하여 고액분리 실험을 수행한 결과 양호한 케익이 형성하여 고액분리가 가능하였고, K^+ 이온을 제외한 모든 금속이온이나 제염제들은 99% 이상 제거되었음을 확인하였다.

3. 결론

HYBRID 제염공정의 제염폐액처리 최적화를 위한 일련의 실험이 진행되었고 처리공정에서 BaSO4 침전공정을 도입함으로써 처분장 수용성이 어려운 이온교환수지 사용량의 최소화 가능성을 확인하였다. 상용공정에 비해 이온교환 수지의 사용량을 1/4 이하로 줄일 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업 No. NRF-2012M2A8A5025655).

5. 참고문헌

[1] R. Riess, S. Oder and J. Kysela, “Decontamination and Steam Generator Chemical Cleaning” LCC5 Special Topic Report (2009).

[2] 정진태, 서범철, 엄익철, 최규철, 백원종, “방사성 물질에 오염된 원자로냉각재펌프 내장품 희석식 황학제염 방법”, 제10-0856944 (2008).

[3] 정진태, 백원종, 엄익철, 서범철, 오상권, 오창훈, 이용선, “방사성 물질에 오염된 기기에 대한 화학제염장치”, 공개반호 제10-2004-0013784 (2004).

원자력 발전소 해체를 위한 고출력 광섬유 레이저 활용 두꺼운 스테인레스 강 절단 연구

신재성*, 오승용, 박현민, 선상우, 정진만, 김택수, 이림, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jsshin12@kaeri.re.kr

1. 서론

레이저 절단 기술은 원자력 발전소 해체에 있어 강력한 도구 중 하나이다. 레이저 절단은 기계 절단, 플라즈마 아크 절단(plasma arc cutting), 연마제 워터젯 (AWJ, abrasive water jet) 등을 이용한 타 절단 공법에 비해 효율적이며, 좁은 커프 폭(kerf width)으로 절단 가능하기 때문에 이차 폐기물 발생량이 적다. 또한 레이저 광을 광섬유로 전송할 경우 대형 전기, 기계 장치 없이 절단 헤드만 작업 공간에 놓이기 때문에 방사성 공간에서의 원격 제어를 이용한 절단에 유리하다. 게다가 레이저 절단은 비접촉식 절단으로 절단 시 반력이 발생하지 않아 로봇 팔 등에 장착하여 제어할 수 있다는 장점도 있다. 이와 더불어 레이저 절단은 수중에서의 절단 또한 가능하다. 이러한 여러 가지 장점 때문에 레이저 절단을 원자력 발전소 해체에 적용하기 위한 기초 연구 및 실증 시험이 전 세계적으로 진행되고 있다 [1-5].

원자력 발전소 내 원자로는 수십 mm에서 최대 약 300 mm 두께의 철강으로 구성된다. 따라서 원자로 해체에 레이저 절단을 적용하기 위해서는 우선적으로 두꺼운 철강 절단에 대한 사전 검증이 반드시 필요하다. 본 연구에서는 레이저 절단의 원자력 발전소 해체 적용을 위한 기초 단계로서 두꺼운 철강을 효과적으로 절단하기 위한 레이저 절단 헤드를 개발하였다. 또한 개발된 절단 헤드와 6 kW 고출력 광섬유 레이저를 활용하여, 60 mm 이상의 두께 절단을 목표로 스테인레스 강 판재에 대한 절단 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 레이저 절단 헤드

두꺼운 철강 절단을 목표로 고출력 광섬유 레이저를 적용할 수 있는 레이저 절단 헤드를 개발하였다. 개발된 헤드는 두꺼운 절단 시편 내에서 높은 광밀도를 유지하도록 초점 거리 600 mm의 장초점 소자를 사용하였다. Fig. 1은 개발된 레이저 절단 헤드의 구성도이다. 광섬유를 통해 전송된 레이저 광은 콜리메이터(collimator)를 통과하며 시준된 후 집속거울(focusing mirror)에 반사되어 절단 시편 쪽으로 집속된다. 이때 추가적인 평면거울(plane mirror)을 활용하여 'Z'자형 광경로를 만들어 준다. 이러한 'Z'자형 광경로를 통해 절단 헤드를 소형화하여 향후 좁은 공간에서의 원격 제어에 용이하도록 하였다. 또한 고출력의 레이저 구동 시에도 열적 손상이 발생하지 않도록 광학 소자들은 모두 수냉식으로 구성하였다. 레이저 절단은 레이저 출력 흡수로 발생한 금속 용융물을 효과적으로 불어내기 위한 보조가스(assist gas)가 필요하다. 노즐부에서 레이저 광은 보조가스와 함께 동축 노즐을 통과하여 시편에 조사될 수 있도록 설계, 제작하였다.

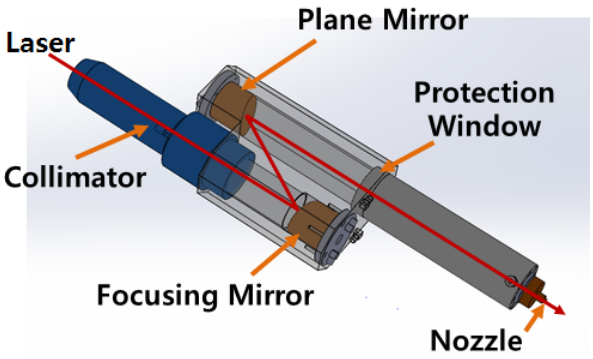


Fig. 1. Scheme of the developed laser cutting head.

2.2 레이저 절단 실험

개발된 레이저 절단 헤드와 6 kW 고출력 광섬유 레이저를 활용하여 스테인레스 강 판재에 대한 절단 실험을 수행하였다. Fig. 2는 레이저 절단 실험 장면이며, X-Y-Z 스테이지(stage)에 부착된 레이저 헤드가 시편의 우측에서 좌측으로 이동하며 절단이 진행된다. 이 때 절단 속도는 헤드의 이동 속도로 결정되며, 라인 별로 절단 속도를 증가시키면서 절단 후에 시편의 절단 여부를 판단, 최대 절단 속도를 측정하였다. Fig. 3은 스테인레스 강(SUS304L) 판재의 두께에 따른 최대 절단 속도를 측정한 그래프이다. 일반적으로 레이저 출력 kW 당 10 mm 두께의 스테인레스 강이 절단 가능하다고 알려져

있으나[3] 개발된 레이저 헤드를 활용한 절단 실험에서는 100 mm 두께의 스테인레스 강 판재도 절단 가능하였다. 60 mm 두께 절단의 경우 최대 절단 속도는 72 mm/min 이었고, 100 mm 두께 절단의 경우 최대 절단 속도는 7 mm/min 로 측정되었다.

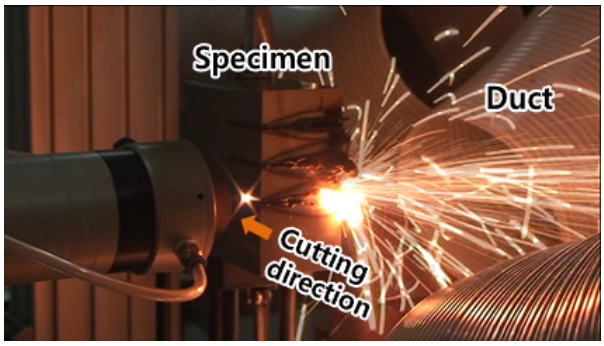


Fig. 2. View of the laser cutting experiment.

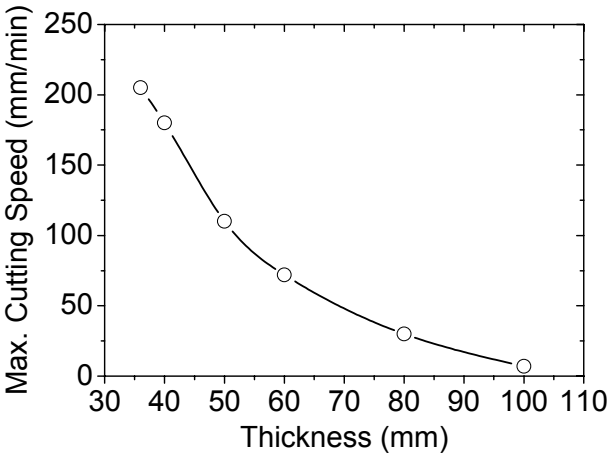


Fig. 3. Maximum cutting speeds against the thicknesses of stainless steel plates.

3. 결론

본 연구에서는 두꺼운 철강 절단을 효과적으로 절단하는 것을 목표로 하여 레이저 절단 헤드를 개발하였다. 개발된 절단 헤드와 6 kW 광섬유 레이저를 활용하여 목표로 하였던 60 mm 이상 두께의 스테인레스 강 판재 절단을 성공적으로 수행하였다. 60 mm 두께에 대한 최대 절단 속도는 72 mm/min으로 이는 현재까지 발표된 결과 중 가장 빠른 속도이다. 또한 100 mm 두께의 스테인레스 강 판재도 절단 가능하였다.

본 연구에서 수행된 실험 결과는 향후 원자로 해체 실증을 위한 레이저 절단 공법의 기초 실험 결과로서 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] K. Tamura, R. Ishigami, and R. Yamagishi, "Laser cutting of thick steel plates and simulated steel components using a 30 kW fiber laser," J. Nucl. Sci. Technol. 51, 916-920 (2016).

[2] K. Tamura, and R. Ishigami, "Laser cutting conditions for steel plates having a thickness of more than 100 mm using a 30 kW fiber laser for nuclear decommissioning," Mechanical Engineering Journal 3, 15-00590 (2016).

[3] C. Chagnot, G. de Dinechin, and G. Canneau, "Cutting performances with new industrial continuous wave ND:YAG high power lasers: For dismantling of former nuclear workshops, the performances of recently introduced high power continuous wave ND:YAG lasers are assessed," Nucl. Eng. Des. 240, 2604-2613 (2010).

[4] P. A. Hilton, and A. Khan, "Underwater cutting using a 1μm laser source, J. Laser Appl. 27," 032013 (2015).

[5] A. Choubey, R. K. Jain, S. Ali, R. Singh, S. C. Vishwakarma, D. K. Agrawal, R. Arya, R. Kaul, B. N. Upadhyaya, and S. M. Oak, "Studies on pulsed Nd:YAG laser cutting of thick stainless steel in dry air and underwater environment for dismantling applications," Opt. Laser. Technol. 71, 6-15 (2015).

Cs 제거용 복합 소재 합성 및 열처리 안정성 평가

김지민[1,2], 이근영[1*], 오맹교[1], 김광욱[1], 이일희[1], 정동용[1], 문제권[1], 현재혁[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99번길
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

비정상 원전 중대 사고에서 발생하는 대용량 고염/고방사성 폐액의 처리가 중요한 문제로 부각되었으며, 특히 반감기가 길고 비방사능이 높은 ^{137}Cs은 주요 고방사성 핵종으로 볼 수 있다. 고염/고방사성 폐액은 염 성분이 매우 높은 농도로 존재하며, 방사성 핵종으로 인해 높은 방사능을 띄고 있으나 실제 화학적 농도는 극미량이기 때문에 흡착 및 이온교환 방법의 처리가 효과적이다. 흡착 처리 공정에 적용되는 소재는 대상 핵종에 대해 높은 선택성이 요구되며, 처리 후 발생하는 2차 폐기물의 안전한 관리 또한 필요하다. 흡착 소재 열처리를 통해 더욱 안정한 형태의 결정체로 광물화할 수 있으며, 이를 통해 안전성이 확보되는 것으로 알려져 있다. ^{137}Cs을 흡착한 소재도 이와 같은 방법으로 안정성을 확보할 수 있으나, 휘발성 핵종인 ^{137}Cs의 경우 일정 수준 이상의 고온에서 대기상으로 휘발하므로, 추가적인 배기체 처리가 요구된다는 문제점이 발생한다.

본 연구에서는 고염/고방사성 폐액 내 Cs 제거를 목적으로, 물리적으로 안정하고 고효율의 흡착 성능을 갖는 복합 흡착제를 합성하고자 하였으며, 고온 열처리를 통한 안정성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 복합 흡착제 합성

본 연구에서는 Cs 제거 흡착제이자 큰 세공 용적을 가지는 Chabazite(CHA)에 Potassium Cobalt Ferrocyanide(PCFC)를 고정화함으로써 Cs에 대한 선택성을 향상시킨 복합 흡착제를 합성하였다. PCFC는 Cs의 이온교환능이 탁월하지만 입자 크기가 아주 작다는 특성을 갖는다. 이를 보완하기 위한 복합 흡착제는 지지체에 고농도의 $CoCl_2$ 및 $K_4Fe(CN)_6$ 용액을 단계적으로 함침시킴으로써 합성된다. 고농도 용액을 사용하기 때문에 지지체 표면 및 외부에 위치하는 PCFC가 존재할 수 있는데, 이런 불안정 입자들은 폐액 처리 시 미립자 형태로 분리되어 Cs 제거효율을 저하시킨다. 따라서 복합 흡착제는 합성 과정에서 불안정 PCFC의 제거를 목적으로 충분한 세척이 요구된다. 이에 따라 미립자 분리/제거를 최적화하기 위해 증류수를 사용하여 수회 반복 세척하였으며, 이때 복합 흡착제의 PCFC는 11.1±1.6wt%의 비율로 고정화되는 것으로 나타났다.

2.1.2 흡착률 평가

모든 실험은 담수 및 해수 조건을 모사한 모의폐액을 사용하여 수행되었다. 모의폐액의 전체 Cs 농도는 1 mg/L가 되도록 준비하였으며, 분석의 정확성을 위해 방사성동위원소(^{137}Cs)를 3.7×10^2 Bq/mL에 해당하도록 추적자 규모로 첨가하여 흡착률을 평가하였다.

흡착 실험은 흡착제를 m/V=10 g/L가 되도록 모의폐액에 주입한 후, 2 시간 동안 교반시킨 용액을 고-액 분리하여 용액의 잔류 Cs을 Multi-Channel Analyzer를 통해 정량하고, 분석 결과를 통해 흡착효율(adsorption yield, %)를 계산하였다.

2.1.3 열처리 거동 평가

모의폐액과의 반응 시료로부터 얻은 고체 시료는 증류수로 수회 세척한 후 건조하여 시료를 준비하였다. Cs 흡착 고체 시료의 열처리 거동 평가를 위해 가열로(Furnace)를 이용하여 800-1100℃ 범위에서 열처리를 수행하였으며, 가열 온도 변화에 따른 Cs 휘발률을 분석하였다. 이때 안정성을 분석하기 위해 열처리 후 시료를 1M NaCl 용액과 반응시키고(m/V=1 g/L), 고-액분리하여 용액의 Cs을 정량하여 Cs의 수용액상 용출률을 평가하였다.

2.2 결과 및 토의

최적의 합성법을 통해 얻은 복합 흡착제는 불안정한 PCFC 입자 대부분이 제거되며, CHA의 세공 내부에 안정적인 형태로 고정화된 PCFC로 구성됨으로써 물리적 안정성이 향상된다. 이 흡착제는 증류수

조건에서는 1 분 이내에, 해수 조건에서는 30 분 이내에 Cs에 대한 흡착 효율이 99% 이상으로 높은 효율을 보였으며, 이를 통해 복합 흡착제는 고염/고방사성 폐액 내 Cs을 고효율로 신속하게 제거할 수 있을 것으로 사료된다.

Fig. 1. Result of heat treatment in salt-free / high salt condition at 25℃ and 1100℃ of the composite adsorbent.

Cs을 흡착하고 있는 상태의 PCFC를 열처리하였을 때, PCFC의 CN이 분해되면서 결정 구조가 깨지므로 Cs이 쉽게 휘발되는 반면에 CHA의 경우는 비교적 높은 온도까지 Cs의 휘발 없이 pollucite와 같은 광물상으로 재결정됨으로써, 안정성이 확보된다. 이런 특성을 갖는 두 물질이 공존하는 복합 흡착제의 경우 열처리에 따른 Cs 휘발은 Table 1에서 보는 바와 같이 PCFC의 비율에 직접적인 영향을 받으며, 합성과정에서 불안정한 PCFC의 비율이 높을수록 Cs이 쉽게 휘발될 것으로 사료된다. 따라서 최적화된 합성법을 통해 얻은 복합 흡착제는 안정적인 PCFC로 구성됨으로써 Cs 휘발의 기회가 감소하기 때문에 더 높은 가열온도 조건으로 처리할 수 있으며, 더욱 안정한 형태로 변화시킬 가능성이 있다.

가열온도를 800℃부터 1100℃까지 변화시킨 실험에서 담수 조건보다 해수와 같은 고염 조건에서 Cs을 흡착시켰을 때, Cs의 휘발이 억제되는 결과를 얻었다. 이에 따라 고염 조건에서의 흡착 처리을 통해 보다 고온의 가열온도 조건으로 열처리가 가능할 것으로 사료된다. 또한, 안정성을 평가하기 위해 열처리 후 시료의 용출률을 분석하였을 때, 900℃ 이상의 가열온도에서 처리된 시료는 Cs의 용출이 발생하지 않는 것으로 나타났으며, 900℃ 이상의 가열온도 조건에서 안정한 형태의 결정체로 광물화됨을 알 수 있었다.

이러한 복합 흡착제의 열처리 후 Cs 휘발 및 용출에 대해 특성을 분석함으로써, 흡착처리 후 발생하는 2차 폐기물의 안전한 처리 및 관리를 위한 최적의 열처리 조건을 도출할 수 있을 것으로 사료된다.

Table 1. Volatilization % of Cs with different washing method of the composite adsorbent

Washing methods	Ratio of PCFC	Temp.	Cs volatilization
Ac(1) / DW(1)+Ac(1)	34.15wt%	900℃	23.52%
DW(2) / DW(2)	19.48wt%	900℃	8.27%
DW(2) / DW(3)	10.51wt%	900℃	3.04%

Table 2. Volatilization % in the composite adsorbent with the presence or absence of salt

Washing method	Solution condition	Temp.	Cs volatilization
DW(2) / DW(3)	salt-free	900℃	3.04%
	high-salt	900℃	0%
	salt-free	1100℃	3.56%
	high-salt	1100℃	0.70%

3. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

4. 참고문헌

[1] 이근영, 김지민, 오맹교, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권, "사용후 Cs 흡착제의 열처리에 따른 안정성 평가", 한국방사성폐기물학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 14(1), 375-376, 5.25-27, 2016, 목포.

[2] T. Vincent, C. Vincent and E. Guibal, "Immobilization of metal hexacyanoferrate ion-exchangers for the synthesis of metal ion sorbents-A mini-review", Molecules, 20(11), 20582-20613 (2015).

6분과

방사선환경 및 안전(Oral)

KOREAN RADIOACTIVE WASTE SOCIETY

체렌코프 원리 기반 광섬유 방사선 센서모델을 이용한 방사화 생성물 검출 시뮬레이션

한화정, 김범규, 박병기*
순천향대학교, 충청남도 아산시 순천향로 22
*withan@sch.ac.kr

1. 서론

방사선 구역 내 주요 피폭원은 부식생성물에서 방출되는 핵종이며 특히 Co-60, Co-58, Zn-64, 및 Mn-54 등의 방사화 생성물은 계통 선량율을 증가시키는 주요 요인이다. 반감기가 긴 Fe-55, Ni-63 및 Co-60은 방사성폐기물의 취급과 처분 시에도 특별한 관리가 요구되는 핵종들이다. Co-60은 구역 내 전체 선량율에 상대적으로 가장 높은 비율을 차지한다. Co-60은 5.27 년의 반감기를 가지며 베타 붕괴를 통해 Ni-60으로 붕괴한다. 붕괴 시 1.33 MeV와 1.17 MeV의 높은 에너지를 가지는 감마선을 방출하기 때문에, 방사선 구역 내의 안전 관리를 위해 방사선 측정이 필요한 핵종이다[1].

일반적으로 감마선은 매질과의 상호작용으로 다양한 물리적 반응들이 일어날 수 있다. 예를 들어, 사용후핵연료로부터 방출되는 감마선은 저장조의 물 분자와 상호작용하여 체렌코프 방사선을 발생시킨다. 체렌코프 방사선은 하전입자가 물과 같은 투명한 매질을 빛의 위상속도보다 빠르게 진행할 때 발생하는 현상인데, 이 원리를 이용하여 감마선을 검출하기 위한 광섬유 방사선 센서 연구가 진행되고 있다. 광섬유 방사선 센서는 작고 유연하며 원거리에서도 손실 없이 광 신호 측정이 가능한 이점을 가진다. 또한 전자기 방사선 환경에 대한 내성을 가지므로 극한의 방사선 환경에서 감마선을 검출하는 데 이용될 수 있다[2-3].

본 연구에서는 체렌코프 원리 기반의 광섬유 방사선 센서를 이용하여 방사화 생성물의 감마선을 검출하는 시뮬레이션을 수행하였다. 길이가 서로 다른 광섬유 방사선 센서를 동시에 사용하여 체렌코프 방사선을 검출하였으며, 감법을 적용하여 감지영역에서 체렌코프 방사선만을 고려하였다.

2. 본론

방사화 생성물 검출 시뮬레이션을 수행하기 위하여 몬테카를로 기반의 GEANT4(Geometry and Tracking) toolkit을 사용하였다. GEANT4 toolkit은 다양한 분야에서 방사선 검출기 또는 고 에너지 물리 실험과 같은 시뮬레이션을 위해 이용되고 있다[4].

2.1 감마선의 상호작용

시뮬레이션 진행되는 동안 감마선이 광섬유 매질과 상호작용으로 발생하는 물리 반응을 다루기 위해 GEANT4 내 물리적 모델을 이용하였다. 감마선의 상호작용(광전효과, 컴프턴 산란, 전자쌍생성)과 광섬유 방사선 센서의 광학 반응(체렌코프 효과, 굴절, 반사, 흡수)을 물리 반응 목록에 포함시켜 구성하였다.

2.2 광섬유 방사선 센서

광섬유 방사선 센서는 core 직경 1 mm, 개구수 0.48인 실리카 광섬유 (BFH48-1000, ThorLab)를 이용하여 모델링하였다. 서로 다른 길이를 가지는 두 개의 광섬유로 구성되며 하나는 감지 광섬유이고, 다른 하나는 기준 광섬유이다. 광섬유 방사선 센서는 방사선원의 측면에 위치하며 모든 광섬유의 양 끝 단에는 각각 반사체와 검출기를 부착하였다.

광섬유 방사선 센서의 검출방법은 선행연구[5]를 참고하여 광섬유 간의 길이 차이를 이용해 감지영역에서 발생하는 체렌코프 방사선만을 고려하였다.

2.3 시뮬레이션

시뮬레이션 공간은 납 벽으로 차폐되어 있으며, 광섬유 방사선 센서는 한 쪽 벽을 관통하여 위치해 있다. 방사선원으로는 잘 알려진 방사화 생성물 중 하나인 Co-60를 이용하였다.

시뮬레이션이 시작되면, Co-60이 붕괴하며 감마선이 방출된다. 감마선이 광섬유 방사선 센서로 입사하면 광섬유와 상호작용에 의해 이차전자를 생성한다. 이차전자에 의해 체렌코프 현상이 발생하고, 그로 인해 발생된 체렌코프 광자가 광섬유를 따라 진행하다 검출기에 도달하여 흡수된다. 흡수된 광자의 정보는 출력 파일에 기록되며 시뮬레이션은 종료된다.

2.4 시뮬레이션 결과

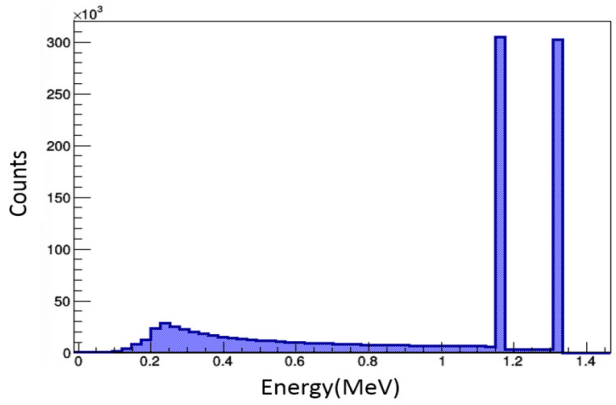


Fig. 1. Gamma-ray emitted by radioactive decay spectrum in GEANT4.

Fig. 1은 Co-60으로부터 방출되는 감마선의 에너지 분포를 나타낸 Fig이다. 감마선 에너지 분포는 초기에 방출된 일차 광자에 의해 1.17 MeV와 1.33 MeV에서 두 개의 봉우리를 나타내었으며, 초기 광자의 비율은 각각 30.00%로 계산되었다.

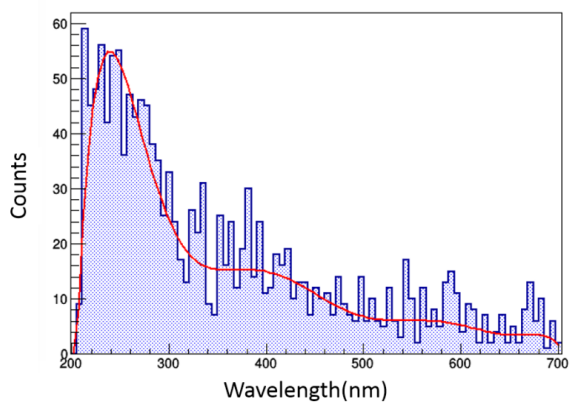


Fig. 2. Wavelength histogram of Cerenkov photon.

다음으로 시뮬레이션을 통해 출력 파일에 기록된 체렌코프 광자 에너지를 다음 식 1을 이용하여 파장으로 변환하였다.

$$\lambda = \frac{h*c}{E_{photon}} \qquad (1)$$

h는 플랑크 상수이고, c는 빛의 속도이다. E_{photon}은 시뮬레이션을 통해 기록된 체렌코프 광자의 에너지이다. Fig. 2는 계산된 파장값을 토대로 나타낸 히스토그램이다. 200 nm 부근에서 가장 높은 봉우리를 나타내며 파장이 길어질수록 감소하는 형태를 보였다. 이는 일반적으로 잘 알려진 체렌코프 방사선이 가지는 스펙트럼 형태와 유사하다는 것을 확인하였다.

3. 결론

본 연구에서는 체렌코프 원리 기반 광섬유 방사선 센서를 이용하여 방사화 생성물인 Co-60를 검출하는 시뮬레이션을 수행하였다. Co-60으로부터 방출되는 감마선의 에너지 분포를 구하여 나타내었을 때, 1.17 MeV와 1.33 MeV에서 가장 높은 분포를 보였다. 또한 시뮬레이션을 통해 기록된 체렌코프 광자 에너지를 파장값으로 계산하여 히스토그램으로 도시하였다. 200 nm 영역에서 가장 높은 봉우리를 나타내었고, 점차 감소하는 형태를 보였으며, 이는 일반적으로 체렌코프 방사선이 나타내는 스펙트럼의 형태와 유사함을 확인하였다. 앞으로의 연구방향은 Co-60 외 방사화 생성물에 대해 체렌코프 방사선 검출 시뮬레이션을 수행하고 각 방사화 생성물을 구분할 수 있는 특성을 파악하고자 한다.

4. 감사의 글

이 연구는 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 자원을 통한 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다 (2016M2A8A5904264).

5. 참고문헌

[1] 김상현, 김인섭, 원자력 발전소 배관재 부식생성물 모사와 분석에 관한 연구, 한국원자력학회 2002 추계학술발표회 요약집, (2002).

[2] J. V. Jelly, Cerenkov radiation and its applications, British Journal of Applied Physics, 6(7), (1955), 227-232.

[3] M. R. Arnfield, H. E. Gaballa, R. D. Awicker, Q. Islam, and R. Schimidt-Ullrich, "Radiation-induced light in optical fibers and plastic scintillators: Application to brachytherapy dosimetry", IEEE Trans. Nucl. Sci., 43, (1996), 2077-2084.

[4] Geant4 Collaboration (S. Agostinelli, et al), "Geant4-a simulation toolkit", Nucl. Instrum Moethods Phys. Res. A, 506, (2003), 250-303.

[5] S. H. Shin, D. Jeon, J. S. Kim, J. S. Jang, K. W. Jang, W. J. Yoo, J. H. Moon, B. G. Park, S. Kim, and B. Lee, "Measurements of longitudinal gamma ray distribution using a multichannel fiber-optic Cerenkov radiation sensor", Meas. Sci. Technol., 25, (2014), 1-6.

휴대용 Quad-CZT Array System 개발 및 성능평가

이애리[1], 정희준[1], 정원영[1], 신중기[2], 곽성우[1*], 박욱량[1], 김용권[3]
[1]한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[3](주)뉴케어, 인천광역시 연수구 송도미래로 30
*swkwak@kinac.re.kr

1. 서론

CZT(CdZnTe) 반도체 검출기는 핵물질 안전조치 관점에서 신연료의 U-235 농축도 검증을 위해 널리 활용되고 있으나, 다른 신틸레이터 기반의 검출기들에 비해 물리적인 크기가 작아 상대적으로 검출효율이 낮다는 단점이 있다. 이에, 본 연구에서는 4개의 CZT를 병렬 배치하고 분석 알고리즘을 개발함으로서 본래의 CZT 검출기가 가지고 있는 단점을 개선하고자 하였다. 또한 개발된 검출기 Array의 특성 및 성능 평가를 위해 IAEA의 사찰 장비인 IMCN(an Inspector Multi Channel analyser coupled with a low-resolution NaI(Tl) gamma ray detector)과의 비교·평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 Quad-CZT Array System

Quad-CZT Array System은 4개의 CZT와 납 차폐체, 데이터 수집보드와 같은 전기공학적 요소들과 배터리 및 케이블로 구성되어 있다 [Fig. 1]. 휴대성을 고려하여 가방 형태로 제작하였으며, 장비의 크기는 H23.5 × W51 × L38 cm 이며 무게는 28 kg 이다.

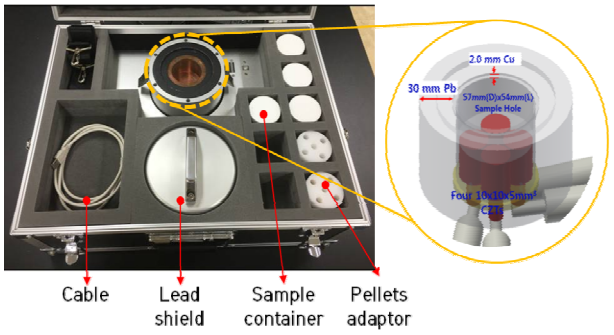


Fig. 1. Quad-CZT Array System.

본 장비는 UO2 소결체(pellet)와 분말(powder) 그리고 신연료봉(fresh fuel rod)의 농축도 측정이 가능하며, 측정한 결과는 본 장비와 함께 개발된 분석 프로그램을 통해 확인이 가능하다.

2.2 IMCN

IAEA는 일반적으로 물자재고검사(PIV, Physical Inventory Verification) 시, 주로 IMCN 장비를 활용하며, IMCN은 NaI(Tl) 검출기, 차폐체, 그리고 다채널분석 프로그램(IMCA 2000)으로 구성되어 있다 [Fig. 2].

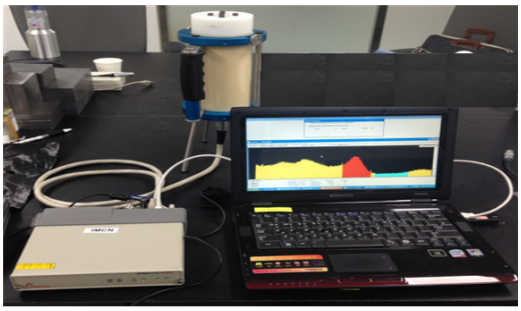


Fig. 2. IAEA Enrichment measuring equipment (IMCN) using the NaI(Tl) Detector.

NaI 검출기는 상온에서 분석이 가능하고, 계수효율이 높고, 다양한 형태로 제작이 가능하다는 장점이 있으나, 에너지 분해능이 낮으며 조해성이 있다는 단점이 있다. 따라서 최근 IAEA는 NaI(Tl)의 낮은 분해능 때문에 검사 결과의 신뢰성 향상을 위해 $LaBr_3$(Ce) 검출기로 대체하고 있는 추세이다. $LaBr_3$(Ce) 검출기는 고가이기 때문에 점진적으로 교체되고 있으며 현재는 NaI(Tl)와 $LaBr_3$(Ce) 둘 다 선택적으로 사용하고 있다.

2.3 Quad-CZT Array System 성능평가

㈜한전원자력연료의 협조 하에 개발된 장비의 성능 평가를 수행하였으며, 비교·분석을 위해 IMCN 장비를 이용하여 동일한 실험을 수행하였다. 본 비

교·분석 실험에서 사용된 핵연료(UO_2 소결체)는 농축도 3.14% 이며, 동일 조건에서 수행 된 시간 별 측정 결과는 다음과 같다.

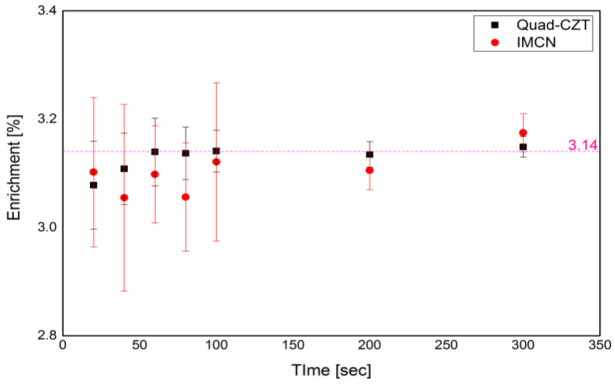


Fig. 3. Comparison of Measurement Results of UO_2 Pellets Enrichment.

Fig. 3에서 알 수 있듯이 Quad-CZT와 IMCN 장비 둘다 시간에 따라 상대적 오차는 감소하고 있지만 최초 20초 일 때만 제외하고 전체적으로 본 연구에서 개발된 Quad-CZT의 상대적 오차가 작았다. 50초 일 때 오차가 ±5% 이내로 안전조치 검사시 요구되는 조건을 만족시킬 수 있었다. 결국, 전체적으로 Quad-CZT Array System의 성능이 IMCN 보다 우수하였으며, 상대적으로 짧은 시간 내에 정확한 결과가 도출되었다.

농축도 별 장비의 성능평가를 위하여 농축도가 다른 다섯 개의 시료(0.7%, 1.71%, 2.20%, 3.14%, 4.10%)를 분석하였다. 계측 시간은 일반적인 IAEA의 계측 시간을 고려하여 100초, 300초로 설정하였다. 분석 결과, 두 장비 모두 IAEA 권고 오차범위(5%)에 부합하였으나, 본 연구에서 개발된 Quad-CZT Array System이 IMCN 장비보다 더 정확한 결과를 도출하는 것으로 평가 되었다.

3. 결론

본 연구에서는 현장에서 빠르고 정확한 농축도 검증을 위해 Quad-CZT Array System를 개발하고, IAEA 사찰장비와의 비교·분석을 통한 성능평가를 수행하였다. 평가 결과, 본 연구에서 개발된 장비가 사찰장비인 IMCN보다 더 빠른 시간 안에 정확한 결과 도출함을 확인할 수 있었다. 하지만 장비의 무게가 사찰장비에 비해 무겁다는 단점이 있어, 향후 추가 연구를 통해 장비의 경량화 및 적용범위 확대 방안을 모색할 예정이다.

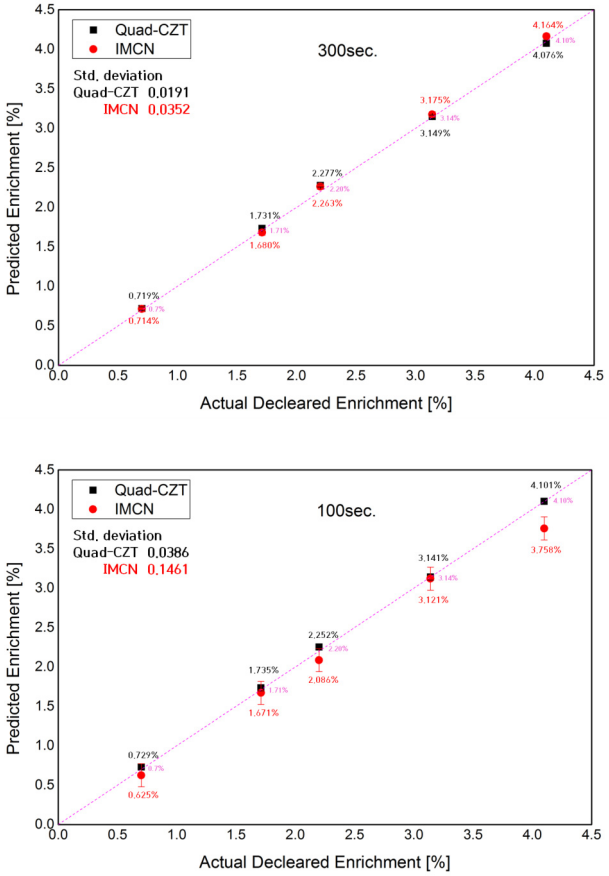


Fig. 4. Performance Comparison of the Quad-CZT Array System and IMCN under Two Different Measurement Times.

4. 참고문헌

[1] Z. Xiaoqing, C. Zeng, D. M. Jamal, and P. Hao, "Improving the Spatial Resolution in CZT Detectors using Charge Sharing Effect and Transient Signal Analysis: Simulation Study", Nuclear Inst. And Method in Physics Research, Vol.808, p. 60, 2015.

[2] S. A. El-Mongy and H. A.I, Depleted, "Natural and Low Enriched Uranium Verification by Recent Portable Passive Non-destructive Assay Tools", Journal of Nuclear and Radiation Physics, Vol. 2, No. 2, p. 79-87, 2007.

CT 방법을 이용한 질량감쇠계수 결정 및 자체감쇠 보정

이정빈[1], 이준호[1], 변종인[2*], 윤주용[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k975bji@kins.re.kr

1. 서론

일반적인 감마선분광분석에서는 효율교정용 표준선원을 이용하여 검출기의 에너지에 따른 교정을 수행한다. 그러나 분석하고자 하는 시료의 화학적 구성과 밀도가 교정용 선원과 다를 경우, 자체감쇠 효과로 인해 방사능분석결과에 영향을 미쳐 분석결과가 과소 또는 과대평가 될 수 있다. 자체감쇠보정은 효율과 분석대상 시료 및 효율교정선원의 선감쇠계수를 이용하여 이루어지는데, 그 중 선감쇠계수(μ_l)는 자체감쇠효과에 영향을 주는 인자로서 일반적으로 콜리메이터를 이용하거나 화학분석을 통해 얻은 시료의 구성원소비에 대한 정보를 이용하여 실험적으로 결정할 수 있다. 그러나, 일반적인 실험실 조건 혹은 미지선원일 경우, 위와 같은 방법의 감쇠계수의 산출과정에서 시간 및 경제적 효율성이 저하될 수 있다. 이에 본 연구에서는 일반적인 환경방사능 분석 실험실에서 활용 할 수 있는 CT (Calibration Transmission) 방법[1]을 이용하여 구성성분을 알지 못하는 시료의 에너지에 따른 질량감쇠계수(μ_m)를 산출하고, 자체감쇠효과 보정을 수행하였다. 본 방법의 타당성 검증을 위해 산출된 보정인자를 방사능 농도 분석에 적용하여 시료의 기준 방사능 농도 값과 비교·분석하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

관심시료의 μ_m을 산출하기 위해 CT 방법을 이용하였다. 이를 위해 AC (Activated Charcoal), H_2O, MnO_2, NaCl, Na_2CO_3, 및 $(NH_4)_2SO_4$ 를 관심시료에 대한 측정시스템 교정용 기준시료로서 이용하였으며, 적용성 평가를 위한 방사능분석 대상 시료는 IAEA RM (Reference Material)을 이용하여 수행하였다. μ_m 산출을 위한 시료는 직경 60 mm의 원통형 아크릴 용기에 20 mm 두께로 충전하였으며, 실제 방사능 농도 분석용 시료는 동일 시료를 30 mm의 두께로 충전하였다. CT 방법을 이용한 질량감쇠계수 산출에 사용된 점선원은 교정과정을 간소화하기 위해, 관심 에너지영역을 포함하는 37 kBq의 ^{241}Am, ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{152}Eu 및 ^{210}Pb의 점선원(Point-like disk source)을 이용하였다. 감마선측정을 위해 상대효율 30%의 HPGe (High Purity Germanium) 검출기를 이용하였으며, 축차우연동시합산효과를 무시하기 위한 검출기 설정 및 측정시간과 μ_m의 산출은 참고문헌 [1]에서 제시된 절차에 따라 수행하였다. 도출된 질량감쇠계수를 아래의 식(1)에 적용하여 방사능농도 산출시 보정을 위한 자체감쇠계수 산출에 이용하였다[2].

$$I(\mu) = \int_0^R \int_0^t \frac{\exp(-\mu(E) z_a)}{z^2} dx dr \qquad (1)$$

위 식에서 R, t는 각각 원통형 시료의 직경과 높이, z_a는 샘플 하단 부 부터 시료 내 r만큼 떨어진 지점까지의 거리, z는 계측기로부터 시료 내 r만큼 떨어진 지점까지의 거리이며, $\mu(E)$는 해당 에너지의 선감쇠계수를 의미한다. 환경시료에 대한 본 방법의 타당성을 검증하기 위해 인공 및 자연 방사성핵종을 포함하는 IAEA RM인 IAEA-360, IAEA-455 및 IAEA-447 토양시료를 정량분석하고 참고 방사능 값과 비교·평가하였다. 또한, 밀도차이에 따른 자체감쇠보정인자 비교를 위해 효율 교정용 표준선원보다 작은 밀도를 갖는 건초 및 분유 시료에 대하여 자체감쇠보정인자를 산출하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1은 CT 방법을 위한 측정시스템 교정결과를 보여주며, μ_m은 본 선형회귀분석을 통해 아래와 같이 산출될 수 있다.

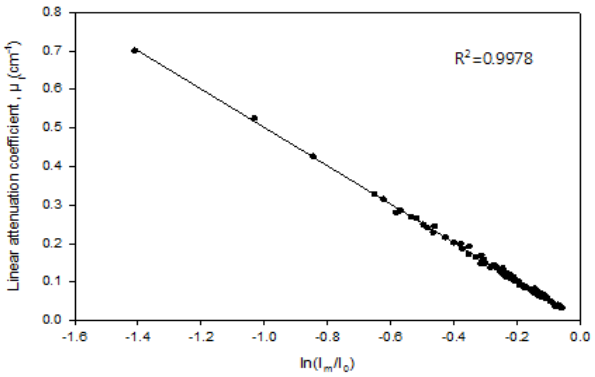


Fig. 1. The linear attenuation coefficients versus the ratio $\ln(I_m/I_0)$.

$$\mu_m(E) = (a + b\ln(R(E)))/\rho \qquad (2)$$

이때, a, b는 각각 0.0025385, 0.49839으로 결정되었으며, $R(E)$는 에너지에 대한 시료 유·무에 따른 감마선 투과비, ρ는 밀도를 나타낸다. 식 (2)를 통해 반실험적으로 얻은 각 IAEA RM에 대한, 감마선에너지에 따른 μ_m는 Fig. 2와 같다.

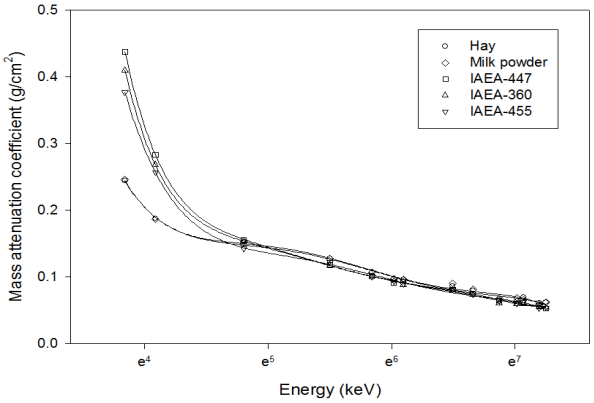


Fig. 2. The mass attenuation coefficients versus the Energy (keV).

Fig. 3은 IAEA RM의 에너지에 따른 자체감쇠보정인자 산출 결과를 보여주며, 비교적 밀도가 1보다 작은 건초(Hay)나 분유(Milk Powder)의 경우 에너지가 증가함에 따라 자체감쇠보정인자가 작아지는 경향을 보이는 반면, 밀도가 1보다 작은 IAEA-455를 포함하여 IAEA-447 및 IAEA-360 토양 시료는 이와 상반된 경향을 보이는 것을 확인할 수 있다. 또한, Fig에서 보이는 것과 같이 대체로 효율교정용 표준선원에 비해 측정시료의 밀도가 작은 경우 자체감쇠 보정인자의 역수가 작으며, 반면 밀도가 교정선원 보다 큰 경우 반대의 경향을 보이지만,

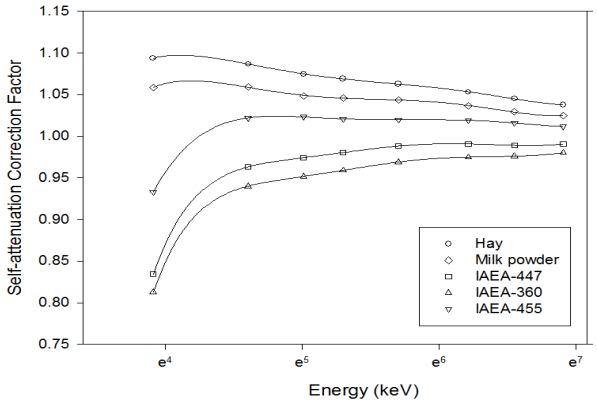


Fig. 3. Correction Factors of the samples in energy ranges from 50 keV to 1500 keV.

IAEA-455(ρ=0.89 g/cm^3)와 같이 약 200 keV 미만의 에너지에 대해서는 IAEA-360(ρ=1.43 g/cm^3) 및 IAEA-447(ρ=1.22 g/cm^3)과 같은 토양이라 하더라도 밀도에 따른 경향을 보이지 않은 것을 확인할 수 있다. 각 IAEA RM 중 Ac-228, Cs-137, K-40, Ra-226(Bi-214, Pb-212), Tl-208, 및 U-238(Th-234)에 대하여 자체감쇠보정을 통해 정량분석 한 결과 평균 5% 이내에서 기준방사능과 일치함을 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 CT 방법을 이용하여 효율교정용 표준선원과 구성성분 및 밀도가 다른 IAEA RM의 μ_m를 산출하고 자체감쇠효과 보정을 통해 방사능 농도 정량분석을 수행하였으며, 본 방법의 타당성을 검증하였다. 시료의 구성성분 및 밀도에 보다 큰 자체감쇠효과를 가질 수 있는 저에너지 감마선방출핵종에 대한 감마선분광분석에 유용하게 활용될 수 있으며, 미지시료의 방사능 농도를 구함에 있어 보다 최적화된 분석방법으로 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] J.I. Byun and J.Y. Yun. "A calibration transmission method to determine the gamma-ray linear attenuation coefficient without a collimator", Applied Radiation and Isotopes, Volume 102, August 2015, Pages 70-73 (2015).

[2] Debertin K, Helmer RG, "Gamma- and X-ray spectrometry with semiconductor detectors. North- Holland Publ, Amsterdam" (1988).

현장방사능분석을 위한 NaI(Tl) 및 $LaBr_3$(Ce) 검출기의 적용성 평가

이준호[1], 변종인[2]*, 이동명[2], 윤주용[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k975bji@kins.re.kr

1. 서론

HPGe(High Purity Germanium) 검출기는 분해능이 우수하여 현장감마선분광분석에 널리 사용되어 왔다. 그러나, 극저온 냉각상태 유지를 위해 액화질소 및 전기적 냉각 장치가 부대장비로서 함께 운용해야 하기 때문에 신속한 이동 및 설치가 용이하지 않을 수 있다. 이에 대한 방안으로서 섬광검출기가 활용될 수 있으며, 반도체 검출기와 달리 사용 중 냉각이 필요하지 않아 운반 및 설치가 용이한 장점이 있다. 대표적으로 NaI(Tl)와 $LaBr_3$(Ce) 검출기가 사용되어지고 있다[1]. NaI(Tl)은 다른 검출기에 비해 가격이 저렴하고 유지 및 운영이 편하지만 조해성이 있어 온도에 민감하며 분해능이 낮은 이유로 핵종을 판별하는데 제한이 있다. 반면, $LaBr_3$(Ce)은 NaI(Tl)보다 온도 의존성이 작으며 분해능이 상대적으로 높은 장점이 있으나 검출기 내부의 자체 방사능으로 사용시 고려해야하는 단점이 있다. 이러한 섬광 검출기들은 주로 환경 중 또는 비상 시에 선량률 측정 목적으로 활용되어 왔으며, 더 나아가 비상시 현장에서의 방사능 농도 분석을 위한 적용성 연구가 필요할 수 있다. 본 연구에서는 NaI(Tl) 및 $LaBr_3$(Ce) 검출기를 이용하여 현장감마분광분석을 통해 토양 중 방사능 농도를 분석하였다. 본 발표에서는 각 검출기에 대해 핵종의 방사능 농도 분석을 위한 시스템 교정 결과를 제시하고 시료 채취 후 실험실 분석 결과와 비교 평가하여 환경 중 NaI(Tl) 및 $LaBr_3$(Ce) 검출기의 적용성에 대해 논의된다.

2. 재료 및 방법

2.1 계측 시스템

현장감마분광분석을 위해, 3"Φ x 3" NaI(Tl) 및 2"Φ x 2" $LaBr_3$(Ce) 검출기가 이용되었으며 비교 스펙트럼을 얻기 위해 상대효율 30%의 이동형 HPGe 검출기를 이용하였다. 또한, 시스템 교정 및 현장 방사능분석 방법의 신뢰성을 평가하기 위한 실험실 분석에서는 상대효율 30%의 HPGe 반도체 검출기가 이용되었다.

2.2 현장감마분광분석 계측 시스템 교정

현장감마분광분석에서 얻어진 스펙트럼을 방사능 농도로 산출하기 위해 Beck(1972)이 제시한 교정 방법을 이용하였으며, 방사능산출 인자는 아래와 같이 산출된다[2].

$$N_f/A = (N_f/N_0)(N_0/\varnothing)(\varnothing/A) \qquad (1)$$

계측기 교정을 위해 370 kBq의 Co-70, Ba-133, Cs-137, Mn-85, Na-22, Co-60, Eu-152 및 Ra-226 교정 선원을 이용하였다. N_f/N_0는 각도보정인자로서 검출기와 선원의 기하구조에 의존하며, 각각의 검출기 대칭 축에서 교정선원을 1 m 간격을 유지한 채 15도 각도로 검출기를 회전시켜 측정하였다. $N_0/\varnothing$는 응답함수로서 각도보정인자와 마찬가지로 검출기의 크기에 의존하며, 각 검출기 표면에서 1 m 떨어진 지점에 교정선원을 위치하여 각도의존성을 평가하였다. $\varnothing/A$는 토양 중 핵종 농도 당 검출기 위치에서의 총 플럭스로서 이론적으로 계산하여 적용하였다. $LaBr_3$(Ce) 검출기의 경우, 검출기 고유의 자체 백그라운드를 고려하기 위해 150 mm 두께의 저준위 납 차폐체 내에서 백그라운드 측정을 통해 스펙트럼을 얻었으며 현장에서 얻은 $LaBr_3$(Ce) 스펙트럼에서 검출기 자체 백그라운드 제거를 위해 적용하였다.

2.3 측정 장소 및 시료 채취

현장감마분광분석은 강원도 일대에서 수행되었으며 각 검출기마다 3,600 초씩 측정하였다. 또한 참고 방사능 산출을 위해, 현장측정 지점을 중심으로 5 m 및 8 m 거리에서 각각 4개씩 100 mm 깊이로 총 9개의 시료를 채취하였다. 또한 토양의 수직분포를 평가하기 위해 측정 지점에서 0~50, 50~100, 100~200 및 200~300 mm 단위로 깊이별 토양을 채취하였다. 채취된 토양은 실험실로 이동

후 건조 및 분쇄의 전처리를 거치고, Ra-226 분석을 위해 방사평형을 고려하여 21일이 경과한 시점에서 측정 및 감마선분광분석을 수행하였다.

3. 결과 및 고찰

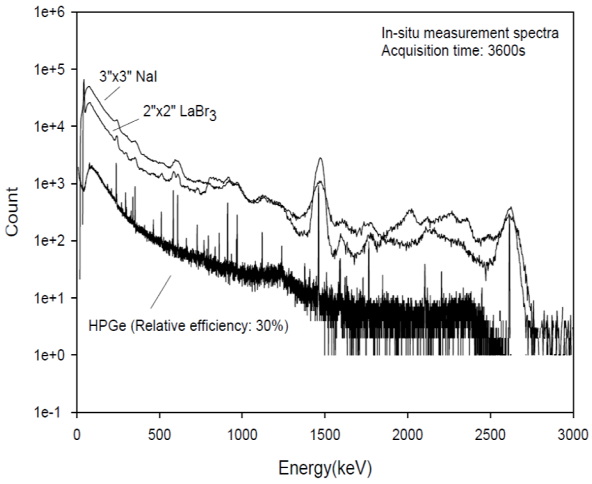


Fig. 1. NaI(Tl), $LaBr_3$(Ce) and HPGe spectrum.

Fig. 1은 2"Φ x 2" $LaBr_3$(Ce), 3"Φ x 3" NaI(Tl) 섬광검출기 및 HPGe 반도체검출기를 이용하여 지표면으로부터 1 m 높이에서 얻어진 스펙트럼을 보여주며, NaI는 HPGe보다 낮은 분해능으로 피크들이 중첩되는 것을 볼 수 있다. 반면, $LaBr_3$는 NaI 보다 분해능이 우수하여 Tl-208 (583 keV)와 Bi-214 (609 keV)의 피이크 분리가 가능한 것을 볼수 있다. 그러나, 검출기 내부의 La-138 (γ선, 788, 1436 keV)및 Ac-227 (α선, 1800~2500 kev)로 인한 자체 백그라운드 때문에 비교적 피이크 분리가 용이하지 않을 수 있다. 이와 같은 섬광검출기의 특징으로 인해, 현장 방사능분석을 위한 피이크 활용에 한계가 있을 수 있다.

Fig. 1에서 볼 수 있듯이 NaI 검출기는 K-40과 Tl-208 (2614 keV) 분석이 용이할 수 있으며, Tl-208의 2614 keV의 피이크를 이용하여 Bi-214의 609.3 keV 피이크를 산술적으로 도출할 수 있다. $LaBr_3$의 경우 Tl-208의 583 keV와 Bi-214의 609.3 keV의 중첩 피이크를 분리하여 방사능을 산출할 수 있으며, K-40 피이크에 대해서는 La-138의 자체백그라운드 피이크로 인해 저준위 납차폐체를 이용하여 측정된 백그라운드와 현장감마핵종 스펙트럼의 채널 대 채널 계수를 빼거나, 피이크 순 카운트 소거를 통해 계수를 산출할 수 있다.

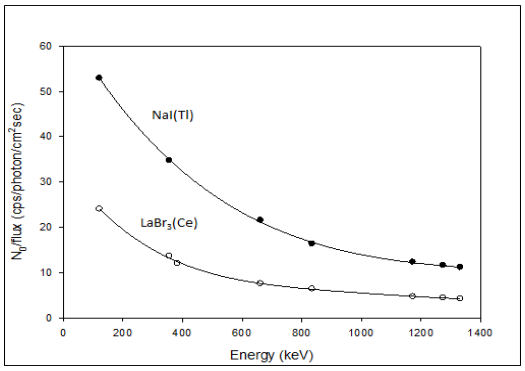


Fig. 2. Response function($N_0/\varnothing$) of NaI(Tl) and $LaBr_3$(Ce).

Fig. 2는 각 섬광검출기의 에너지에 따른 $N_0/\varnothing$ 산출결과를 보여주며, 이론적 및 반실험식을 통해 산출된 N_f/N_0 및 N_f/N_0를 고려하여 U, Th-series 및 K-40에 대한 현장방사능농도 평가결과 계수표준불확도가 현저히 낮은 일부 핵종을 제외하고는 10% 이내에서 시료채취·분석에 의한 실험실 분석결과와 일치함을 보였다.

4. 결론

본 연구에서는 현장감마분광분석을 위해 NaI(Tl) 및 $LaBr_3$(Ce) 검출기를 이용하여 환경 중 감마선 방출핵종의 방사능농도 산출에 대한 적용성을 평가하였다. 방사능산출 인자의 결정에서는 자체백그라운드가 보다 작은 NaI(Tl)이 용이하였으며, 자연방사성핵종에 대한 피이크 선별 및 방사능 산출은 자체백그라운드는 높지만 비교적 분해능이 우수한 $LaBr_3$ 검출기가 유용함을 볼 수 있었다. 두 섬광검출기는 분해능 또는 자체 백그라운드 부분에 있어서 장단점을 보였으며, 휴대 및 측정이 용이한 장점과 함께 계측목적에 따라 허용오차 범위내에서 현장 방사능분석을 위해 유용하게 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

[1] G.H Knoll. Radiation detection and measurements. New York: john Wiley & Sons Inc; (2010).

[2] Beck. H.L.et al, "In situ Ge(Li) and NaI(Tl) gamma-ray spectrometry", New York: U.S. Department of Energy, Environmental Measurements Laboratory; HASL-258; (1972).

수산화알루미늄 제조 전주기 공정부산물 천연방사성핵종 거동특성 분석 및 안전관리 방안 연구

김하임[1*], 김재만[1], 심석구[1], 이경진[2]
[1](주)이엔이티, 대전광역시 유성구 가정로 99
[2]조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*hikim@en2t.com

1. 서론

국내는 천연방사성핵종이 포함된 Bauxite, 인광석, 모나자이트 등의 광물들을 원료물질로 사용하여 다양한 제조과정을 통해 여러 산업분야에서 대량으로 유통하고 있다. 이와 같은 천연방사성핵종이 포함된 원료물질 및 산업활동 중에 발생되는 공정부산물에 의한 작업종사자 및 일반인 방사선 피폭이 생활방사선 안전현안으로 대두되고 있다.

본 연구에서는 천연방사성핵종이 포함된 Buaxite를 이용하여 수산화알루미늄($Al(OH)_3$) 및 소성알루미나(Al_2O_3)를 제조하는 산업체의 사전조사를 통하여 공정흐름과 작업종사자의 작업환경 및 작업실태를 파악하였다. 그리고 외부 및 내부피폭선량 현장탐색 및 시료분석을 통하여 원료물질과 공정부산물의 방사성핵종 거동특성과 안전관리 현황을 파악하여 국내 원료물질 및 공정부산물 취급 산업체의 안전관리 방안을 제시하였다.

2. 본론

2.1 공정부산물 현장탐색 방법론

$Al(OH)_3$ 제조 전 공정은 총 14곳으로 나뉘어 4가지 방법으로 현장탐색이 진행되었다[1]. 먼저, 시료채집 표본은 시료의 표면에서 20 cm정도 안쪽에 위치한 것을 채집하였으며, 천연방사성핵종 및 방사능 정량분석은 한국원자력연구원 및 조선대학교 생활방사선 연구센터에 의뢰하였다.

그리고 외부피폭선량 측정에는 Inspector 1000과 유리선량계 두 가지 방법을 사용하였다. Inspector는 실시간으로 한 장소에서 2대의 계측기를 가지고 2~3회 표면 접촉선량을 측정 및 기록하였으며, 유리선량계는 작업자의 가슴 높이 부근에 부착하여 3개월 계측 후 수거하여 분석을 의뢰하였다.

내부피폭선량 측정에는 Cascade Impactor를 사용하였으며, 대량의 분진이 날리는 작업공간에 설치하고 분진을 포집하였으며, 한국원자력연구원에 분진 포집을 통한 입도별 분포 및 작업자의 호흡을 통한 내부피폭선량의 정량분석을 의뢰하였다.

2.2 공정부산물 현장탐색 위치

Fig. 1은 $Al(OH)_3$ 제조 산업체의 Bayer 공정흐름도에 시료 채집장소, 외부피폭선량 측정을 위한 Inspector 1000 공간감마방사선량률 계측장소와 유리선량계 부착장소 및 내부피폭선량 측정을 위한 Cascade Impactor 포집장소를 보여준다.

시료 채집은 8곳, Inspector 1000 계측은 14곳, 유리선량계 부착은 8곳에서 현장탐색이 진행되었으며, Cascade Impactor는 소성미분알루미나 포장실에 설치하여 분진을 포집하였다.

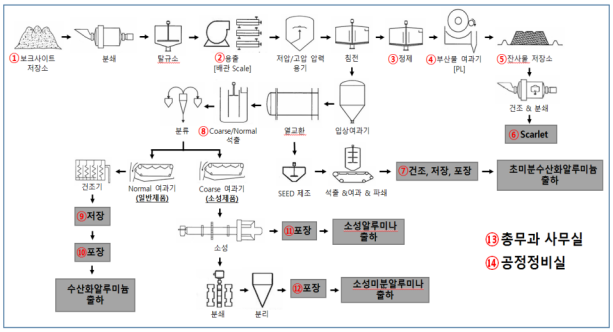


Fig. 1. $Al(OH)_3$ Manufacturing Process and On-Site Radiation Survey.

2.3 공정부산물 방사성핵종 거동특성 분석 및 평가

'생활주변방사선 안전관리법'[2] 시행령 제4조에 방사능 농도가 1 Bq/g을 초과하는 원료물질 또는 공정부산물을 취급하는 산업체는 연간 취급하는 총량으로부터 산출된 방사능이 핵종별로 1,000 KBq을 초과할 경우 등록 대상자에 해당되는 것으로 정의된다.

그러나 $Al(OH)_3$ 제조 산업체의 시료 분석결과 방사능 농도가 1 Bq/g을 초과하는 원료물질 및 공정부산물이 분석되지 않았으므로, 취급자 등록 대상 산업체에 해당되지 않는 것으로 평가되었다.

외부피폭선량 측정에 사용된 Inspector 1000과

유리선량계의 경우 대체적으로 비슷한 값을 나타내었다. 그리나 Scarlet과 수산화알루미늄 저장실 외 2곳은 Inspector 1000으로 표면 접촉선량을 계측한 값보다 유리선량계로 표면으로부터 1m 이상의 높이에서 계측한 값이 더 낮게 측정되었다. 그 이유는 해당 공정의 공간이 밀폐되어 있지 않고 개방됨에 따라 선원의 균질성이 낮아지기 때문으로 판단된다. 표면 접촉선량이 가장 높게 계측된 지점은 잔사물(Red Mud) 저장소로 0.23 μSv/h이며, 보수적인 작업시간(8시간 * 5일 * 50주)으로 가정하여 계산하면 연간 방사선량은 0.46 mSv/y이다. 또한, 유리선량계 분석 값이 가장 높은 지점은 보크사이트 저장소로 0.44 mSv이다. 모두 '생활주변방사선 안전관리에 관한 규정' 제4조 가공제품에 의한 피폭방사선량 및 IAEA 생활방사선 참조 선량기준인 연간 1 mSv를 넘지 않는 것으로 평가됐다.

마지막으로 ^{238}U 및 딸핵종이 모두 방사평형을 이루었다는 가정하에, 작업자의 호흡을 고려하고 ICRP 권고의 선량환산치를 이용하여 계산한 내부피폭선량은 0.056 mSv/y로 분석되었다. Table 1은 현장탐색과 시료분석을 통하여 분석된 평가 결과[3]를 종합적으로 보여주고 있다.

Table 1. On-Site Radiation Survey and Sample Analysis Evaluation Result

No	공정	방사능 농도 (Bq/g)		피폭선량		
				외부피폭 (mSv/y)		내부피폭 (mSv/y)
		^{238}U	^{232}Th	Inspector 1000-NaI	유리 선량계	Cascade Impactor
1	Bauxite 저장소	0.11	0.16	0.3	0.44	-
2	용출	0.86	0.22	0.3	-	-
3	정제	-	-	0.26	-	-
4	부산물 여과기	0.02	<M	0.22	-	-
5	잔사물 저장소	0.18	0.32	0.46	0.32	-
6	Scarlet	0.20	0.28	0.42	0.04	-
7	건조, 저장, 포장	0.05	0.13	0.08	0.04	-
8	석출	-	-	0.18	-	-
9	$Al(OH)_3$ 저장	0.01	<M	0.22	0.04	-
10	$Al(OH)_3$ 포장	-	-	0.096	-	-
11	Al_2O_3 포장	0.01	<M	0.14	-	0.056
12	미분Al_2O_3 포장	-	-	0.1	0.04	-
13	총무과 사무실	-	-	0.22	0.04	-
14	공정정비실	-	-	0.14	0.04	-

2.4 공정부산물 안전관리 방안

연구결과 내부피폭선량보다 외부피폭선량이 대체적으로 높은 경향을 보여주고 있으나, 작업자의 연간 피폭선량에는 영향을 끼치지 않는 정도로 판단되었다. 현재 문제의 소지는 없으나 향후 누적될 수 있는 외부피폭선량의 저감을 위하여 Bauxit의 수입처를 다변화하고, Bauxite 하역 및 운송 작업 시 근접작업에 유의하여야 하며 작업자는 작업시간을 최소화해야 한다.

또한, 공정 중 다량의 미세분진이 대기 중에 확산하기 쉬움으로 현재 작동하고 있는 공기 정화 및 공조 시스템의 정기적인 점검을 지속적으로 해야 한다.

3. 결론

본 연구에서는 $Al(OH)_3$을 생산하는 산업체의 현장탐색을 수행하여 시료의 방사능 농도와 작업자의 피폭선량을 정량적으로 분석하였다. 정량분석을 통하여 공정부산물 방사성핵종 거동특성과 안전관리 현황을 파악하였다.

또한, 전 공정에서 기준치를 넘어 문제가 되는 시료는 발견되지 않았으며, 대체적으로 내부피폭선량이 외부피폭선량 보다 미미하게 작은 값을 나타냈으며, 이에 따른 외부피폭선량의 최소화 방안을 제시하였다.

본 연구결과를 통하여 차후에 여러 국내 주요 산업체의 원료물질과 공정부산물의 안전관리 방안 제시에 활용되고, 국민의 생활방사선 이해와 소통을 통한 사회갈등 문제해결에 기여할 수 있기를 기대한다.

4. 참고문헌

[1] 이엔이티, "산업별 공정부산물 현장탐색 방법론 기술보고서", 4-29 (2016).

[2] 원자력안전위원회, "생활주변방사선 안전관리법", (2016).

[3] 이엔이티, "산업별 공정부산물 특성분석 기술보고서", 29-50 (2016).

중수로 발생 폐수지 처리 공정에 대한 방사선 작업종사자 피폭 선량 평가

이욱제*, 민재성, 김희령
울산과학기술원, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*dldnrwp@unist.ac.kr

1. 서론

중수로 발전소의 경우 $^{17}O(n,\alpha) \rightarrow {}^{14}C$ 반응에 의하여 ^{14}C 방사성 핵종이 발생한다. 생성된 ^{14}C의 경우 이온 교환 수지를 통하여 제거되고 관리가 되며, 특수 용기에 처리되어 저장된다. 월성 중수로의 경우 사용된 폐수지는 저장 탱크에 저장되지만 저장조의 저장량이 충분하지 않아, 향후 10 년 이내에 포화 될 것으로 예상되어 폐수지를 적절한 방법으로 처리하여야한다. 폐수지를 처리하는 공정의 적용을 위하여 폐수지 처리 공정 동안의 방사선 작업종사자의 안전성 평가는 필수적이다. 폐수지 내의 ^{14}C 핵종의 경우 5,730 년의 반감기를 지닌 장반감기 핵종이므로 호흡 및 섭취에 의한 내부 피폭 시 탄소 대사 반응을 초래하여 생물학적 영향을 미칠 수 있다. 본 연구에서는 폐수지 처리 공정 방사선 작업자의 피폭 시나리오를 설정하고 선량 평가를 수행한다.

2. 본론

폐수지 처리 공정의 방사선 피폭 영향 평가를 위하여 RESRAD-Build 코드를 사용하였으며, 본론에서는 선량 평가를 진행하기 위한 시나리오 설정 및 인자에 대한 내용이 서술 될 것이다.

2.1 피폭시간

폐수지 처리 공정에 대한 실질적인 방사선 작업종사자의 피폭 평가를 위하여 방사선에 의한 영향을 받는 시간을 근무 시간으로 정의하였다. 근무 시간의 정의를 위하여 대한민국 연평균 근무 시간을 2014년 OECD를 기준으로 하여 2,124 시간으로 정의하였다[1]. 또한 근무의 종류를 실험실에서 폐수지 처리를 진행하는 작업과 사무실에서 문서 작업을 진행하는 두 가지로 분류 하였다. 각각의 근무에 절반의 시간을 소요한다고 가정하였으며, 1 년의 시간인 8,760 시간으로 나누어 0.1212의 시간 분율이 정의되었다.

2.2 피폭 공간

근무 종류에 따른 피폭 공간의 설정이 진행 되었다. 각각의 피폭 공간이 정의될 수 있으며, 각 공간은 면적으로 정의가 된다. 각 공간을 폐수지 처리 공정이 이루어지는 실험실 및 문서작업을 진행하는 사무실에 대한 두 가지 공간의 정의가 진행되었다.

2.2.1 실험실 공간 설정

실험실의 경우 참고 문헌을 기준으로 실험 장소 및 통로에 대한 마진을 고려하여 8.25 m × 8 m의 공간을 설정하였으며, 66 m^2의 면적으로 설정되었다[2].

2.2.2 사무실 공간 설정

사무실의 경우 아래의 Table 1과 같은 직책 별 소요 면적을 기준을 사용하였다. 실험 진행을 위한 방사선 작업종사자 2명을 설정하여 사무원급의 소요면적이 정의되며, 실험실 관리를 위한 1명의 책임급 연구원으로 부장급의 소요면적을 포함하여 18.22 m^2으로 정의하였다[3].

Table 1. The area in accordance with the work in accordance with the responsibilities

직책	**소요 면적**
사무원	48 sq.ft (4.46 m^2)
비서	72 sq.ft. (6.70 m^2)
부장	100 sq.ft (9.30 m^2)
중역	144 sq.ft (13.40 m^2)
부사장	216 sq.ft (18.54 m^2)
제 1 부사장	324 sq.ft (27.89 m^2)

2.3 차폐 물질

실험실과 사무실 사이에는 건물 벽이 있을 것으로 예상되며, 건물 벽으로 인한 차폐의 효과가 예상된다. 건물 벽의 재질로는 일반적으로 건물에 사용되는 콘크리트로 적용하였으며, 두께는 참고문헌을 기준으로 8 inch (20.32 cm)를 적용하였다[4].

2.4 선원 정보

폐수지 처리 공정의 방사선 작업 종사자의 피폭 선량 평가에 사용되는 방사성 핵종 및 방사능 농도는 월성 발전소에서 실측된 값을 활용하였다. 사용된 핵종은 Co-60, Cs-134, Cs-137, Eu-152 및 C-14이며 각 핵종의 방사능은 아래의 Table 2와 같다. 선원은 실험실에 존재 하는 것으로 가정되었으며 실험실과 사무실간의 공기의 이동이 없으며, 건물 내부와 외부간의 순환도 없는 것으로 가정하였다.

Table 2. The radioactivity that has been utilized for each nuclide by exposure dose assessment

핵종	Co-60	Cs-134	Cs-137	Eu-152	C-14
방사능 (kBq/g)	72.17	8.067	676.2	2.923	7,141

2.5 피폭자 설정

선원을 기준으로 실험실 및 사무실에서 피폭을 받는 각각의 피폭자를 설정하였으며 실험실에서의 피폭자는 선원을 기준으로 x축 기준 1 m, y축 기준으로 1 m 거리에 위치시켰다. 사무실에서의 피폭자는 선원으로부터 x축으로 9 m, y축으로 9 m 떨어진 곳에 위치시켰다. 이러한 피폭자에 대하여 0, 1, 10, 100 년 동안 받는 피폭에 대한 평가를 진행하였다.

2.6 피폭 선량 평가 결과

피폭 시나리오의 설정에 따라 폐수지 처리 공정의 방사선 작업 종사자가 0, 1, 10, 100 년 동안 받는 피폭의 결과를 Table 3에 나타내었다.

Table 3. The annual average dose received during the exposure to the working period (mSv/yr)

장소	피폭 기간 (years)			
	0	1	10	100
실험실	8.21×10^{3}	7.73×10^{3}	5.06×10^{3}	5.46×10^{2}
사무실	3.29	3.03	1.65	1.45×10^{-1}

실험실과 사무실간의 피폭 선량의 값이 크게 차이가 나는 것을 확인 할 수 있다. 그 이유는 선원과 피폭자 간의 콘트리트의 차폐의 영향으로 예상된다.

3. 결론

폐수지 처리 공정의 방사선 안전성 평가를 위하여 피폭 시간, 공간, 선원 및 피폭자 등에 대한 피폭 시나리오를 설정하였다. 이러한 피폭 시나리오를 바탕으로 RESRAD-Build 코드를 활용하여 폐수지 처리 공정 동안 방사선 작업종사자가 받는 피폭 선량이 계산되었다. 선원을 직접 다루는 실험실에서의 피폭자가 사무실에서의 피폭자 보다 많은 선량을 받는 것으로 파악되었다. 추가 연구를 통한 선원에 따른 영향 분석을 바탕으로 추가적인 차폐를 적용하여 안전한 폐수지 처리 공정을 적용할 수 있을 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] OECD statics, http://stats.oecd.org/

[2] http://terms.naver.com/entry.nhn?docId=2268830 &cid=51331&categoryId=51333

[3] http://terms.naver.com/entry.nhn?docId=2268852&cid=51331&categoryId=51333

[4] http://www.askthebuilder.com/thickness-of-poured-concrete-foundation-walls/

[5] H.Y. Yang, J.S. Won, S.J. Lee, Y.Y. Jeong, K.D. Kim, J.H. Ha, and G.I. Park, (2007). Development of 14 C removal technology for the treatment of spent resin from nuclear power plants (No. IAEA-TECDOC--1579 (COMPANION CD)).

[6] Yu, C., LePoire, D. J., Cheng, J. J., Gnanapragasam, E., Arnish, J., Biwer, B. M., ... & Peterson Jr, H. T. (2003). User's manual for RESRAD-BUILD version 3 (No. ANL/EAD/03-1). Argonne National Lab., IL (US).

확률론적 내부피폭 평가 전산코드 개발

노시완[1*], 이재기[2], 이효직[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*snoh@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성물질의 섭취로 인해 발생하는 내부피폭은 외부피폭과 달리 간접적인 측정과 인체 내 거동을 예측하는 수학적 모델에 의해 평가된다. 이 수학적 모델은 제한된 동물 및 인체실험에 근거한 모델이며 개인 간 차이가 발생하므로 그 불확도가 매우 크다. 이뿐만 아니라 내부피폭 평가에는 섭취시점, 섭취경로, 화학형 등 중요한 인자를 가정하는 경우가 많으므로 그 불확도는 더욱 커진다. 그럼에도 불구하고 평가의 편의성을 위해 중앙값 또는 평균값에 의존하는 단일값 평가가 수행된다. 그러나 원전, 핵연료주기시설, 병원 내 핵의학과 등에서 사고로 인해 다량의 방사성물질을 섭취하는 경우 이러한 단일값 평가는 무의미 할 수 있다. 따라서 이러한 경우 불확도를 고려한 분포형태의 평가가 요구되지만 내부피폭 평가절차가 매우 복잡하고 관여 인자가 매우 다양하므로 정량화가 어렵다. 이러한 문제를 해결하기 위해 몬테카를로 기법 및 베이지안 추정과 같은 통계적인 기법들을 적용한 확률론적 내부피폭 평가가 연구되어 왔으나[1-3] 실제 사고 시 적용하기 위한 컴퓨터 전산코드는 가용하지 않은 상태이다. 따라서 본 연구에서는 실제 다량의 방사성물질 섭취 사고 시 확률론적 평가를 통해 분포형태의 내부피폭 선량을 평가할 수 있는 전산코드를 개발하고 이를 예제 시나리오에 적용하여 선량분포를 도출하였다.

2. 내부피폭 불확도 인자

내부피폭 평가에는 수많은 인자들이 사용되며 각 인자들은 각각의 불확도를 갖는다. 이러한 인자들은 크게 섭취와 관련된 인자, 측정에 관련된 인자, 생체역동학(Biokinetic) 모델에 관련된 인자, 기타 인자로 나뉠 수 있으며 이외에도 통계적 기법을 통한 섭취량 추정에도 불확도가 발생한다. 본 연구에서 반영한 불확도 인자들은 Table 1과 같다.

Table 1. Uncertainty components used to calculate internal dose distribution

Group	Component
Intake	- Intake time - Intake mode - Intake route - Chemical form - AMAD
Measurement	- Type A uncertainty - Type B uncertainty
Biokinetic Model	- Transfer rate - Deposition fraction - Fractional absorption
Others	- Organ mass

3. 평가코드 개발

3.1 확률론적 평가 방법론

내부피폭 평가에는 매우 다양한 인자들이 적용되며 선형대수, 통계적 추정과 같은 수학적 기법들이 사용되므로 해석적인 방법으로 내부피폭 선량의 분포를 산출하는 것이 불가능하다. 따라서 본 연구에서는 몬테카를로 방법과 베이지안 추정법을 이용하여 내부피폭 선량의 분포를 산출하고자 하였다. 베이지안 추정법은 기존에 널리 사용되던 최소자승법, 최대우도법과 달리 통계적 추정에서 오는 불확도를 고려한 분포형태의 추정이 가능한 기법이다.

본 연구에 사용된 방법론에서는 우선 내부피폭 평가에 필요한 인자들을 각각의 분포에서 추출하고 이를 이용하여 베이지안 추정의 사후분포를 결정한다. 이렇게 산출된 사후분포는 단 한 번의 추출에 의해 결정된 결과이므로 통계적 유의성을 위해 이를 충분히 반복하여 여러 개의 사후분포를 얻고 이를 이용하여 최종적인 내부피폭 선량분포를 획득한다.

3.2 평가코드 개발

앞서 정의된 인자별 불확도와 평가 방법론을 이용하여 실제 상황에 적용 가능한 확률론적 내부피폭

평가코드를 개발하였다. MATLAB 언어를 사용하였으며 텍스트 및 엑셀 기반의 입출력을 사용한다. 현재는 불확도 자료가 비교적 충분한 Cs, Sr, I에 대한 평가가 가능하며 향후 다른 핵종에 대한 평가 기능을 추가할 계획이다. 이와 함께 rank correlation coefficient를 사용한 민감도 분석 기능을 추가하여 내부피폭 불확도 저감의 최적화에 활용할 수 있도록 하였다.

3.3 예시 시나리오 적용

개발된 평가코드를 이용하여 세 가지 예시 시나리오에 대한 내부피폭 선량분포 계산을 수행하고 민감도 분석을 수행하였다. 각 시나리오에 대한 설명은 Table 2와 같다. Fig. 1, 2는 각각 시나리오 1, 2에 대한 전신선량 분포를 보여주며 Fig. 3은 시나리오 3에 대한 갑상선선량 분포를 보여준다. 민감도 분석결과 첫 번째 시나리오의 경우 소변 배설속도, 두 번째 시나리오의 경우 섭취시간, 세 번째 시나리오의 경우 입자크기가 가장 주요한 인자로 평가되었다.

Table 2. Example Scenario for Internal Dose Distributions Calculation

No	Description
1	- Whole body count - 5×10^5 Bq ^{137}Cs measured - Inhalation - intake 3 day before
2	- Urine sample - 1000 Bq/L ^{90}Sr measured - Unknown intake route - Intake between 4 day before and yesterday
3	- I-131 intake and thyroid monitoring - IAEA inter-comparison Case 4 [4]

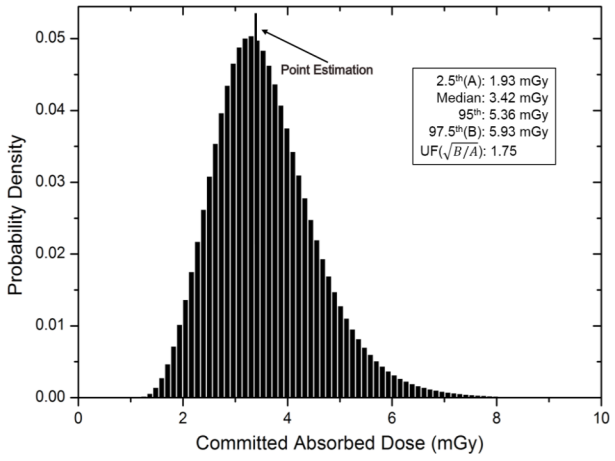


Fig. 1. Total body committed absorbed dose distribution for the scenario 1.

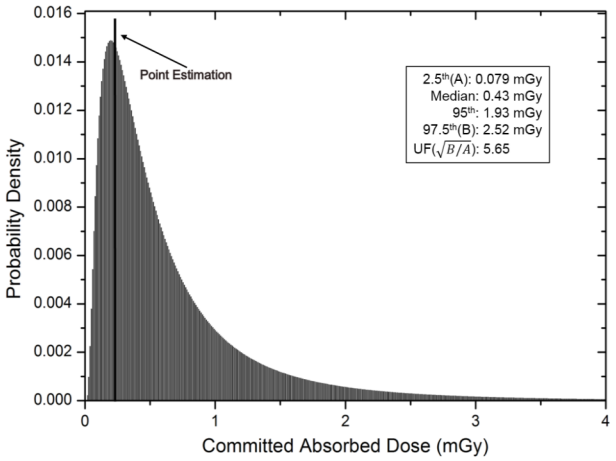


Fig. 2. Total body committed absorbed dose distribution for the scenario 2.

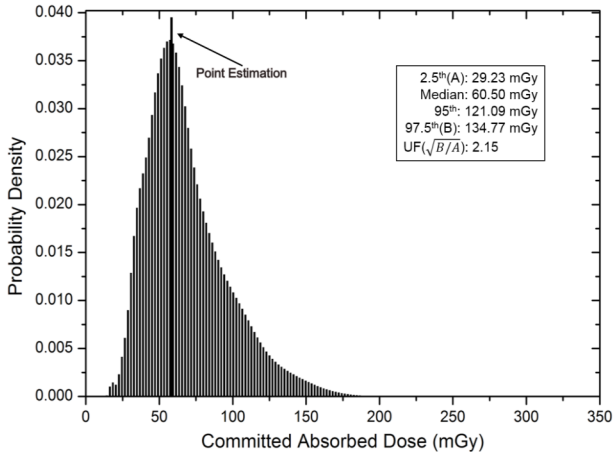


Fig. 3. Thyroid committed absorbed dose distribution for the scenario 3.

4. 결론

본 연구에서는 내부피폭 선량을 단일값이 아닌 분포형태로 평가할 수 있는 확률론적 내부피폭 평가코드를 개발하였고 이를 세 가지 예시 시나리오에 적용하여 내부피폭 선량 분포를 산출하였다. 이를 통하여 사고 발생 시 보다 적절한 사후조치가 가능하며 민감도 분석결과를 통해 보다 효과적인 불확도 감축전략을 수립할 수 있게 된다.

5. 참고문헌

[1] NCRP, NCRP Report No.164, (2009).
[2] M. Puncher, et al., Rad. Prot. Dosim. 156(2), 131-140 (2013).
[3] G Miller, et al., Rad. Prot. Dosim. 98(2), 191-198 (2002).
[4] IAEA, IAEA-TECDOC-1568 (2007).

6분과

방사선환경 및 안전 (Poster)

방사선방호용 측정기 성능시험 체계 구축을 위한 이동식 감마선 조사 시스템 연구

이승규[1*], 유형준[2], 장인수[1], 이정일[1], 김형택[1], 김민채[1,3], 김장렬[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[3]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*sklee11@kaeri.re.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고 이후 방사선과 보건영향에 대한 국민들의 관심이 높아졌으며 이에 따라 다양한 방사선/능 측정기들의 사용이 증가하였다. 원자력 관련 시설의 비상 상황 시 방사선/능의 수치의 감시를 통해 사고를 조기에 발견하고 대처하기 위한 감마선 지역감시기가 운영되고 있다. 또한 해외로부터 수입되는 화물 및 고철을 포함한 재활용 산업용재 등의 방사성물질 오염 여부를 감시하는 방사선/능 감시기가 전국 공•항만에 설치되어 운영 중이다. 이와 같은 방사선 방호/방재/보안을 목적으로 하는 측정기들의 신뢰성은 적절한 교정과 반응도시험 결과를 바탕으로 확보할 수 있으나 시설에 고정되어 운영되는 감시기의 경우, 교정을 위한 이동이 바람직하지 않고 원천적으로 어려운 상황도 있으므로 설치된 상태에서 적합한 방법으로 그 성능을 확인할 수 있는 체계를 구축할 필요성이 증가되고 있다. 기존의 반응도 시험 절차는 거리에 따른 선량률 측정값을 바탕으로 하여 얻은 선량률-거리 관계식에 선원의 붕괴일수를 적용하고 기준 선량률과 비교하여 반응도 보정값을 도출하였다. 하지만 현장 여건에 따라 공간적 제약 등이 발생할 수 있어 현장의 다양한 상황에 대응하는 선량률을 제공하는 데 한계가 있었다. 본 연구에서는 기존의 이동식 감마선 조사기의 한계를 보완하기 위하여, 공간적인 제약이 있는 교정 환경에서 다양한 선량률 범위에서 기기의 반응도를 확인할 수 있도록 감쇠 필터를 사용하는 방식으로 설계를 보완하여 제작하였으며, 실험과 시뮬레이션을 통하여 이에 대한 반응도를 확인하였다.

2. 본론

2.1 이동식 감마선 조사장치의 구성 및 실험

본 연구에서 사용한 이동식 감마선 조사기는 Victoreen의 848-8 모델이며, Cs-137 감마선원을 내장한 장치로써 Fig. 1에서 보는 바와 같이 사용자가 휴대하여 교정 장소로 이동할 수 있다 [1].

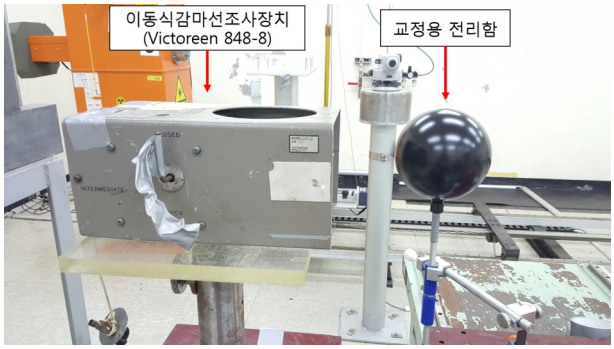


Fig. 1. Portable gamma-ray irradiator.

이동식 감마선 조사장치와 감쇠필터를 이용한 선량률 측정은 감마선장과 엑스선장에서 Fig. 1에서와 같은 교정된 전리함선량계 PTW LS01과 Fig. 2와 같은 KEITHLEY 35617 일렉트로미터, 그리고 KETHLEY 248 high-voltage supply로 구성된 시스템으로 수행하였다.

Fig. 2. Electrometer and high-voltage supply.

선량률 감쇠필터는 넓은 범위의 선량률에 대응할 수 있도록 물질의 밀도가 다른 알루미늄, 구리, 주석으로 제작된 금속 평판을 사용하였다. 조사기 빔

포트 전면에 각각의 필터를 부착하여 선량률이 필터에 따라 감쇠하도록 하였으며 빔 포트로부터 각각 50, 100, 150 cm 떨어진 위치에서 감쇠필터 종류별, 두께별로 전하량을 측정하고 이를 공기커마율 (Air kerma rate, μGy/h)로 환산하였다. Fig. 3은 Al 필터를 사용하였을 때의 필터의 두께별, 거리별 선량률의 관계를 보여주고 있다.

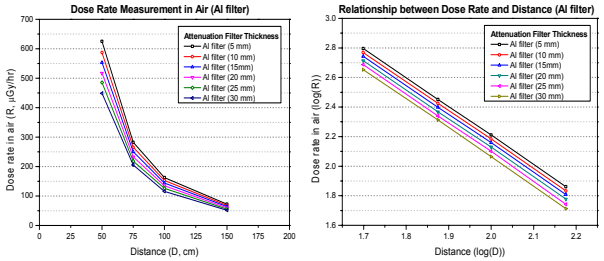


Fig. 3. Relationship between dose rate and distance.

필터의 종류 및 두께에 따라 거리-선량률 관계를 linear fitting 하여 식 1을 사용하여 상관식의 계수를 산출하였다 [1].

$$R = 10^{A} \cdot D^{B} \cdot e^{-\lambda t} \quad (\mu Gy/h) \qquad (1)$$

2.2 몬테칼로 전산모사

다양한 감쇠필터를 적용하였을 때 선량률의 변화, 공간에서의 선량률 분포 등에 대한 정보를 얻기 위해서는 실험만을 통한 결과만으로는 한계가 있으므로, 보다 다양한 상황에 대해 용이하게 접근 가능한 전산모사를 이용하여 계산을 수행하였다. 전산모사에 이용한 코드는 MCNPX를 사용하였으며, flux mesh tally를 사용하여 3차원 공간의 감마선속 분포를 계산하였다. 이동식 감마선 조사기의 내부 구조에 대한 설계 자료의 부재로 인해 조사기 내부 구조를 정확히 모사하는데 한계가 있었으며 이에 따른 전산모사 결과의 신뢰성을 보완하기 위해 실측값과 전산모사 결과를 비교하고 보정함수를 도출하였다. 선량률-거리 관계에서 거리가 증가할수록 실측값과 전산모사 결과 사이에 차이가 발생하는데 이들 사이의 보정함수를 결정하기 위해 해당 데이터를 바탕으로 선형 근사식을 구하였다. 식 1을 이용하여 전산모사와 실측값 간의 보정함 수는 식 2와 같이 도출할 수 있다.

$$R_{\exp} = \left(\frac{R_{cal}}{10^{Bcal}} \right)^{\frac{A_{\exp}}{A_{cal}}} \times 10^{B_{\exp}} \quad (\mu Gy/h) \qquad (2)$$

R_{exp}는 실험을 통해 측정한 값, 즉 참값이며 R_{cal}은 전산모사를 이용하여 계산한 값이다. 다양한 상황과 조건을 전산모사를 통해 간단히 계산하고 위 보정함수를 적용하면 실험값에 근사한 결과를 얻을 수 있다.

Fig. 4와 같이 조사기로부터의 거리에 따른 조사반경과 선량률을 확인하기 위해 시뮬레이션을 통하여 감마선 조사 축방향의 법선면에 해당 선량률 분포를 계산하였다. 이 결과에 따라 교정 작업을 수행할 때 유효빔의 크기를 예측하여 조사거리를 선정할 수 있으며, 조사빔의 퍼짐을 고려한 작업자의 방사선 방호 계획을 수립하는 데에도 참고 자료로써 이용될 수 있다.

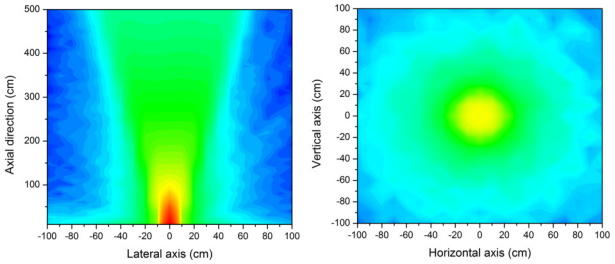


Fig. 4. Distribution of gamma-ray for distance.

3. 결론

본 연구를 통하여 조사거리별, 감쇠필터 종류 및 두께별로 산출한 선량률 계산 근사식을 바탕으로 다양한 조건에서 해당 선량률을 제공할 수 있도록 하는 데이터 베이스를 구축하였다. 이를 이용하여 교정시 참조 선량률과 주위환경여건에 적합한 조사거리를 선정하면 이에 적합한 필터의 종류와 두께를 결정할 수 있으며, 여러 선량률에 대한 교정이 가능하다. 향후 연구를 통하여, 새롭게 구축한 교정체제에 대하여 추가적인 실험 및 시뮬레이션 등을 통하여 실제 교정에 사용할 수 있는 절차서 등을 개발할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] www.flukebiomedical.com/biomedical/usen/products/victoreen/calibration-equipment

[2] 하석호, “감마선 조사장치의 표준교정절차”, 한국계량 측정협회 (2002).

전자소자를 활용한 회구선량평가에서의 적절한 TL측정 온도 결정

장인수[1,2*], 김장렬[1], 이정일[1], 이승규[1], 김형택[1], 김민채[1,2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교 원자력공학과, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*ichang@kaeri.re.kr

1. 서론

회구선량평가기술은 방사선테러나 사고 혹은 기타 다양한 사유로 인해 발생한 방사선 피폭량을 인위적인 선량계 없이 측정하거나 평가하는 기술을 말한다. 회구선량평가는 계산에 의한 선량평가 기법, 생물학적 선량평가 기법, 물리적 선량평가 기법 등이 활용되고 있다. 물리적 선량평가 기법에는 포획전하를 이용한 선량평가 방법으로 반도체나 절연체의 고유한 특성인 TL/OSL 발광 특성을 활용하여 피폭된 방사선량과 비례하는 발광량을 기반으로 선량복원을 하는 방식이다.

회구선량 평가에 활용이 되는 물질은 건축구조물[1], 소금, 전자기기 소자 등이 있으며 그 중 전자기기의 저항소자와 인덕터 소자는 회구 선량평가 영역에서 많은 연구가 진행되고 있다[2,3].

현재 전자소자를 활용한 회구선량 평가에서는 주로 OSL 기법 활용하고 있는 상황이나 TL의 고온 영역을 측정하여 감퇴특성의 영향이 적은 신호를 활용하는 방법 또한 연구되고 있다. 하지만 TL을 측정하는 과정에서 열을 가하게 되는데 최적화되지 않은 가열온도의 설정은 회구선량 평가에 부적절한 결과를 얻을 가능성이 있으므로 최적의 TL 측정 온도를 정하는 연구가 필요한 상황이다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

측정 시료로는 저항소자(삼성전기 SMD 1005 type 510 Ω)와 인덕터(삼성전기 SMD 1005 type 4.7 nH) 소자를 사용하였다.

TL의 측정은 Risoe TL/OSL(DA-20) 측정기를 사용하였다. 해당 장비는 OSL과 TL을 측정하기 위한 장비로 150 MBq의 $^{90}Sr/^{90}Y$ 선원을 내장하고 있고 48개의 시료대를 장착할 수 있는 회전형 시료장착대가 설치되어 있으며 광측정부로서는 PMT(bialkali EMI 9235QA)가 장착되어 있다. 전용 프로그램을 이용하여 다수의 시료에 각각 방사선을 조사하고 측정하도록 되어 있는 효과적인 장비이다. Fig. 1은 측정에 사용된 장비의 사진이다.

실험은 하나의 시료대에 10개의 전자소자를 장착하였고 정해진 선량(60 mGy)을 조사 한 후 TL을 10회 측정하였다. TL을 측정한 온도는 220℃부터 440℃까지 20℃ 간격으로 온도를 설정하여 측정하였다.

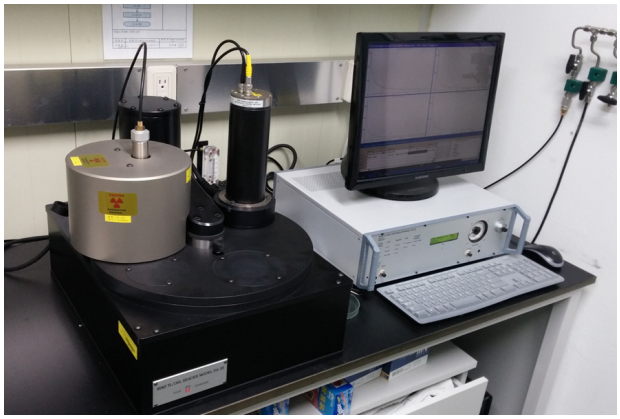


Fig. 1. Risoe DA-20 TL/OSL reader.

TL측정은 TL측정용 필터 마운트를 사용하였고 측정조건은 온도 상승률 5℃, Background 제거기능 활성화로 측정되었다.

2.2 결과 및 토의

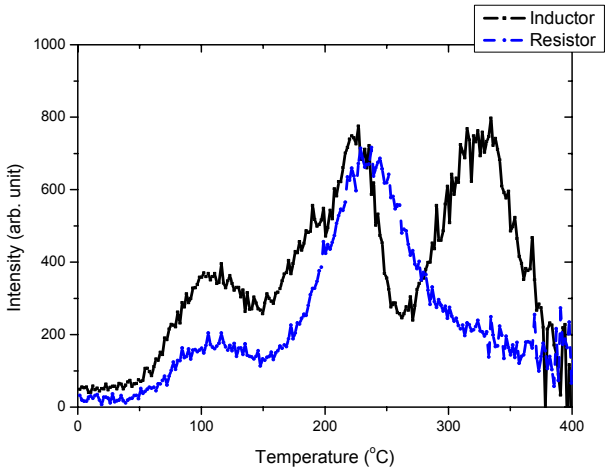


Fig. 2. TL glow curve of electronic components.

Fig. 2에 전자소자의 TL 발광곡선을 제시하였다. 인덕터의 경우 100℃ 부근의 하나의 저온 피크와 200℃와 320℃ 부근 두 개의 고온 발광 피크를 가지고 있는 것으로 측정되었고 저항소자는 100℃ 부근의 하나의 저온 피크와 220℃ 부근의 하나의 고온 발광 피크를 가지는 것으로 측정되었다.

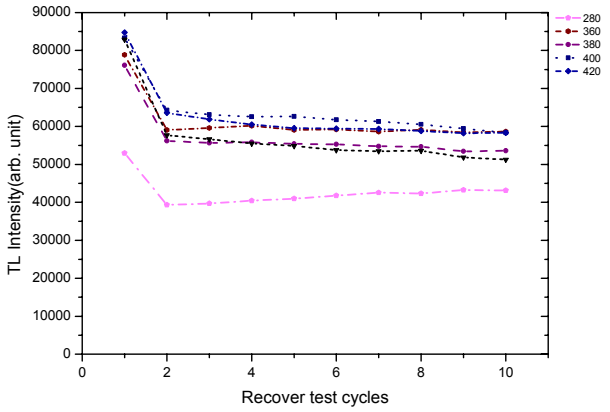


Fig. 3. Recover test of inductors.

Fig. 3과 Fig. 4는 인덕터 소자와 저항소자의 측정 횟수에 따른 발광량 변화를 선별적으로 제시하였다. 400℃ 이상의 온도에서의 데이터는 흑체복사에 인한 영향이 있으므로 400℃의 데이터만 누적하여 작성하였다. 초기 측정 발광량은 자연선량과 Zero dose 등의 영향으로 인해 신호 세기가 강하게 측정된다. 그리하여 발광감도의 변화는 2차 측정 이후의 신호로 감도를 비교하였다. 인덕터 소자의 경우, 320℃ 이하로 측정할 경우, 측정횟수에 따라 발광 크기가 증가하는 경향을 나타내었다. 280-300℃로 측정된 신호는 10회 측정시 측정량이 2회 측정의 110% 정도의 감도를 나타내었다. 반면 420℃ 이상으로 측정할 경우에는 측정 횟수의 증가에 따라 발광 신호 감소하는 경향이 관측되었다. 440℃로 측정했을 경우 2회차 신호의 90% 정도로 측정되었다.

반면 저항소자의 경우, 2차 측정 이후 측정온도에 따른 발광량의 변화가 크지 않은 것으로 측정되었다. 2차 이후 모든 측정의 경우에서 2차 측정 신호의 94-102% 신호로 측정되었다. 다만 300℃ 이하로 측정할 경우, 고온 발광 피크의 신호가 방출되지 않는 특성으로 인해 신호의 크기가 작아지는 특성이 있어 활용이 적합하지 않는 것으로 보인다.

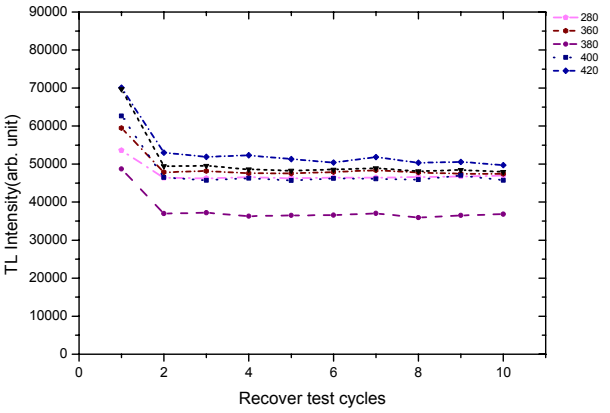


Fig. 4. Recover test of resistors.

3. 결론

전자소자를 활용하여 회구선량평가시 TL의 측정온도에 대한 연구가 필요한 상황이다. 생활속에서 쉽게 찾을 수 있는 물질을 활용하여 선량복원을 시행하고자 할 경우 측정 횟수에 따라 이후 측정에 영향을 미치는지를 확인하는 것이 중요하다. 본 연구에서는 전자소자를 이용하여 260℃에서 440℃까지 영역에서 TL을 10회 제측정하여 발광신호의 변화를 관측하였다. 결과로는 인덕터 소자를 활용하여 TL을 측정하고자 할 때에는 360-400℃ 의 온도로 설정하는 것이 이후 신호의 감도에 영향을 덜 미치는 것으로 확인 할 수 있었다. 저항소자의 경우 측정온도에 큰 영향을 받지 않고 재측정이 가능한 것을 확인 할 수 있었다. 다만 두 시료의 모두 측정온도가 낮을 경우 고온 TL 신호를 일부를 획득하지 못할 가능성이 있는 것을 확인 할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Göksu H.Y., Bailiff I. K., Luminescence dosimetry using building materials and personal objects. Radiat. Prot. Dosim. 2006; 119, 413-420.

[2] C.Bassinet, F. Trompier, I. Clairand. Health Phys. 98(2) (2010) 440.

[3] Pasco A., Vasiliniuc S., Zeciu-Dolha M., Timar-Garbor A., The potential of luminescence signals from electronic components for accident dosimetry. Rad. Meas. 2013; 56, 384-388.

원자력시설등의 사이버보안 훈련 평가방안 개발

김현두*, 김시원
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*hdkim@kinac.re.kr

1. 서론

최근 전 세계적 사이버위협 및 공격발생률이 지속적으로 증가하고 있는 가운데, 특히 국가 주요기반시설인 에너지, 교통, 공공설비 등을 대상으로 한 위협 발생이 빠르게 증가하고 있다. 글로벌 IT 기업인 시스코는 13년 10월 기준 전 세계 연간 누적 사이버위협 경보 발생 건수가 12년 대비 14%나 증가했다고 보고하고 있으며, 미국 시장조사업체 포네몬 인스티튜트가 7개국을 대상으로 사이버위협 발생에 따른 피해액 범위를 조사한 결과에 따르면 산업별 연평균 피해액은 에너지 및 공공시설 관련 산업이 1,318만 달러로 가장 큰 것으로 집계되었으며, 피해액 규모가 큰 산업은 에너지, 교통 등 국가 주요기반시설 관련 산업들이 포함되었다고 한다[1][2][3].

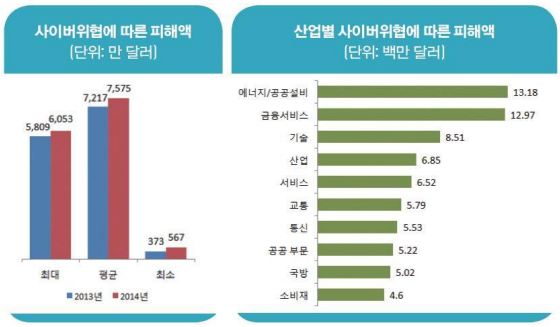


Fig. 1. The Damage of Seven Leading Industrial Nations caused by Cyber Threat[3].

그러나 정부와 기업에서는 증가하는 사이버위협을 적절히 방어·예방하는데 필요한 질적·양적인력과 대응 체계가 부족하다 판단하여, 이에 최근 해외 각국에서는 정부와 국가 주요기반시설의 사업자들은 사이버공격 대응 역량을 향상하기 위해 많은 사이버보안 훈련을 추진하고 있다[1].

2. 본론

2.1 원자력시설의 훈련에 관한 국내 법령

2014년에 개정된 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법(이하 '방사능방재법'), 시행규칙 및 관련 고시에서는 원자력사업자의 물리적방호(사이버보안 포함) 훈련계획 수립과 훈련의 시행 및 보고에 대해 법제화하고 원자력안전위원회에서는 이를 평가할 수 있도록 기술하고 있다.

2014년 방사능방재법령에서 훈련에 관한 사항이 개정되고 원자력사업자는 준비기간을 거쳐 2016년에 처음으로 방사능방재법령에 따른 사이버보안 훈련을 계획하였고 따라서 원자력사업자의 사이버보안 훈련을 평가하기 위한 평가표 및 평가방안 개발의 필요성이 대두되었다.

2.2 사이버보안 훈련 평가표 개발

2.2.1 평가 목표 설정

사이버보안 훈련의 목표를 훈련참가자의 교육 및 훈련, 사이버보안 비상사건에 대한 대응 기회 제공, 새로운 비상대응체계 및 절차의 필요성 확인과 기존의 비상대응체계 및 절차에 대한 평가로 설정하였다[4].

이에 따른 사이버보안 훈련 평가는 사이버보안 훈련의 목표를 달성 여부를 확인하고, 문제점을 도출하여 도출된 문제점을 체계 및 절차에 반영하고 다음 훈련에서 이를 보완할 수 있는 목표를 다음과 같이 설정하였다.

- 훈련 참가자의 개인임무 및 절차 숙지여부 확인
- 훈련에 필요한 상황/단계별 절차 존재여부 확인
- 훈련 절차의 적절성 확인

'훈련 참가자의 개인임무 및 절차 숙지여부 확인'은 훈련의 참가자가 사이버보안 비상사건 발생 시 적시에 적절한 대응을 할 수 있음을 확인하기 위해 사전에 숙지여부를 평가하고, '상황/단계별 절차 존재 확인' 및 '절차의 적절성 확인'은 사이버위협 또는 공격 시 발생할 수 있는 상황에 대응하고 피해확산방지 또는 사고완화를 하기 위한 대응절차 보유하고 있음을 확인하고 훈련을 통해 대응절차가 사이버위협이나 공격을 대응하기에 적절한지를 확인하여 원자력사업자의 사이버보안 비상사건 대응체계의 유효성을 확인하기 위함이다.

2.2.2 훈련 단계별 평가 주안점

사이버보안 훈련의 단계는 탐지, 초동대응, 비상대응조직 구성, 상황전파, 증거수집, 분석 및 제거/복구로 설정하였다[4]. 사이버보안 훈련 평가 시에는 각 단계별 적시 보고/지시 및 보고/지시 절차를 확인하기 위한 항목을 추가적으로 설정하였으며 각 평가 항목에서 반드시 확인해야 할 주안점을 아래와 같이 도출하였다.

Table 1. The keynote of exercise evaluation

훈련단계	훈련평가 주안점
탐지	적시 탐지를 위한 절차
초동대응	네트워크 격리
비상대응 조직구성	신속한 조직구성
상황전파	상황전파 기관 및 내용
증거수집	휘발성/비휘발성 데이터 수집 절차 및 도구
분석	분석의뢰 또는 분석 절차
제거/복구	피해목록 및 우선순위 선정
보고/지시	적시 보고/적절하고 명확한 지시

2.2.3 훈련 대상시스템 및 시나리오 평가

방사능방재법에 따른 사이버보안 훈련의 대상시스템은 필수디지털자산(CDA, Critical Digital Asset)으로 분류되는 제어시스템, 보안시스템 그리고 비상대응시스템에서 선정될 수 있으며 시나리오는 2015년 12월에 재설정된 설계기준위협(DBT, Design Basis Threat)내에서 작성이 되어야 한다.

이를 평가하기 위해서는 우선, 훈련 대상시스템으로 선정된 설비가 사이버위협으로 인해 발전소 운전이나 운영을 방해할 수 있는지, 단순 운전원의 혼란만을 유발하는 것인지를 확인하고 시나리오가 설계기준위협 내에서 작성이 되고 현실성이 있는지 그리고 선정된 사이버위협과 대상시스템으로 인한 사고완화와 확산방지를 위한 필요한 인원 및 조직이 모두 시나리오에 반영되었는지를 평가해야 한다.

2.2.4 실제훈련 vs 도상훈련

훈련의 목적을 최대로 달성하기 위해서는 가능한 범위 내에서 훈련의 많은 부분이 실제훈련으로 수행되고 지향되어야 하나 훈련의 여건과 상황 등을 고려하여 불가피한 경우는 일부 도상으로 진행할 수 있다.

그러나 훈련참여자의 편의 및 훈련의 간결함을 위하여 실제훈련을 수행할 수 있음에도 도상훈련으로 진행되어서는 안되므로 이를 충분히 확인하고 평가해야 한다.

3. 결론

방사능방재법에 따른 2016년 사이버보안 훈련은 방사능방재법에 의거한 최초의 사이버보안 훈련으로 원자력사업자와 많은 훈련참여자들이 사이버보안 비상대응에 대한 인식제고를 하고 미흡한 사항을 도출하는 의미있는 훈련이었다.

현재 원자력사업자는 사이버보안계획(CSP, Cyber Security Plan) 3단계에 의거하여 비상대응 절차 및 체계 구축을 진행하고 있으며, 이를 바탕으로 향후에는 설정된 훈련 평가방안 및 평가표를 개선하고 최종적으로 훈련 평가체계를 구축하여 원자력사업자가 훈련의 목표를 충분히 달성하고 사이버위협 발생 시 적시에 적절한 대응을 하여 사고를 완화하고 피해확산을 방지할 수 있도록 수준 높은 훈련을 설계하기 위한 기반이 되어야 할 것 이다.

4. 참고문헌

[1] 한국인터넷진흥원, “일본·유럽 정부, 주요 기반시설 대상 사이버보안 훈련 실시”, (2014).

[2] Cisco, “Cisco 2014 Annual Security Report”, (2014).

[3] Ponemon Institute, 2014 Global Report on the Cost of Cyber Crime, (2014).

[4] H.D.Kim, “Development on Guidance of Cyber Security Exercise for the Nuclear Facilities”, KNS, (2016).

방사선 환경에서 사용되는 원격취급장치의 내방사선 요건분석

정윤목*, 김성현, 박병석, 김기호, 이종광
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jym@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료와 같은 고준위 방사선은 재료의 특성을 변화시켜 구성품의 설계수명을 단축시킨다. 따라서 고방사선 환경에서 사용되는 장비를 설계할 때 실제 공정이 성공적으로 달성될 수 있도록 방사선환경과 구성품에 대한 내방사선 평가가 선행되어야 한다. 사용후핵연료 차세대 공정의 주요장치들에 사용되는 구성품 으로는 모터, 케이블, 센서, 윤활재 등이 있으나 이들에 대한 상용 내방사성 제품은 많지 않다. 부품선택에 있어 상용부품보다 내방사성 부품은 가격이 높고 상대적으로 일반 제품보다 성능이 떨어지며 시중에서 구하기도 어렵고 수급기간이 많이 걸린다. 그렇기 때문에 상용화 된 부품을 이용하여 내방사성 부품을 선별하는 것이 필요하고 이에 대한 성능평가가 체계적으로 이루어져야한다. 본 논문은 방사선 환경에서 사용되는 원격취급장치 및 그 부품들의 내방사선 요건을 분석하여 향후 고방사선 환경에서의 원격취급장치 및 부품 선정에 도움이 될 수 있는 기초자료를 생산하는데 목적이 있다.

2. 주요부품에 대한 방사선 조사영향 분석

2.1 윤활재

윤활재는 표면마찰을 줄이고 부식방지 및 냉각을 위해 사용이 되며 대표적으로 베어링, 기어박스 모터, 기타 이동부품에 사용이 된다. 윤활재는 방사선 환경에서 경도, 점도, 밀도 등 중요 기계적인 성질의 변화가 최소화 되어야 한다. 윤활재는 한계점 이상의 고방사선 환경에 노출되거나 장시간의 방사선 환경에 노출되면 다음과 같은 특징이 나타나게 된다. (1) 색깔이 검게 변화되며 산화가 진행되어 매캐한 냄새가 난다. (2) 밀도와 점도가 증가된다. (3) 고체상으로 중합이 발생하게 된다. 또한 고체 윤활재는 방사선과 온도변화에 좋은 내구성을 보이고 있으나 습도, 산소, 먼지 등에 쉽게 그 성질이 변하는 단점을 갖고 있어 고체 윤활재 보다는 액체 윤활재(오일)사용이 권고된다. 일반적으로 윤활재는 다음 Table 1과 같은 조사범위에 따라 구분이 된다.

Table 1. The property changes of lubricant according to radiation dose

Dose (M Gy)	Comments
< 0.01	방사선에 의한 영향 없음
0.01 ~0.1	온도, 및 대기상태(진공 및 기압)등의 환경인자의 영향을 받음
0.1~1.0	물리적 성질이 변화하며, 산화안정성과 열적안전성이 변화하기 시작
1.0~10	대부분의 윤활재의 산화안전성과 열적 안전성이 심각하게 변화하며 물리적 변화로 인한 주요 영향들이 발생하기 시작
10-100	Polyphenyls, Poly(Phenyl Ethers), Alkylaromatics가 사용됨
>100	내방사성이 가장 좋은 유기성분일 경우에도 제한을 받는다. 칼코게나이나 황화몰리브덴 같은 고체 윤활이 사용되야 한다.

2.2 모터

모터의 내방사성 유지에 있어 고려해야 할 부분은 절연, 윤활 등이다. 지속되는 모터사용은 전류가 통하는 모터와 제동장치 코일에서 열을 발생하게 하며 열은 온도를 상승시켜 방사선에 의한 손상을 가속화 시킬 수 있다. ITER에서는 여러 상용모터에 대해 내방사선 실험을 진행하였으며 문턱선량(방사선에 대한 영향이 시작되는 가장 낮은 선량)을 제시하였다(Table 2).

Table 2. Acceptance dose for commercial motors

구분(제조회사)	문턱선량 (M Gy)
Small-sized radiation hard AC servo motor	60
Servo Motor, type BLS072	40
AC servo motor(Yasukawa Elecric Co.)	55
Reduction gear box (Harmonic DriveTM)(SK-2)	30
Reduction gear box (Harmonic DriveTM)(GK-1)	25

표준형 윤활재(구리스)를 사용한 SK-2와 hard 타입의 윤활재를 사용한 GK-1 사이의 문턱선량 차이는 윤활재가 모터의 내방사성에 많은 영향을 미치고 있음을 보여준다. 따라서 윤활재의 선택은 방사선 환경에서 모터의 수명을 결정하는데 중요한 인자가 될 수 있다.

2.3 센서

2.3.1 strain gauge

strain gauge는 여러 센서들의 기본적인 구성요소이며 strain signal 관점에서 응력, 리드선의 절연저항, 게이지의 전기적 특성 등이 평가되어야 하며 3×10^4 Gy/hr 이하의 선량에서 사용되기를 권고하고 있다. ITER에서는 strain gauge를 foil type과 capsule type으로 나누어 내방사선 실험을 진행하였으며 다음과 같은 문턱선량을 제시하였다(Table 3).

Table 3. Acceptance dose for commercial strain gauge

구분(제조회사)	문턱선량 (MGy)
Strain gauge_foil type (Kyowa Electronic Instruments Co.)	20
Strain gauge_capsule type) (Kyowa Electronic Instruments Co.)	20

또한 리드선과 게이지 사이의 1.6×10^5 M Ohm 이었던 절연저항이 80 MGy의 선량을 조사시킨 후에는 1.2×10^4 M Ohm으로 줄어들었다. 이를 통해 지속적인 방사선으로 인해 조사선량이 누적이 되면 strain gauge의 저항을 변화시켜 중대한 손상을 입힐 수 있음을 보여준다.

2.3.2 Encoder

디지털 전자회로에서 어떤 부호계열의 신호를 다른 부호계열 신호로 변환 시켜주는 부호 변환기를 encoder 라하며 3×10^4 Gy/hr 이하의 선량에서 사용하기를 권고하고 있다. ITER에서는 여러 상용 encoder에 대한 내방사선 실험을 진행하였으며 다음과 같은 문턱선량을 제시하였다(Table 4).

Table 4. Acceptance dose for commercial encoder

구분(제조회사)	문턱선량 (M Gy)
Optical fiber used rotary encoder_prototype (Micro Servo Inc.)	16.4
Resolver, type FN 1071 (ADMOTEC SA/, 8700 Kussnacht)	28
Hollow shaft resolver_pancake type (Moore Reed)	16
Resolver (Artus)	6.5

2.4 금속

일반적으로 금속은 지속되는 방사선 조사로 인해 인장강도와 항복강도가 증가되고 연성이 감소하게 된다. 주요 금속의 문턱선량은 Table 5와 같으며 알루미늄 합금과 SUS가 방사선의 영향을 가장 덜 받는 것을 알 수 있다.

Table 5. Acceptance dose and rank for metals under radiation condition

순위	구분	문턱선량 (MGy)
1	Aluminum and its alloys	5×10^5
2	300 Series stainless steel	1×10^5
3	400 Series stainless steel	5×10^4
4	Iron	3×10^4
5	Copper	2×10^4

3. 결론

고방사선 환경에서 사용되는 장비를 설계할 때는 각 부품별 내방사선 평가가 필수적이며 방사선 영향을 평가한 후 차폐를 할 것인지, 저준위 방사선 구역으로 이동을 시킬 것인지, 방사선에 강한 다른 제품을 사용할 것인지 등과 같은 방안을 강구하는 것이 선행되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력 기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 송태길 외 5명, "차세대관리공정 기계/제어 장치의 내방사선 요건 분석", KAERI/TR-2116/2002(2002).

[2] 오승철 외 4명, "감마 방사선 환경에서 사용되는 장비의 설계", KAERI/TS-59/98(1998).

[3] J.Campbell, "RADIATION HARDNESS MANUAL (Volume II Gamma Irradiation)", ITER Organization(2007).

KAERI Site의 핵물질 계량관리체제 분석

이병두*, 이성호, 김현조, 김현숙, 김인철, 정주앙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bdlee@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 IAEA 안전조치 대상시설로 12개의 원자력시설이 신고되었으며, 이들 안전조치 대상시설들은 시설의 종류 및 형태에 따라 핵물질 계량관리 특성을 고려하여 품목계수시설(Item Counting Facility)와 중량취급시설(Bulk Handling Facility)로 구분한다.

KAERI는 다양한 원자력시설들이 효율적이고 효과적으로 한-IAEA 안전조치협정 및 추가의정서, 양국간 원자력협력협정과 같은 국제 협약과 국내 원자력안전법에 명시된 안전조치 의무사항을 준수하기 위하여 안전조치 이행체제를 Fig. 1과 같이 구축, 운영하고 있다. 원자력 통제관리부서는 원자력시설의 종류와 계량관리 특성이 다른 KAERI의 12개 원자력시설에 대한 안전조치 업무를 총괄 지원하고 있으며, 각 원자력시설들은 해당 시설의 핵물질 계량관리책임자 및 담당자를 지정하여 시설의 핵물질 계량관리업무 이행은 물론 국내외 안전조치 의무사항을 이행하도록 하고 있다.

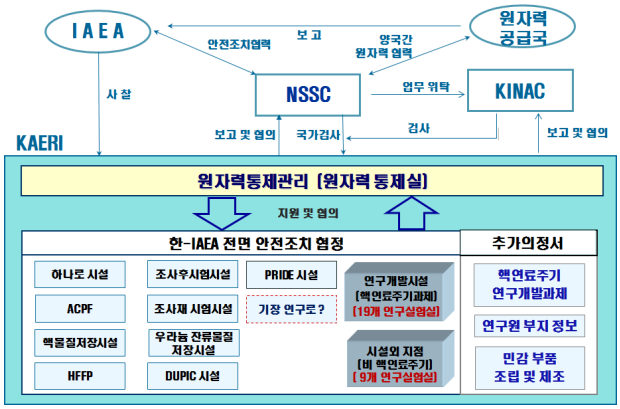


Fig. 1. Safeguards Implementation System at KAERI.

원자력시설이 준수하여야 하는 안전조치 의무사항 중에서 가장 기본적인 사항이 핵물질 계량관리 및 안전조치 정보에 대한 보고 의무사항이다. 이를 위하여 KAERI는 Fig. 2와 같이 안전조치정보처리시스템 (KASIS : KAeri Safeguards Information treatment System)을 개발하여 운영중에 있다. KASIS의 기능 중에서 가장 중요한 것은 준실시간 핵물질 계량관리 기능이다. 과거에는 원자력시설에서 핵물질 재고변동이 발생할 때, 계량관리책임자는 하드카피로 재고변동사항을 작성하여 원자력통제관리부서에 제공하면 통제관리부서에서 해당 재고변동자료를 전산시스템에 입력하여 왔다. 그러나, 2008년 통합안전조치가 시행된 이후 IAEA의 무작위중간사찰(RII: Random Interim Inspection)에 대처하기 위하여 각 원자력시설의 계량관리 책임자는 핵물질 재고변동이 발생되면 당일 재고변동 기록을 KASIS에 입력하도록 하고 있다.

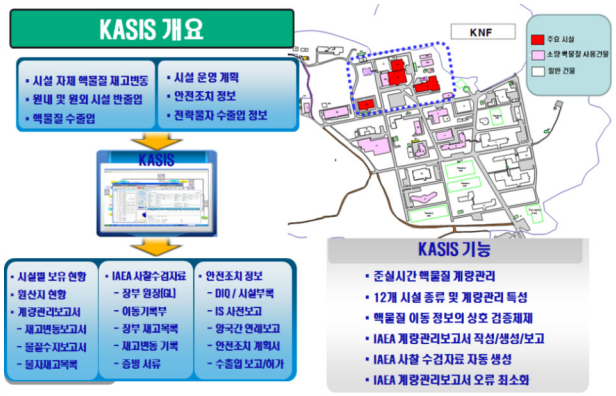


Fig. 2. KAERI Safeguards Information treatment System (KASIS).

품목계수시설과 중량취급시설은 각기 다른 계량관리 방법 및 절차를 적용하기 때문에 IAEA로 보고하는 계량관리보고 방법 및 내용도 다르다. 본 논문에서는 이들 시설의 계량관리 차이점, KAERI 시설의 계량관리 현황 및 개선방안을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 품목계수와 중량취급 시설의 계량관리

품목계수시설은 모든 핵물질이 품목 형태로 유지되고 원자력시설에서 저장.사용되는 동안 품목 고유의 형태가 변하지 않고 그대로 남아있는 발전소와 같은 원자로 시설이다. 중량취급시설은 핵물질을 중량 형태로 가공, 처리하거나 사용하는 시설로서 변환.농축시설, 핵연료 가공시설 및 사용후핵연료 재처리시설 등이다.

중량취급시설은 중량 핵물질의 처리 또는 저장 하는 공정구역과 핵연료 품목 및 집합체를 관리하는 구역으로 구분하여 각기 다른 계량관리 절차를 적용한다. Batch는 주요측정지점에서 계량 목적을 위한 단위로서 취급되는 핵물질의 일부로서 핵물질 조성과 양은 그 측정지점에서 단일의 명세 또

는 측정에 의해 정의된다. 중량취급시설의 핵물질은 UF_6 실린더, UO_2파우더 드럼, 핵연료봉 및 연료 집합체와 같이 중량 형태나 개별 품목으로 구성될 수 있다. 품목계수 시설에서 품목은 하나의 Batch로 정의되고, Batch로 지정된 품목은 재고변동이 발생되어도 그 이름을 계속 유지하여야 한다. 그러나, 중량취급시설의 공정 구역에 있는 핵물질은 핵물질의 물리.화학적 특성 및 품목 수가 수시로 변하기 때문에 핵물질을 Batch로 지정하여 추적관리하는 것이 불가능하므로 평상시 공정구역에 있는 핵물질은 핵물질 종류별 총량만 관리하며, IAEA도 RII시에 총량만 검증하고 있다.

2.2 KAERI 중량취급시설의 계량관리 분석

일반적인 중량취급시설은 공정에 있는 핵물질을 총량으로 계량자료를 관리하기 때문에 공정 내에서 물리.화학적 변화 및 품목수 변경 등에 대한 재고변동은 IAEA로 보고하지 않으며, 공정내 핵물질이 다른 시설로 반출될 경우에 임의의 Batch name을 생성하여 이동하고, 공정내 핵물질 총량은 이동된 핵물질 양을 감소하여 관리한다.

일반적인 중량취급시설의 계량관리와는 달리, KAERI 시설들은 품목계수 및 중량취급시설과 무관하게 KASIS를 이용하여 핵물질 계량관리 자료의 기록, 보고 및 재고목록 관리를 수행하고 있다. KASIS는 KAERI 전 시설의 계량관리를 총괄하고, IAEA 사찰 수검 및 대외적 안전조치 정보들을 관리하는 전산시스템이므로 중량취급시설의 계량관리 특성과 가공/연구 공정에서 수시로 변화되는 핵물질 계량자료 등 공정구역별로 각기 다른 계량관리 방법 및 절차를 반영하는 기능이 없다. 그러나, KAERI의 중량취급시설은 KASIS를 이용하여 공정내 핵물질에 대한 재고목록 및 계량관리를 유지하고 있다. 이를 위하여 공정내 핵물질 재고변동이 발생되면, RM/RP와 같은 rebatching procedure를 이용하여 Batch name 분리/합체, 핵물질의 물리.화학적 변화 및 품목 수 등에 대한 batch 정보를 변경하고 있으며, 공정내 핵물질이 다른 시설로 이동될 경우에는 Batch follow-up을 준수하고 있다. 그렇다고 수시로 재고변동이 발생이 되는 가공공정에서 모든 재고변동에 대해 RM/RP를 적용하여 재고관리하는 것은 불가능하므로 해당 batch의 주요 변경에 대해서만 적용하고 있다.

중량취급시설에서는 왜 IAEA로 재고변동을 보고하지 않아도 되는 불필요한 재고변동 기록들을 rebatching procedure를 적용하여 IAEA로 보고하고, 핵물질 이동시 꼭 batch follow up을 적용하여야 하나? 이것은 해당 시설의 계량관리 특성을 반영하여 계량기록을 기록, 관리하고 재고목록을 유지하는 자체적인 계량관리시스템이 없기 때문에 어쩔수 없이 불편하고 불필요하지만 KASIS를 이용하여 재고관리를 하기 때문이다.

IAEA는 2011년5월 KAERI의 중량취급시설에 대한 batch follow-up 적용여부에 대하여 공식 입장을 표명하였다. 파이로 관련시설인 ACPF, DUPIC 시설 및 PRIDE 시설들은 시설의 민감성 및 계량관리 특수성을 고려하여 full batch follow up을 적용하고, 그 이외의 시설들은 batch follow up을 적용할 필요가 없음을 명시하였다. 그러나, 파이로 관련 시설 이외의 중량취급시설들이 자체 계량관리시스템을 구축하지 못하고 KASIS를 계속 사용함에 따라 아직 batch follow up과 RM/RP를 이용한 재고변동 및 재고관리를 하고 있는 실정이므로 향후 시설 계량관리 특성을 고려한 새로운 계량관리시스템이 필요하다.

2.3 중량취급 시설의 계량관리 고려사항

계량관리 효율성을 제고하기 위해서는 시설별 계량관리 특성을 반영한 자체 계량관리시스템 개발이 필요하다. 자체 계량관리시스템 개발시 고려되어야 할 사항들은 1) 시설내 공정구역과 품목계수 구역을 구분하여 시설 특성에 맞는 계량관리방안 수립, 2) 자체 계량관리시스템와 KASIS간의 연계체제 구축을 위한 계량자료 처리기능 설정, 3) 중량취급시설의 설계정보서 및 시설부록에서 batch follow up 설정 변경 등을 검토하여야 한다.

3. 결론

KAERI의 중량취급시설은 공정구역에서 품목계수 시설과 같이 RM/RP 및 batch follow up을 이용하여 재고변동 및 재고관리를 하고 있다. 이는 중량취급시설이 KASIS를 이용하여 모든 계량관리 자료를 처리 및 재고목록을 관리하기 때문에 발생된 사안으로 계량관리 효율성을 감소시키는 불필요한 처리과정이다.

이를 해결하기 위하여 시설 계량관리 특성에 맞는 자체 계량관리시스템을 구축이 요구되며, 새로운 계량관리시스템은 시설 자체 계량관리 요소는 물론 KASIS와의 연계성, DIQ 및 FA의 수정 보완 등을 고려하여 개발되어야 한다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, Nuclear Material Accounting Handbook - 2008.

[2] 이병두, "The Status of Development on a Web-based Nuclear material Accounting System at KAERI", KNS, 2014.

한국원자력연구원 특정핵물질의 계량관리규정 개정에 따른 이행체제

김현숙*, 이병두, 김인철, 김현조, 정주앙, 이성호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hskim77@kaeri.re.kr

1. 서론

1996년 '특정핵물질의 계량관리규정 작성에 관한 고시'를 처음 제정할 때 과학기술부는 특정핵물질의 계량관리규정(이하 계량관리규정이라 칭한다)의 주요 작성내용에 IAEA로 제출하는 원자력 시설의 설계정보서 내용을 대부분 포함하도록 하였다. 원자력사업자는 고시에서 정한 바에 따라 계량관리규정을 작성하여 정부의 승인을 받은 후 내부 규정으로 공표하여야 한다. 이에 따라 원자력시설은 설계정보서를 변경하게 될 때마다 계량관리규정의 내용을 변경하여야 했고 1996년에 제정된 '특정핵물질의 계량관리 작성에 관한 고시'에는 2004년도에 발효된 추가의정서의 확대신고와 추가접근에 대한 내용이 포함되지 않았기 때문에 고시에 대한 개정이 요구되어 왔다. 아울러, 정부에서는 특정핵물질의 국가계량관리검사를 IAEA 핵물질 검증방법과 달리 시설의 계량관리 이행체제에 대한 검증방법으로 전환하는 계획을 가지고 있었다. 이에 따라 한국원자력안전위원회에서는 2014년 11월 '특정핵물질의 계량관리규정 작성에 관한 고시' 및 '특정핵물질의 국가계량관리검사에 관한 고시'를 개정하였으며, 한국원자력연구원은 새로운 작성지침에 따라 고시 개정사항을 반영한 계량관리규정을 2016년 7월 한국원자력안전위원회로부터 승인을 받았다.

본 논문에서는 개정된 고시의 주요사항을 중심으로 계량관리규정 개정에 따른 한국원자력연구원의 이행체제를 분석하였다.

2. 본론

2.1 한국원자력연구원 계량관리규정 개정에 따른 이행체제

2.1.1 설계정보서와 중복된 내용

기존의 계량관리규정은 대부분의 내용이 설계정보서의 내용들로 구성되어져 있었고, 설계정보서를 변경하게 될 때마다 계량관리규정의 내용을 변경하여야 하므로 변경 승인 절차에 많은 시간이 소요되었으며 적시에 설계정보서 내용을 계량관리규정에 반영하기 어려운 실정이었다. 개정된 계량관리규정에서 설계정보서의 내용이 포함될 경우 불필요한 중복을 피하기 위하여 설계정보서에 기술된 내용으로 갈음하는 것으로 되어 있다. 따라서 규정 개정에 따른 불필요한 인력과 시간 낭비가 감소되어 업무를 효율적으로 이행할 수 있게 되었다.

2.1.2 국가 계량관리검사에 대한 수검체제

기존의 국가 계량관리검사는 IAEA 사찰시 동시에 실시되기도 하고 국가 계량관리검사만 단독으로 실시되기도 하였으며 모든 시설에 대하여 IAEA 동시 사찰을 포함하여 물자재고검증 및 무작위 중간검사가 매년 각각 1회 실시되었다. 하지만 2014년 11월 '특정핵물질의 국가 계량관리검사관련 고시' 개정에 따라 국가 계량관리검사는 정기검사와 수시검사로 변경되어 매년 정기검사 1회가 실시되고 수시검사의 경우 필요시 수시로 검사하는 형태로 변경되었다. 또한 국가 계량관리검사는 IAEA 핵물질 검증방법과 달리 시설의 계량관리 이행체제에 대한 검증방법으로 전환된 바, 사찰 수검시 제공자료 및 국가검사의 범위가 달라졌다.

2.1.3 원자력통제교육

Table 1은 한국원자력연구원의 원자력시설 현황을 보여주며 연구개발시설 및 시설외지점은 2016년 7월 기준 각각 19개, 10개 연구개발 실험실로 구성되어진다. 이들 실험실에는 핵물질 계량관리책임자 및 담당자가 안전조치 이행업무를 담당하고 있으며 연구개발시설 및 시설외지점의 경우 기존에는 각 실험실마다 핵물질 계량관리책임자 및 담당자가 임명되어 있었다. 개정된 계량관리규정에는 계량관리책임자의 안전조치 업무를 보조하기 위해 "계량관리요원"이 신설되었다. 계량관리요원의 경우, 계량관리담당자와 달리 법정교육인 원자력통제교육에 대한 이수의무사항이 없으며 연구원 자체 계량관리 실무교육의 이수가 필요하다. 또한 연구개발시설 및 시설외지점의 계량관리담당자는 계량관리요원으로 변경되어지는 바, 연구개발시설과 시설외지점의 각 실험실의 계량관리책임자만 법정교육인 원자력통제교육의 대상자가 된다.

Table 1. The status of the nuclear facilities at KAERI

No	Facility
1	HANARO(High-flux Advanced Neutron Application ReactOr)
2	IMEF(Irradiated Material Examination Facility)
3	ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)
4	DFDF(DUPIC Fuel Development Facility)
5	PIEF(Post Irradiation Examination Facility)
6	HFFP(HANARO Fuel Fabrication Plant)
7	PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)
8	NMSF(Nuclear Material Storage Facility)
9	URSF(Uranium Residue Storage Facility)
10	R&D facility
11	LOF(Location Outside Facility)

2.1.4 자체 계량관리 실무교육

기존에는 신규 계량관리담당자가 원자력통제교육을 이수받았더라도 실제 연구원의 계량관리업무를 시작하게 되면 계량관리방법 및 절차 등을 알지 못하여 안전조치 담당부서에 문의하는 경우가 많았다. 따라서 안전조치 담당부서는 관련 사항을 문의할 때마다 알려주는 번거로움이 있었다. 이에 따라 개정된 계량관리규정에서는 연구원 자체 계량관리 실무교육을 신설하여, 당 연구원의 안전조치 담당부서가 계량관리 작성방법 및 시설 맞춤형 안전조치 이행사항에 대한 교육을 사전에 실시하게 된다. 또한 당 연구원은 준실시간 핵물질 계량관리 시스템을 운영하고 있는 바, 자체교육을 이수한 신규 계량관리담당자 및 계량관리요원에게 시스템 접근을 허용토록 할 예정이다. 신규 계량관리담당자 및 계량관리요원은 안전조치 담당부서에서 실시하는 자체 계량관리 실무교육을 사전에 이수해야 하며 기존 계량관리요원은 매년 1회 이를 이수해야 한다.

2.1.5 추가의정서에 따른 확대신고 및 추가접근

개정된 계량관리규정에는 추가의정서 이행사항이 계량관리규정에 포함되어졌다. 당 연구원의 경우 원내 별도의 IAEA 추가의정서 이행 규정을 가지고 있기 때문에 관련 항목은 IAEA 추가의정서 이행 규정에 따르는 것으로 기술되어 있다. 당 연구원의 IAEA 추가의정서 이행규정은 2006년에 원내 규정으로 제정되었으며 확대신고 작성 및 제출에 관한 사항 및 IAEA 추가접근에 대한 수검방법 등이 기술되어 있다.

2.1.6 시설 해체 또는 리모델링시 안전조치 이행사항

개정된 계량관리규정에는 시설 해체 또는 리모델링시 안전조치 이행관련 사항이 신설되었고 자세한 이행사항은 별도의 특정핵물질의 계량관리 이행지침에 포함 시켜 이에 따르는 것으로 기술되어 있다.

3. 결론

본 논문에서는 개정된 고시의 주요사항을 중심으로 계량관리규정 개정에 따른 당 연구원의 이행체제를 분석하였다.

첫째, 개정된 계량관리규정에서는 설계정보서가 변경되더라도 규정을 개정할 필요가 없기 때문에 규정 개정에 따른 불필요한 인력과 시간 낭비가 감소되어 업무를 효율적으로 이행할 수 있게 되었다.

둘째, 국가 계량관리검사는 IAEA 핵물질 검증방법과 달리 시설의 계량관리 이행체제에 대한 검증방법으로 전환된 바, 사찰 수검시 제공자료 및 국가검사의 범위가 달라졌다.

셋째, 당 연구원의 연구개발시설 및 시설외지점의 계량관리담당자는 계량관리요원으로 변경되어지는 바, 연구개발시설과 시설외지점의 경우 각 주요측정지점의 계량관리책임자만 법정교육인 원자력통제교육의 대상자가 된다.

넷째, 원내 자체 교육이 신설되는바, 신규 계량관리담당자 및 계량관리요원은 안전조치 담당부서에서 실시하는 자체 교육을 사전에 이수해야 하며 기존 계량관리요원은 매년 1회 자체 교육을 이수해야 한다.

다섯째, 개정된 계량관리규정에는 추가의정서 이행사항, 시설 해체 또는 리모델링시 안전조치 이행사항이 포함되어 있으며, 이들 관련 항목은 IAEA 추가의정서 이행 규정 및 특정핵물질의 이행지침을 각각 따르는 것으로 기술되어 있다.

원자력시설에서 국내 안전조치 의무사항의 이행은 계량관리규정에 따라 이루어지는 바, 원자력시설의 핵물질 계량관리책임자 및 담당자는 개정된 계량관리규정에 대한 내용을 잘 숙지하고 준수하여야 한다. 또한 당 연구원은 변화하는 국내외 안전조치 환경속에서 시설차원의 효율적 안전조치이행을 위하여 끊임없이 노력할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2014-5호, 특정핵물질의 계량관리 작성에 관한 고시.
[2] 원자력안전위원회 고시 제2014-6호, 특정핵물질의 계량관리검사에 관한 고시.
[3] 한국원자력연구원 특정핵물질의 계량관리규정 (2016).

원자력전용품목 전략기술 수출통제 이해 및 KAERI 적용방안 도출

김인철*, 이성호, 이병두, 김현조, 김현숙, 정주앙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ickim@kaeri.re.kr

1. 서론

2014년 1월 우리나라 정부는 전략물자뿐만 아니라 전략기술에 대한 수출 통제를 강화하기 위하여 대외무역법 개정을 시행하였고, 이것이 시사하는 의미는 상당히 광범위한 통제라고 할 수 있다. 예를 들어, 우리연구원 R&D연구과제에 참여하는 연구원이 외국 또는 외국인에게 E-mail, Fax, 화상통화를 하며 설계도면 등에 대한 논의를 하고, 연구수행을 위해 외국에 나가 관련기관에 강의, 시현, 참여자들이 제약되어있는 워크숍 등에서 전략기술을 발표하게 된다면 사전에 관련당국의 수출입통제를 받아야 만 한다. 수출입통제의 근간인 4대 국제수출통제는 무형기술이전 시 회원국은 ITT (Intangible Technology Transfer)에 대한 Best Practice(이행지침)을 마련하여 이행하여 줄 것을 요구하고 있으며. 특히 유엔안전보장이사회 의결안(UNSCR 1540)이 2004년 발효되었고, 2008년 UNSCR 1880이 추가로 결의됨에 따라 UN회원국 각국은 전략물자/기술에 대한 이행을 강제하게 되였다. 개정된 대외무역법에 따르면, 기존 일부에 국한된 기술유형 이전 방식에서 외국 및 외국인으로의 모든 이전행위를 관리 대상으로 명문화하여 국내에서 해외로의 기술이전, 국내에서 내국인이 외국인에게 기술 이전하는 행위, 해외에서 내국인이 외국인에게 기술 이전하는 행위 등 이전행위 일체를 포함하도록 개정되었다. 이와 더불어, 원자력전용품목에 대한 전략기술 수출통제 방안은 아직 법령으로 준비되어 있지 않아, 최근에 원자력안전위원회와 위탁기관인 원자력통제기술원은 원자력전용품목 관련기술의 수출 허가에 관한 고시를 준비 중에 있다.

2. 본론

2.1 원자력전용품목 관련 기술

IAEA에서 제시하고 있는 원자력전용품목이전에 관한 지침(INFCIRC/254)에 따르면 원자력관련품목은 다음과 같이 2가지로 구분된다.

- Part I : 원자력전용품목
- Part II : 원자력이중용도품목

이중에서 원자력이중용도품목은 산업통상자원부 산하 전략물자관리원에서 대외무역법 등에 의거 관리하고 있으며, 원자력전용품목은 원자력안전위원회가 위탁기관인 원자력통제기술원의 검토를 통해 원자력안전법 등에 의해 관리하고 있다. 원자력전용품목의 세부적인 분류는 Fig. 1과 같다.

Fig. 1. Trigger list.

세부적으로 설명하면, 0A는 시스템, 장비 및 부품과 관련된 '원자로 및 그 용도로 특별히 설계 또는 준비된 장비와 부품' 이며, 0B는 시험, 검사 및 생산 장비로서 '농축, 변환, 중수생산, 핵연료가공공장, 재처리공장 등'으로 분류된다. 0C는 물질로서 '핵원료물질, 특수핵분열성물질, 중수소 및 중수, 원자로급 흑연'으로 분류된다. 이외 0D (소프트웨어) 및 0E (관련기술)로 분류된다. 원자력안전위원회에서는 위에서 언급한 원자력전용품목과 관련한 모든 기술에 대하여 통제대상으로 관리하고 있으며, 향후 제정될 가칭 '원자력전용품목 관련기술의 수출허가에 관한 고시'가 제정되면 연구자들은 전략기술 이전 시 원자력전용품목기술에 대한 수출입 허가관리가 필요할 것이다. 개정된 대외무역법 및 시행령에 따르면, 무형 전략기술 이전에 대한 규제가 다음과 같이 강화되었고 이미 국외에서는 실제 적용되고 있는 사항들로서 국제사회에서도 전략기술의 무형이전에 대한 불법이전을 막기 위한 노력은 점점 가중되고 있다(Table 1참조).

Table 1. Intangible Technology Transfer

	내 용
정보통신망을 통한 이전	전화, 모사전송, 이 메일 등
구두 또는 행위를 통한 이전	지시, 교육, 훈련, 실연 등
정보처리장치를 통한 이전	종이, 광디스크, 반도체메모리 등

또한, 법령에 따르면, 기술의 형태 혹은 이전방식을 불문하고 전략물자와 관련된 기술일체에 대한 통제가 필요하다. 무형기술 이전과 유형기술이전의 구분 기준은

Table 2와 같다.

Table 2. The Classification between ITT and TTT

	이전매체 및 수단	내 용
유형	물리적형태 (Tangible)	이전물자가 유체물로서 수출기록이 남음(수출허가서,송장,서버로그 등)
무형	비물리적형태 (Intangible)	이전물자가 무체물로서 수출기록이 안 남음 (통화,컨설팅 등)

2.2 KAERI 수행과제들의 전략기술 관련여부

KAERI에서 연구하고 있는 과제들 중 대부분이 원자력전용품목 관련기술개발 과제들이지만, 전략물자관리원에서 관리하고 있는 이중용도품목에 대하여 전략기술 관련성 여부를 판정받아야 한다.. 특히 우리연구원 주요 수행연구과제인 파이로프로세스 등은 심층적인 검토가 필요한 부분이다. Table 3은 KAERI가 수행하는 연구과제들에 대한 대략적인 원자력전용품목 관련기술로서 참고자료이며, 이에 대한 명확한 분류는 KAERI가 KINAC의 자문을 통해 수행할 계획이다. 이의 결과로 '주의를 기울여야 할 과제', '비해당과제', 그리고 '이중용도품목을 관련 KOSTI에 의뢰할 과제들'로 구분할 계획이다.

Table 3. The nuclear item in KAERI R&D

	관련과제	관련근거
원자로	일체용원자로, 초고온 가스로,소듐고속냉각로, 하나로	대외무역법 별 Table 2의 제 10부 -0A:원자로
핵연료	경수로이중냉각핵연료,차세대 연구로 핵연로, 경수로용 혼합핵연료, DUPIC 핵연료, HANA 피복관, 신기술 융합 첨단방사화학	대외무역법 별 Table 2의 제 10부 -0A:핵연료피복관, 지르코늄 등 -0C:핵원료물질등
원자력 안전	열수력안전,종합안전평가, 원자력재료기술,중대사고, 중수로안전,디지탈원자로 안전계통	대외무역법 별 Table 2의 제 10부 -0A:원자로
기타	파이로프로세스,고준위폐 기물처분,원자로로봇/레이저,양성자가속기 등	원자력전용품목 및 이중용도품목 관련 KOSTI/ KINAC의 심층 분석 필요

2.3 KAERI 적용방안

KAERI는 대부분의 R&D과제가 원자력전용품목과 관련이 있는 연구 활동으로서, 국제공동연구, 국내외논문발표, 원자로수출활동 및 이로 인한 외국인의 교육 등 원자력전용품목 관련기술의 수출허가와 직접적 혹은 간접적 관련이 있으므로, 정부당국의 제도마련과 관련하여 다음과 같은 사항들을 주목해야 한다. 첫째, 원자력전용품목 관련기술 이전은 이중용도 품목관련 관련기술 이전과 달리 국가간의 협정에 따른 정부보증을 수출입시 득해야 한다. 이는 국가 간에 수행되는 행위이며, 길게는 3-4개월 이상이 소요될 수도 있으므로 이를 감안하여 수출입 승인 행위가 이루어져야 한다. 둘째, 정부보증와 관련하여, 원자력전용품목 관련기술은 CP(자율준수체제)가 다른 이중용도품목과 달리 인정 되지 않는다. 그러므로, 이중용도품목 관련기술의 CP제도와 유사한 형태의 관리방안이 적용될 필요성이 있다. 셋째, 연구자들이 연구원의 추천이나 개인 자격으로 국외에서 자문활동을 실시할 때에는 자문내용이 전략기술에 해당하는지 여부를 사전에 확인하여야 한다. 넷째, 국외 기관과 공동연구 등의 결과로 상대기관으로의 전략기술 이전 계획이 있다면 사전에 정부당국에 전략기술에 대한 사전판정 및 수출허가 승인을 받을 수 있는 최소한의 장치가 필요하다. 다섯째, 외국인 연구자 나 학생을 교육하거나 또는 채용 시 연구자들은 필히 상대외국인의 인적사항에 대한 자체분석을 실시하여 현재 정부당국에서 관리하고 있는 전략물자/기술 우려거래자(Denial list)에 등재 되어 있는지 여부 등을 확인할 수 있도록 한다.

3. 결론

KAERI가 수행하는 연구 활동들에 비추어 볼 때, 원자력전용품목 관련 전략기술이 타 기관과 달리 연구 활동의 대다수를 차지하고 있다. 현 법령에 따르면, 원자력전용품목 관련기술에 해당하는 전략물자 수출입은 CP제도가 인정이 되고 있지 않으므로 이와 유사한 형태의 제도가 향후 제정될 가칭 '원자력전용품목 관련기술의 수출허가에 관한 고시(안)'에 반영될 수 있도록 관련당국과 긴밀한 협조가 필요할 것이다.

4. 참고문헌

[1] IC. Kim " Application of ITT to KAERI export controls system" 2015.7.
[2] KINAC 원자력(연) 발표자료, " 국가원자력 수출통제 제도"" 2015.5.

미국 원전 해체 규제체계 및 방사선환경영향평가 분석

이상호*, 김창락
한국전력국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 해맞이로 658-91
*jjjlsh2@naver.com

1. 서론

국내 원전의 노후화로 2022년 고리 1호기를 시작으로 원전 해체 문제에 직면할 것으로 전망된다. 원전 해체를 위해 작성되는 해체계획서에는 방사선환경영향평가에 관한 내용이 포함되어야 한다. 방사선환경영향평가란 원자로시설의 건설·운영으로 인한 환경에 미치는 영향 분석 및 사고 발생 시의 잠재적인 환경영향 예측에 관한 사항을 평가하는 것을 말한다. 국내 고시로는 '원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제85조의 16'에 원자로시설의 해체로 인하여 예상되는 방사선환경영향에 대하여 평가하고 해체전 및 해체중 환경감시계획을 수립하고 이행하라고 명시되어 있다.

본 논문에서는 향후 국내 원전 해체 방사선환경영향평가 방법론 분석을 위해 미국 원전 해체시 규제체계 및 Yakee Rowe, Rancho Seco, Maine Yankee 등 해체가 완료된 미국 원전을 대상으로 방사선환경영향평가 사례를 분석하였다.

2. 본론

2.1 미국의 환경영향평가 규제지침

미국은 원전 해체시 FEIS (Final Environmental Impact Statement)에는 사전에 검토되지 않은 방사선환경영향에 대한 평가를 시행하라 명시되어 있다. Table 1은 미국의 원자력시설 환경영향평가 관련 주요 규정 및 지침을 나타낸다.

Table 1. Major Regulation and Guide Related with Environmental Impact Statement for Decommissioning

주요 규정 및 지침	주요내용
10CFR20 Sub E	허가종료를 위한 방사선 기준
10CFR 51.53	건설 이후 환경보고서
10CFR 51.95	건설 이후 환경영향보고서
Regulatory Guide 1.185	정지후 해체활동보고서 표준 서식 및 내용
NUREG-0586	원자력시설 해체에 관한 최종 일반환경영향평가서
NUREG-1437	원자력발전소 허가갱신을 위한 일반적인 환경영향평가
NUREG-1496	원자력발전소 허가종료를 위한 방사선기준

2.2 미국 원전 해체시 규제체계

미국은 미국원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Commission, 이하 NRC)가 모든 해체 사업을 규제하고 있다. 원자로 사업자는 영구정지 결정일로부터 2 년 이내에 영구정지 후 해체활동보고서(Post Shutdown Decommissioning Activities Report, 이하 PSDAR)를 NRC에 제출해야 하며, PSDAR은 다음과 같은 내용을 포함하고 있다.

- ✓ 해체 활동 계획 및 일정
- ✓ 해체 활동 예상비용과 내역
- ✓ 부지특성에 따른 해체활동 관련 환경 영향평가가 이전의 환경 분석에서 이미 다루어졌음을 판단하는 이유

이 중 부지특성을 반영한 환경영향평가는 NUREG-0586, "Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities (1988)" 과 NUREG-1496, "Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities (1997)"에서 정한 기존의 환경영향평가에 명시된 영향들과 비교해야 한다. 만약 이러한 내용이 포함되지 않은 경우, 원자로 사업자는 허가를 위한 인가 변경을 요청하고 NRC에 주변 환경에 해체가 미치는 추가 영향에 대한 상세 정보를 제출해야 한다.

2.3 국내/미국의 방사선환경영향평가 비교

국내 원자력시설 환경영향평가와 미국의 환경영향평가는 방사선환경영향평가 포함 여부에 있어 차이를 보이고 있다. 미국의 경우 환경영향평가서 내 방사선환경영향평가 내용이 포함되어 있는 반면, 국내의 경우 환경영향평가와 방사선환경영향평가가 분리되어 작성된다. Table 2는 국내/미국의 방사선환경영향평가 범주를 비교한 것이다.

Table 2. Radiological Environmental Impact Statement Comparison

	국내	미국
환경영향평가의 범주	방사선환경영향평가를 따로 시행	환경영향평가서에 방사선환경영향평가포함
중대사고 포함여부	중대사고를 제외한 15개의 사고유형 평가를 시행	중대사고를 포함한 평가를 시행

2.4 미국 원전 해체시 방사선환경영향평가 사례

2.4.1 Yankee Rowe

Yankee Rowe의 사업자인 YAEC (Yankee Atomic Electric Company)는 1992년 Yankee Rowe 원전의 영구정지를 결정하고 1933년 12월 해체계획서 (Decommissioning Plan)를 NRC에 제출하여 1995년 2월 NRC로부터 승인 받았다.

Yankee Rowe 원전 해체시 방사선환경영향평가 사항은 다음과 같다.

- ✓ 작업방사선량
- ✓ 소외방사선피폭
- ✓ 방사성폐기물관리

Yankee Rowe 원전 해체시 예상 작업방사선량은 737 person-rem으로 GEIS에 명시된 표준 PWR의 1,115 person-rem 보다 낮다. 또한 10CFR50.36a의 요구사항에 따라 방사성물질이 환경으로 배출되는 것을 방사선방호최적화 (As Low As Reasonably Achievable, ALARA)에 의해 방사능유출제어프로그램을 사용하고 있기 때문에 기체나 액체를 통한 소외방사선피폭도 매우 낮은 수준으로 확인되었다. Fig. 1은 표준 PWR과 Yankee Rowe의 방사성폐기물 운반시 피폭량을 비교를, Fig. 2는 GEIS와 Yankee Rowe 원전 해체시 폐기물 발생 예상량을 비교한 것이다.

	YNPS		REFERENCE PWR	
	CRP	DP *	DECON	SAFSTOR
LLW Shipments				
Number By Trucks	39	227	1363	139
Distance (miles)	1000	1000	500	500
Number By Rail	2	0	28	0
Distance (miles)	1000	1000	1500	1500
Off-site Exposure (person-rem)				
Onlookers	<1	1	7	1
General Public	<1	4	14	2
Total:	2	5	21	3
Occupational Exposure (person-rem)				
Truck Drivers	5	26	95	10
Garage Personnel	<1	<1	4	<1
Train Personnel	<1	0	3	2
Total:	7	27	102	13

Fig. 1. Transportation Exposure Comparison.

	MWe	LLW (m³)
Saxton	3	508
Shippingport	72	6,056
YNPS	**185**	**2,967**
Dresden Unit 1	200	7,537
Fort St. Vrain	330	4,076
Shoreham	820	2,246
Rancho Seco	918	5,651
Three Mile Island Unit 2	926	7,419
Diablo Canyon Unit 1	1,131	10,184
Diablo Canyon Unit 2	1,156	9,955

Fig. 2. Comparison with GEIS and Industry Projections.

Yankee Rowe 원전 해체시 발생하는 저준위방사성폐기물은 2,967m^3으로 GEIS가 예상한 표준 PWR의 저준위방사성폐기물량인 18,340m^3에 비해 매우 적었다. 따라서 NRC는 Yankee Rowe 원전 해체로 인해 환경에 미치는 중대한 영향은 없다고 결론지었다.

3. 결론

미국 원전 해체 사례를 분석한 결과 해체 완료된 가압경수로형 원전들은 모두 일반적항목인 GEIS를 만족하였기에 부지특성(site-specific)을 반영한 추가적인 환경영향평가가 면제되었음을 알 수 있었다. 본 결과는 차후 국내 원전 해체 방사선환경영향 검증 평가 개발을 위한 기초자료로서 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구개발사업의 연구결과입니다 (No. 1305009).

5. 참고문헌

[1] 원자력시설 해체 안전규제기술 과제 기획, 한국원자력안전기술원, (2015).

[2] U.S NRC, REGULATORY GUIDE 1.185, "STANDARD FORMAT AND CONTENT FOR POST-SHUTDOWN DECOMMISSIONING ACTIVITIES REPORT", Washington, DC, pp.1-13, (2000).

[3] U.S NRC, NUREG-0586, "Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities", (2002).

[4] 이정민, 문주현, "국내 원자로시설 해체계획서 세부 작성지침(안) 개발", 한국방사성폐기물학회지, pp.213-227, (2013).

[5] YAEC, "Environmental Report for the Decommissioning of Yankee Nuclear Power Station", (1993).

방사선사고 선량평가를 위한 스마트폰 저항, 인덕터 소자의 Thermal Assisted Optically Stimulated Luminescence 감쇄특성분석

김형택[1*], 김장렬[1], 이정일[1], 장인수[1], 이승규[1], 김민채[1,2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*kht84@kaeri.re.kr

1. 서론

후쿠시마의 원전 사고, 혹은 최근 증가하고 있는 국제적 테러 행위와 맞물려 방사선 누출 사고나 방사성 물질을 이용한 테러 행위 등은 일반인이 주 피해 대상이 된다. 이와 같이 인위적 선량계가 없는 상황에서 사고 이후 방사선 피폭량을 회구적으로 측정 및 평가 하는 기술을 선량 복원 기술이라 한다. 특히 대규모 방사선사고 시 최대한 신속히 개인별 피폭선량을 확인하는 것은, 선량에 따라 적합한 조취를 취해야 하는 환자를 분류하고, 피폭받지 않은 사람들의 추가적인 혼란을 막기 위해 필수적으로 요구되는 기술이다. 스마트 폰을 이용한 열형광/광자극발광 (Thermo luminescence / Optically Stimulated Luminescence, TL/OSL) 선량 복원 기술은 대중 대다수가 항시 소유하고 있는 재료를 사용하고, 시료 준비기간이 매우 짧아 신속한 분석이 가능하다는 점에서 개인별 피폭선량 복원을 위한 아주 적합한 기술이다.

스마트폰을 이용한 선량 복원에 사용되는 재료는 저항, 인덕터, IC칩, 액정 등이 있다. 이중 저항과 인덕터는 수집이 용이하고, 검출 선량 하한이 10 mGy 수준으로 낮아 최근 국제적으로 활발히 사용되고 있다. OSL의 경우 신호 추출 시간이 빠르고 신호량이 크며 zero dose signal이 작아 TL에 비해 장점을 가진다. 하지만 시간에 따른 신호 감쇄(fading)로 인해 fading 보정이 필요하고, 신호의 저하는 불확도를 높이는 요인이 된다. 최근 연구에서는 저항 및 인덕터에 사용되는 Al_2O_3:C 물질의 TL/OSL 측정 이후 Thermally assisted OSL (TA-OSL)를 측정하여 fading이 낮은 매우 안정한 신호를 확보함을 보였다 [1]. 이를 통해 본 연구에서는 저항 및 인덕터의 OSL 측정 이후 측정된 TA-OSL의 감쇄 특성에 대한 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 TA-OSL

TL과 OSL은 방사선에 의해 defect energy level에 trap된 전자, 양공들을 열 혹은 광으로 자극하여 발광신호를 추출하는 기술이다. 그러므로 각 신호는 defect의 특성이나, energy level 따라 열 자극에 반응하거나 광 자극에 반응하게 된다. TA-OSL은 OSL이나 TL에 의해 자극되지 않는 deep trap에 갇힌 전자, 양공을 광 자극에 의해 더 높은 energy level로 전이 시킨 뒤 열자극을 통해 신호를 추출하는 것을 말한다. 이러한 deep trap에 갖힌 전자, 양공은 외부 자극에 민감하지 않기 때문에 OSL신호와 달리 fading이 매우 약하게 일어날 것으로 기대 된다.

2.2 실험방법

충분한 신호를 위해 각 시료대 당 10 개의 인덕터와 20개의 저항이 사용되었다. OSL, TA-OSL 측정을 위해 선량 조사용 150 MBq $^{90}Sr/^{90}Y$ beta 조사 장치, 광 자극용 470nm LED 그리고 광 측정용 bialkali EMI 9235QA photo multiplier tube (PMT)가 내장된 Risoe TL/OSL-DA-20 시스템이 사용되었다. PMT 앞부분에는 LED 신호를 차단하기 위해 U-340 Hoya 필터와 Schott BG-39 필터가 사용되었다.

실험은 비교를 위한 OSL단독 측정 샘플과 OSL에 의한 fading을 제거하기 위해 OSL 측정 이후 TA-OSL을 측정한 샘플로 나뉜다. TA-OSL 측정 시 저온 신호를 제거하기 위해 120℃에서 10 초간 예열 후, 2℃/s의 증가율로 400℃까지 측정하였다. Fading 특성 비교를 위해 각 샘플에 조사된 선량은 약 1 Gy이고, 샘플 간 반응도 차이에 따른 element correction factor 보정이 되었다. 또한 fading 신호 측정 간격은 10 분, 1 시간, 10 시간, 3 일, 7 일로 설정 되었다. 이후 각 측정에 대한 선량반응도를 구하기 위해 50-3000 mGy 범위의 선량이 조사되었다.

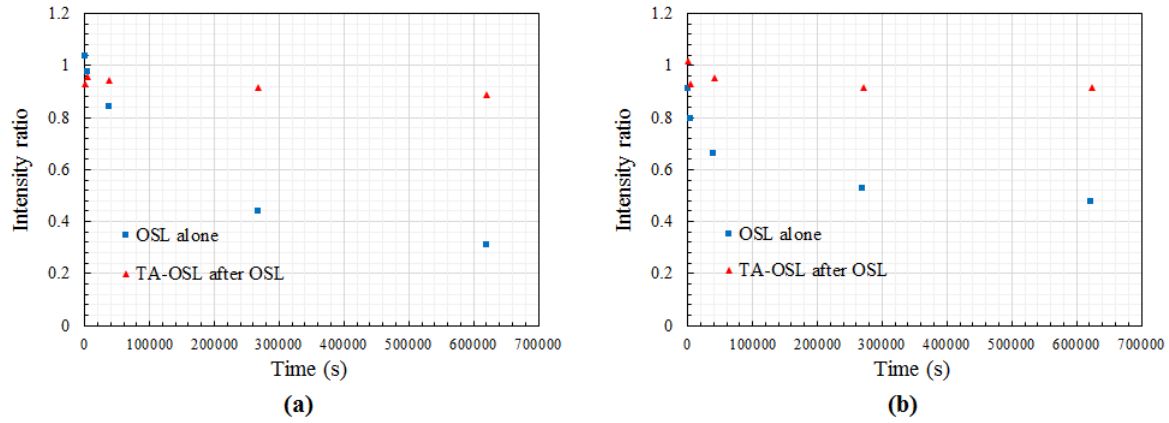


Fig. 1. The fading characteristics of OSL and TA-OSL signal of inductor(a) and resistor(b).

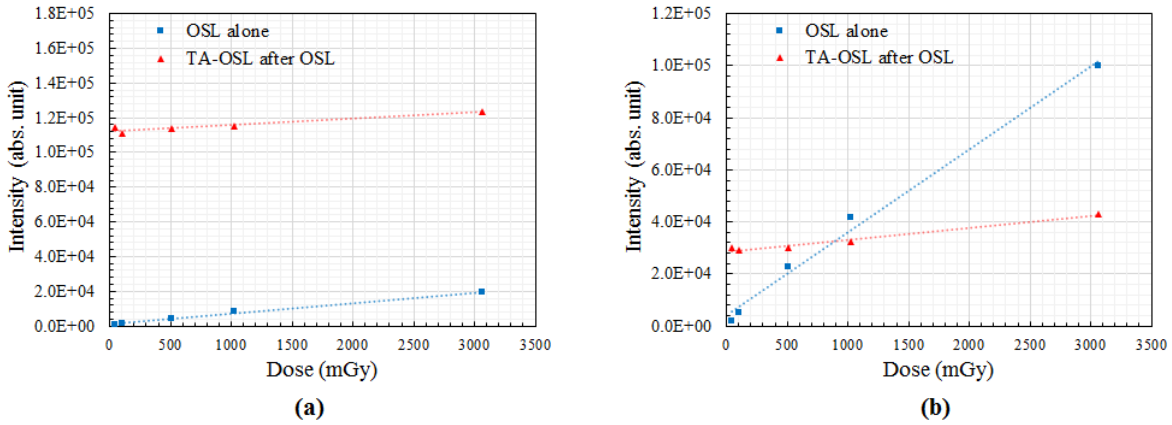


Fig. 2. Dose response of OSL and TA-OSL of Inductor(a) and resistor(b).

2.3 측정결과 및 분석

Fig. 1은 각 소자에 대한 OSL과 TA-OSL신호의 fading 특성을 나타낸다. 인덕터와 저항 대해 7일 경과 후의 OSL 단독 신호는 각각 약 70%, 50%로 크게 감소한 것을 알 수 있다. 하지만 OSL 측정 후 TA-OSL을 측정한 샘플은 약 10% 정도로 감소율이 크지 않은 것을 확인할 수 있다. Fig. 2는 각 소자에 대한 OSL과 TA-OSL신호들의 선량 반응도를 나타낸다. Fig. 2 (a) 인덕터의 OSL 신호는 선형적인 특성을 보인다. OSL이후 측정한 TA-OSL 신호는 마찬가지로 선형적이지만 zero dose에서 값을 가지며 전체적으로 신호가 위로 이동되어 있다. 이는 TA-OSL 측정 시 소자 내 다른 물질과 반응하여 발생하는 photon transfer luminescence (PTL) 현상 혹은 고온에서 흑체 복사에 의한 것으로 추측된다. Fig. 2 (b) 저항의 경우도 인덕터와 동일한 경향을 보인다. 하지만 TA-OSL 선량 반응도가 OSL의 경우보다 크게 떨어진다. 이는 OSL에 의해 대부분의 신호가 추출된 것이라 볼 수 있다.

3. 결론

본 실험으로부터 OSL 측정 후 TA-OSL 측정은 저항과 인덕터 모두에서 fading 효과가 억제됨을 보였다. 이는 TA-OSL 기법을 통해 측정 오차를 줄일 뿐 아니라 장기간 방치 된 시료에 대한 측정이 가능함을 의미한다. 또한 TA-OSL은 OSL신호가 추출된 이후 측정 가능하기 때문에 OSL에 의한 선량 판독 후 재 판독의 기회를 제공할 수 있다는 점에서 큰 강점이 있다. 단 선량 반응도에서 확인 할 수 있듯 PTL 혹은 흑체 복사 등에 의한 zero dose 이동 현상을 제거하기 위해서는 측정 시 적합한 필터 선정이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] Anuj Soni, et. al., "Characterization of deep energy level defects in α-Al_2O_3:C using thermally assisted OSL", Radiation measurements, Vol. 47, pp. 111-120, 2012.

원자력시설에 대한 설계기준위협 중 내부자 위협에 대한 사이버보안 강화 방안

송동훈*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*igiveitashot@kinac.re.kr

1. 서론

원자력시설의 주요 기능을 담당하는 컴퓨터 및 정보 시스템이 아날로그에서 디지털로 변화함에 따라, 이란 부세르 원전을 감염시킨 스턱스넷(Stuxnet), 일본 몬주 원전에서의 정보 유출 및 한수원 해킹 사건 등과 같이 사이버공격의 대상이 되고 있다.

이에 대한민국 정부는 원자력시설에 대한 사이버보안을 강화하기 위해 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법령(이하 방사능방재법령)을 개정함으로써 원자력시설에 대한 사이버보안을 강화해 나가고 있다.

근래 들어 사이버보안의 중요성이 대두됨에 따라 사이버보안에 대한 인식이 재고되었고, 사이버보안 요건이 강화되는 등 사이버공격의 주경로인 인터넷망 등 외부 위협에 대한 사이버보안이 강화되었다. 하지만 원자력시설에 접근 가능한 내부자에 의한 내부 위협은 여전히 사이버보안 강화가 필요한 실정이다.

본 연구에서는 한국원자력통제기술원의 기술기준(KINAC/RS-015)을 토대로 내부자 위협에 대한 사이버보안 요건을 도출하여 원자력시설에 대한 사이버보안을 강화하는 것을 목적으로 한다.

2. 본론

2.1 내부자 위협 반영 절차

Fig. 1은 방사능방재법령에 따른 위협 평가 절차를 나타낸다. 원자력시설은 신규 위협의 요인, 발생 가능성 및 발생에 따른 결과를 평가하여 3년 또는 필요시 설계기준위협을 개정하여야 한다. 개정된 설계기준위협에 따라 시나리오별 위협·대응 시나리오를 작성 및 평가하여, 설계기준위협을 방호할 수 있는 사이버보안 방호체계를 구축하여야 한다. 내부자 위협 평가 역시 Fig. 1과 같이, 동일한 절차를 따른다.

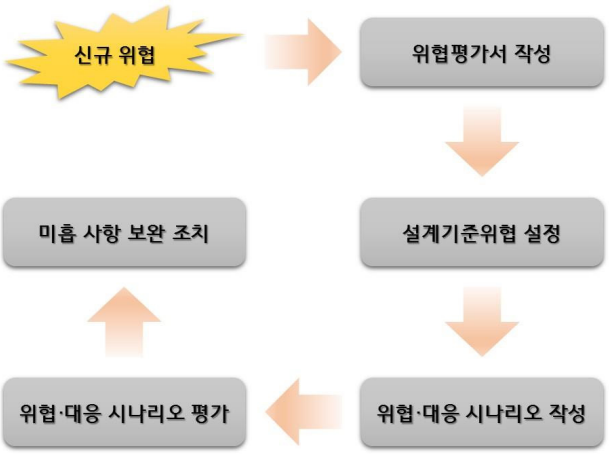


Fig. 1. Process of a Risk Assessment.

2.2 내부자 위협에 대한 사이버보안 요건

KINAC/RS-015의 기술적, 운영적 및 관리적 사이버보안 요건 중 내부자 위협을 방호하기 위한 요건들을 Table 1과 같이 도출하였다.

Table 1. Minimum Requirements of KINAC/RS-015 to Protect an Insider Cyber Threat

RS-015 No.	Name of Security Controls
1.1.16	Access Control for Portable and Mobile Devices
1.3.4	Resource Priority
1.4.1	User Identification and Authentication
1.5.2	Host Intrusion Detection System
2.2.2	Malicious Code Protection
2.3.1	Maintenance Tool
2.4.4	Physical Access Control
3.1.4	Developer Security Testing

2.2.1 기술적 보안통제

내부자는 원자력시설에 접근할 수 있는 사람으로서 물리적방호 요소인 검문, 검색 등을 어렵지 않게 통과할 수 있다. 따라서 컴퓨터 및 정보 시스템을 내부자 위협으로부터 보호하기 위해서는 시스템상의 기술적 사이버보안 대책이 필요하다.

2.2.1.1 휴대용 매체 접근 통제

컴퓨터 및 정보 시스템에 등록된 휴대용 매체만을 사용할 수 있도록 설정하여, 내부자가 악성코드가 담긴 휴대용매체를 접속하여 사용할 수 없도록 차단해야 한다.

2.2.1.2 필수 프로세스 목록에 대한 우선권 부여

컴퓨터 및 정보 시스템의 정상 운전 시 실행되는 프로세스 간의 우선순위를 설정하여, 내부자가 악성코드와 같은 우선순위가 낮은 프로세스를 실행시킬 수 없도록 차단해야 한다.

2.2.1.3 사용자에 대한 식별 및 인증 체계

컴퓨터 및 정보 시스템의 등급에 따라 사용자를 식별할 수 있는 다중 인증 체계를 사용하여, 내부자의 불법적인 접근을 사전 차단하고 시스템에 접속 시에 인지할 수 있도록 감시해야 한다.

2.2.1.4 호스트기반 침입탐지시스템 구축

컴퓨터 및 정보 시스템에 호스트기반 침입탐지시스템을 구축하여, 사용자 계정 관리, 불법적 코드 실행 방지, 비정상적인 상황 탐지 등을 통해 내부자의 사이버공격을 차단해야 한다.

2.2.2 운영적 및 관리적 보안통제

내부자의 사이버공격을 차단하기 위한 기술적 사이버보안 통제가 적용 불가능할 경우, 대안적 조치로 원자력시설의 설계 및 운영 단계에서의 운영적 및 관리적 사이버보안 통제가 필요하다.

2.2.2.1 악성코드 유입 방지를 위한 주기적 점검

컴퓨터 및 정보 시스템에 접속 가능한 비승인 휴대용 매체를 점검하고 악성코드 감염 여부를 주기적으로 검사하여, 내부자 위협을 사전 차단하고 잠복하고 있는 악성코드를 제거하여야 한다.

2.2.2.2 유지보수 도구 관리

컴퓨터 및 정보 시스템에 접속되는 유지보수 도구를 식별하고 시스템 접속 전 사이버보안 조치를 수행하도록 하여 내부자의 공격 경로를 사전 차단하여야 한다.

2.2.2.3 물리적 접근 통제

컴퓨터 및 정보 시스템에 접근 가능한 인원을 식별하고 출입 전 보안 점검 절차를 거치도록 하여 내부자의 접근을 차단하여야 한다.

2.2.2.4 개발자 보안 검사

컴퓨터 및 정보 시스템의 개발 단계에서 취약점 및 악성코드가 포함되지 않도록 검사 및 평가를 진행하고 설계 시 사이버보안 보안 요건들을 반영하여 내부자의 사이버공격 경로를 사전 차단하여야 한다.

3. 결론

본 연구에서는 KINAC/RS-015 부록2의 기술적, 운영적 및 관리적 보안통제 요건 중 내부자에 의한 사이버공격을 효과적으로 방호하기 위한 최소한의 사이버보안 요건들을 도출하였다. 도출된 기술적 사이버보안 요건들 중 일부는 가동 중인 원자력시설의 설비 노후화 및 설계단계에서 사이버보안이 고려되지 않아 적용하기 힘들기 때문에 대안적 조치인 운영적 및 관리적 사이버보안 요건을 통해 사이버보안을 강화해 나가고 있다.

본 연구에서 도출된 사이버보안 요건들을 적용하기 위해서는 사이버보안이 적용되어야할 컴퓨터 및 정보 시스템이 식별되고, 건설 단계부터 사이버보안 요건이 적용되어야 한다. 따라서 내부자 위협에 대한 사이버보안을 강화하기 위해서는 원자력시설의 사이버보안 적용 범위를 현재의 가동 단계에서 건설 단계로 확장할 수 있도록 법적 개정이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다 (과제번호 : 1305034).

5. 참고문헌

[1] 한국원자력통제기술원, “원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재 대책법령집”, 2016.

[2] 한국원자력통제기술원, “원자력시설등의 물리적 방호 관련 사무편람”, 2016.

[3] 한국원자력통제기술원, “원자력시설등의 컴퓨터 및 정보시스템 보안 기술기준”, KINAC/RS-015, 2014.

[4] U.S. NRC, “Cyber Security Programs for Nuclear Facilities”, Regulatory Guide 5.71, 2009.

SiPM을 사용한 Geometry에 따른 라돈가스의 α-sensitivity 결정

주명훈[1], 권지성[2*], 박은지[1], 최지원[1], 임성규[1], 안창석[1], 장동철[1], 서승범[1], 손승현[2], 황정호[2]
[1]한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
[2](주)아이스퀘어, 경기도 안성시 대덕면 서동대로 4726
jooz81@hanilnuclear.co.kr, *kwon9463@naver.com

1. 서론

라돈은 천연방사성물질로 우라늄(U-238)붕괴 계열에 속해있다. 그리고 모핵종인 라듐(Ra-226, $T_{1/2}$ 1600 year)의 딸핵종(Rn-222, $T_{1/2}$ 3.8 day)으로 존재하며 화강암, 지하광산, 천연동굴 및 천연물을 원재료로 만들어져 사용되는 건설 및 건축자재 등에서 기체 상태로 지속적으로 붕괴되어 방출되고 있다. 방출된 라돈은 딸핵종인 폴로늄(Po-218, Po-214), 납으로 연속 붕괴하면서 알파에너지를 지속적으로 방출한다. 라돈(Rn-222)에서 딸핵종인 폴로늄(Po-218, 반감기 3.05 min)으로 붕괴 시 약 5.49 MeV의 알파에너지를 방출하며 납(Pb-214, $T_{1/2}$ 26.8 min)과 비스무스(Bi-214, $T_{1/2}$ 19.7 min)를 거쳐 다시 폴로늄(Po-214, $T_{1/2}$ 164 ㎲)으로 다시 붕괴하면서 약 7.69 MeV의 알파에너지를 방출한다.

라돈이 연속 붕괴되면서 방출하는 α선을 측정하기 위한 방법은 크게 수동형과 능동형(연속형)의 두 가지로 나눌 수 있으며, 연속형의 측정 장비의 검출센서로는 이온 챔버, 실리콘검출기, 섬광셀의 세 종류로 구분되어 진다. 그 중 섬광셀(ZnS(Ag))은 셀 내부에서 방출되는 α-particle과 섬광체가 반응하여 발생되는 섬광(450 ㎚, blue-ray)을 광전자증배관으로 증폭하여 계수하는 방법이다.

본 실험에서는 Hamamatsu사의 S13360-6075 실리콘 광증배소자(SiPM)을 사용하였으며, 섬광체는 약 450 ㎚ sensitivity wavelength에 적합한 emission wavelength를 갖는 ZnS(Ag) (Bicron, USA)을 사용하였다. Fig. 1과 같이 SiPM은 하나의 전자사태 광다이오드(Avalanche Photo Diode, ADP) 픽셀이 다수의 병렬 형태로 구성되어 있음을 확인하였다. KS C IEC 61577 요건에 맞게 제작된 Radon Chamber (Hanilnuclear Co. Ltd.)를 사용하여 실험하였으며 실험용 표준선원과 기준측정장비는 각각 Ra-226 9.520 kBq (Pylon, Canada), RAD7(Durridge, USA)를 사용하였다. 전자회로 및 geometry 구성은 ㈜아이스퀘어와 함께 제작하였다.

Table 1. Using Equipments

List	Description
Radon Chamber	1 m^3
Ra-226	9.5 kBq, RNC
Detector	RAD7, KRISS Cal. date 160514
Pump rate	2 L/min (source inlet)

Table 2. MPPC S13360-6075 SiPM specification

Parameter	Description
Pixel pitch	25 ㎛
Peak sensitivity wave.	450 ㎚
Eff. photosensitivity area	6.0 × 6.0 ㎟
Number of pixels	6,400
Fill factor	82%
Quantum efficiency	50%
Gain	4.0 × 10^6

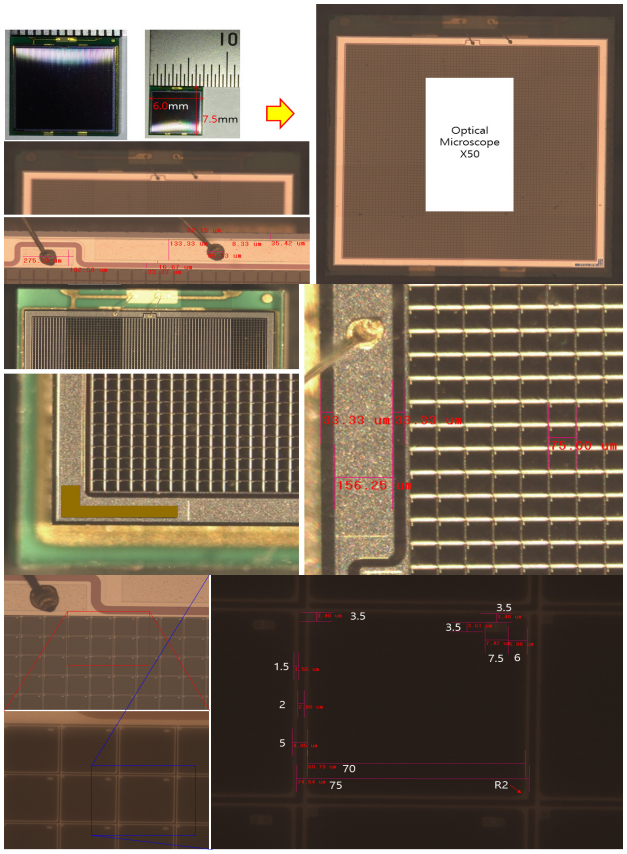


Fig. 1. Analysis of SiPM external structure.(Hanil+SKKU).

2. 본론

2.1 Geometry 형태 제작

Table 3와 Fig. 2와 같이 sensor module (ZnS(Ag) +SiPM)의 형태를 제작하였다.

Table 3. Sensor module specification

No.	Geometry(cc, cm^3)	Air rate(Liter)	Note
A	1.87	0.4	Dome+Trapezoid
B	1.88		Trapezoid
C	2.35		Tetrahedron

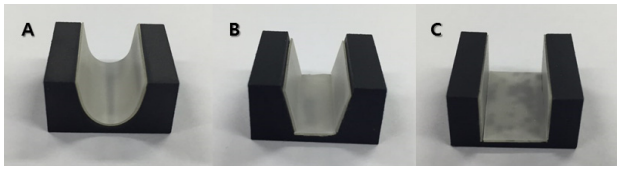


Fig. 2. Geometry of ZnS(Ag) cell.

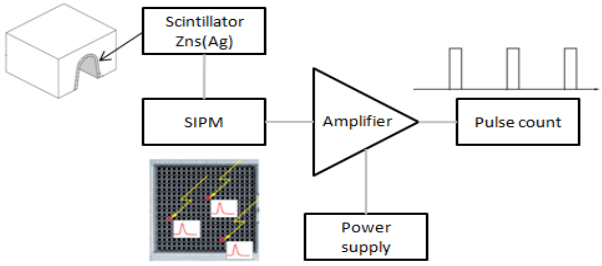


Fig. 3. Block diagram for Radon sensor circuit.

2.2 Radon sensor circuit 제작

Fig. 3과 같이 각각의 터널형태 sensor module 내부에 라돈가스 통과 시 라돈가스에서 방출되는 알파선과 신틸레이터의 반응에 의하여 발생된 광자 신호를 siPM에서 약 $10^{6배}$ 1차 광전자 증폭을 하였다. 이후 뒷단의 Amplifier에서 2차 증폭을 통하여 광계수가 가능한 Pulse 신호로 변환 하였다. 변환된 Pulse 신호는 분당 Pulse개수로 환산하여 최종 CPM값을 산출하였다.

2.3 Calculate of Sensor module sensitivity

Fig. 4와 같이 라돈챔버(KS C IEC 61577)내에서 약 52 pCi/L(약 1,920 Bq/㎥)의 라돈 농도를 주입 후 자연반감 시키며 라돈 농도를 측정하였고, 기준 측정기는 RAD7을 사용하였다.

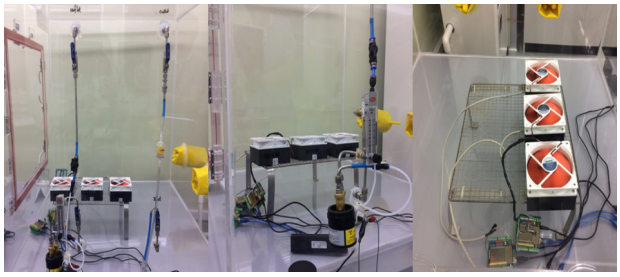


Fig 4. Sensor module test in Rn Chamber.

3. 실험 및 결과

3.1 Sensitivity (CPM/pCi/L, ㎠) 계산

Table 4. Sensor CPM sensitivity by geometry

No.	CPM/pCi/L	CPM/pCi/L/㎠	Note
A	0.464	0.248	Dome+Trapezoid
B	0.413	0.220	Trapezoid
C	0.446	0.190	Tetrahedron

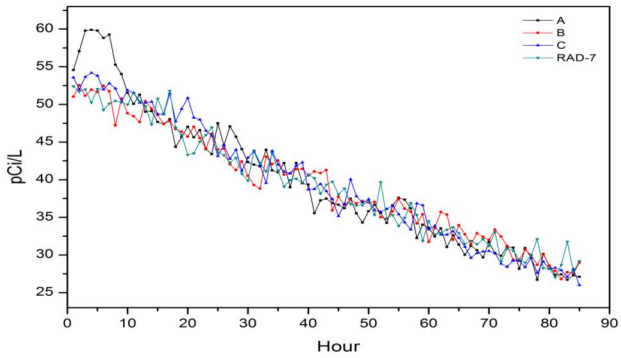


Fig. 5. Detect of radon gas (α-particle) test.

3.2 고농도 실험

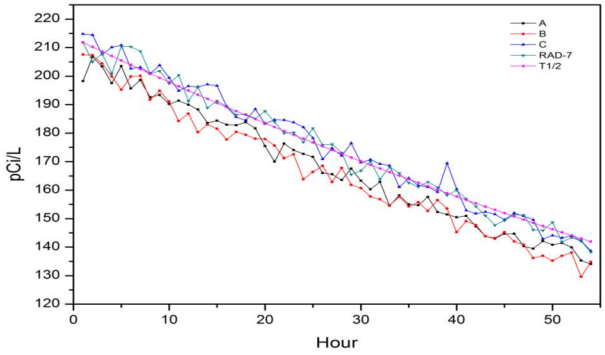


Fig. 6. Detect of radon gas (High concent.) test.

4. 결론

본 실험은 SiPM을 사용하여 라돈의 붕괴로 방출되는 α-particle을 세가지 형태의 센서 모듈 및 각각의 체적에 따른 sensitivity(CPM/pCi/L)를 측정하여 비교하였다. 그 결과 Table 4와 같이 A > B >C 순으로 sensitivity의 차이가 있음을 알 수 있었다. 고농도에서 초기 시작 농도의 자연반감된 값과 비교하였을 때 RAD7 > C > A > B 순의 오차가 나타났다. 라돈가스의 저농도, 고농도 및 ZnS(Ag)의 농도와 공기의 유량(L/min)에 따른 실험이 진행중이며, 본 실험에 기초하여 α-particle의 특성에 따른 적합한 형태의 sensor module을 제작하여 실험 할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] MPPC(Multi Pixel Photon Counter) S13360 series data sheet, Hamamatsu photonics, Japan.
[2] KS C IEC 61577-1~4.

Uranium Solution Assay by L-edge Densitometer

Seunghoon Park*, Uk-Ryang Park, Jong-Ho Yoon, and Sung-Woo Kwak
Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control, 1534 Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea
*shpark@kinac.re.kr

1. Introduction

Hybrid system of X-ray absorption spectroscopy such as L-edge densitometry (LED) [1, 2] and X-ray fluorescence spectrometry (XRF) is an useful technique of assay of uranium concentration for safeguards. Compared to K-edge densitometer [3], due to lower L-edge energy of 17.17 keV of uranium than K-edge energy of 115.6 keV, L-edge densitometer does not need a high purity germanium detector with liquid nitrogen cooling and heavy shielding systems. Therefore, the L-edge densitometer can be appropriate for portable equipment for on-site nuclear material inspection and safeguards. XRF with LED is a technique of simultaneous measurement of the ratio of nuclear materials in mixture samples from emission of characteristic X-ray photons.

In this study, a portable hybrid L-edge/XRF densitometer (HLED) was developed for determination of concentration of nuclear materials. We evaluated the performance of the equipment as measuring uranyl nitric acid solution with various concentrations.

2. Results and Discussion

2.1 Hybrid L-edge Densitometer

The hybrid LED/XRF densitometer (HLED) consists of an X-ray generator, shields, a sample cell, and detectors. The detectors are set up at front and normal of a sample cell for L-edge densitometry. Both of detectors are silicon drift detectors (SDD) which 25 mm^2 × 500 μm. The diameter of X-ray photon starting point to the sample is 1.6 mm in front of collimator with hole of 0.5 mm-diameter and length of 5-cm-long. The sample cell consists of a 45 ml volume for XRF to maximize detection efficiency with a small volume of 1.5 mm optical path length. There are two beam lines from the X-ray generator to each sample volume as shown in Fig. 1 The X-ray generator is usually operated by 35 kV/100 μA with rhodium (Rh) anode.

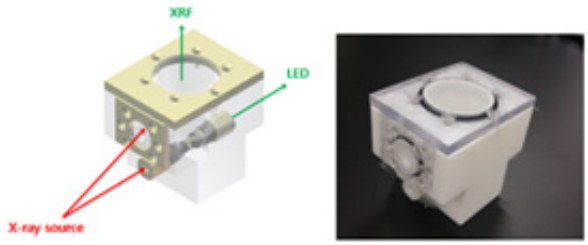


Fig. 1. The beam lines across a sample cell of HLED.

2.2 Results

The fully oxidized U_3O_8 nitric acid solution samples with concentration of 0.01, 0.05, 0.1, and 0.2 g/cm^3 were prepared for experiments. The discontinuous spectrum at near 17.17 keV L_{III}-edge are observed compared to reference spectrum of nitric acid solution in Fig. 2 The height of the jump of the spectrum determines the uranium concentrations.

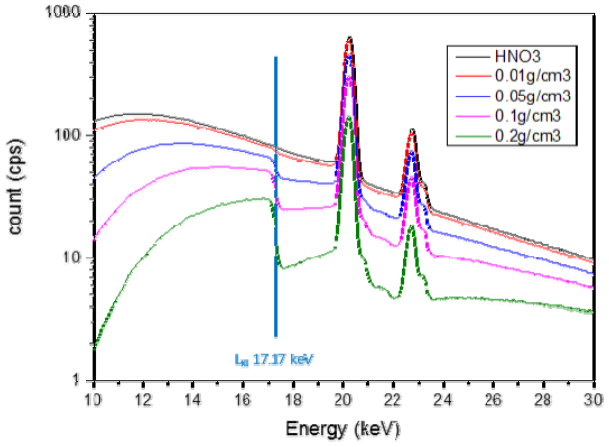


Fig. 2. Transmission spectrum across U_3O_8 nitric acid solution.

The concentration can be obtained by following equation (1).

$$\rho = \frac{\ln(T_- / T_+)}{\triangle \mu D} \quad (1)$$

T_- and T_+ are transmission at the energies E_- (lower than L_{III}) and E_+ (upper than L_{III}) respectively. D is sample thickness (exactly, optical path length) and $\Delta\mu$ is mass attenuation coefficient difference at L_{III}-edge. The transmission of L_{III}-edge is determined by extrapolation fitting in linearization of the upper side and the lower side transmission of L-edge in lnln(1/T)-ln(E) curve. Fitting intervals range from 15 - 16 keV in the lower side and 18 - 19 keV in the upper side of L-edge

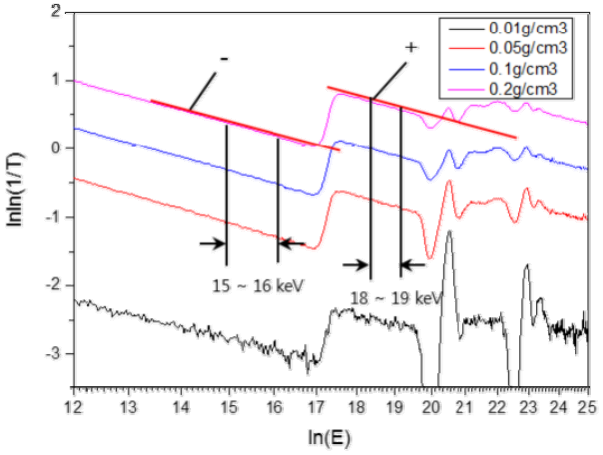


Fig. 3. Analysis of extrapolation fitting in lnln(1/T)-ln(E).

The uranium concentration in U_3O_8 nitric acid solution is shown in Fig. 4 The ratio of uranium in U_3O_8 is usually 83.8%. The analyzed concentrations of uranium are near 84% except for 0.01 g/cm^3. The lnln(1/T) curve of 0.01 g/cm^3 has noise near L-edge as shown in Fig. 3 The background radiation and the short optical path length can affect the transmission of low concentration. The uranium concentration has linearity for concentrations of U_3O_8 with R^2 > 99%.

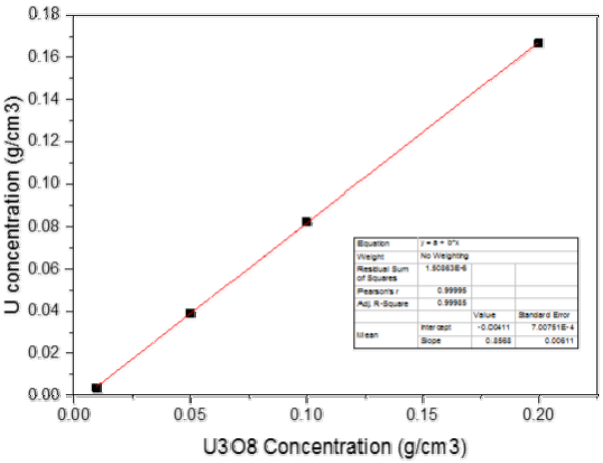


Fig. 4. The uranium concentration in U_3O_8 nitric acid solution.

3. Conclusion

From this study, the proto-type of a hybrid L-edge/XRF densitometer (HLED) was developed and evaluate performance for nuclear material solution assay. Based on the study, the uncertainty of the measurement will be analyzed by analysis of non-radioactive and radioactive standard samples of lead and uranyl nitric acid solutions. The performance of XRF and simultaneous measurement of XRF and L-edge will be evaluated by mixture solution of nuclear material and impurities.

4. REFERENCES

[1] Analysis Procedure for Timely On-site Uranium Accountancy Verification in LEU FUEL Fabrication Plants", ESARDA BULLETIN No. 43, 18(19), 30-39 2009.

[2] M. L. Brooks, P. A. Russo, and J. K. Sprinkle, Jr., "A Compact L-Edge Densitometer for Uranium Concentration Assay", Los Alamos National Laboratory report LA-10306-MS, 1985.

[3] H. Ottmar and H. Eberle, "The Hybrid K - Edge/K - XRF Densitometer: Principles - Design - Performance", Kernforschugszenturm Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, KfK 4590, Feb. 1991.

조사재시험시설 닥트 청소 및 실내 공기질 측정에 대한 고찰

백상열*, 진영관, 김길수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sybaek1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사재시험시설은 하나로 및 상용발전소에서 중성자에 조사된 원자력재료(핵연료 및 재료)를 시험하는 시설이다. 당 시설은 급기를 정화하기 위하여 프리 및 미디움 필터가 설치되어 있으며, 오랫동안 사용한 급기닥트의 청소를 수행하고 청소 전, 후의 실내 공기질의 측정을 실시하였다. 공조용 급기 닥트 내부에 존재하는 찌든 먼지 및 각종 오염물질(곰팡이 균, 바실러스 균, 석면, 여러 세균들, 유해성 박테리아)등을 최첨단의 장비로 클리닝 및 소독제(Neutral Q)로 소독 하여 근무환경을 개선시키고, 실내 환경을 개선하여 쾌적하고 청정한 환경을 유지하여 업무 효율과 직원 복지 향상을 목적으로 닥트 청소를 시행하였다. 본 논문에서는 이 과정에서 얻어진 자료를 서술하고, 결과를 논하였다.

2. 본론

2.1 닥트 청소

2.1.1 사전 작업
- 닥트 도면에 작업구 위치 선정
  (개방된 부위는 닥트 절단면에 면 테이프 작업)
- 닥트 내부 상태 촬영
- 사무실 및 기계실 작업 시 비닐 보양

2.1.2 닥트 크기 및 모양별 작업
- 닥트 크기에 따라 수작업 실시(작업자 투입 가능 시 내부에 들어가서 수작업 실시)
- 개발된 작업구에 로봇을 투입한 후 닥트 크기에 맞는 브러쉬를 사용하여 청소(발생된 퇴적물 및 분진은 반대편 집진기를 이용하여 포집하며 주변에 2차 오염이 없도록 함)
- 닥트 크기가 작은 경우 : 와이어 마스터(Wiremaster) 사용 또는 이와 동등한 수준의 작업
- 플랙시블 호스 청소 시 : 와이어 마스터 사용 또는 이와 동등한 수준의 작업

2.1.3 청소 실시
- 디퓨져 청소 : 주로 사무실에 설치되어 있는 디퓨져를 떼어 내어 깨끗하게 물과 세제로 청소를 완료하였다(Fig. 1).

Fig. 1. Photos of diffuser before and after cleaning.

- 그릴 청소 : 주로 복도에 설치되어 있는 그릴을 떼어 내어 깨끗하게 물과 세제로 청소를 완료하였다(Fig. 2).

Fig. 2. Photos of grille before and after cleaning.

- 닥트 내부 청소 : 닥트 내부 청소 사진은 Fig. 3과 같고 그 청소 결과는 Fig. 4와 같다.

Fig. 3. Photos of grille detachment and duct cleaning.

Fig. 4. Photos before and after duct cleaning.

2.2 닥트 청소 전, 후의 실내 공기질 측정

조사재시험시설의 지하 4곳, 1층 4곳, 2층 1곳, 3층 3곳을 선정하여 공기질을 측정하였다.

2.2.1 닥트 청소 전 실내 공기질 측정

닥트 청소 전 6월 17일에 1차로 상기에 언급한 12곳에 대하여 실내 공기질을 측정하였으며, 결과는 Table 1과 같다.

2.2.2 닥트 청소 후 실내 공기질 측정

닥트 청소 후 7월 8일에 2차로 상기에 언급한 12곳에 대하여 실내 공기질을 측정하였으며, 결과는 Table 2와 같다.

2.3 닥트 청소 전, 후의 실내 공기질 측정 결과

미세먼지(PM-10), 이산화탄소(CO_2), 포름알데하이드(HCHO), 일산화탄소(CO) 및 총부유세균 (Bacteria)의 5종류에 대하여 닥트 청소 전, 후의 실내 공기질 측정 결과는 Table 1, 2와 같다. 사무실 공기관리 지침(고용노동부고시 제 2015-43호)의 오염물질 관리기준을 참고로 하여 분석한 결과는 아래와 같다.

Table 1. Indoor air quality measurement result before duct cleaning. (2016.6.17)

측정항목	관련 기준	단위	측정지점												측정분석 방법 및 기기명
			3층 (6413)	3층 (6408)	3층 (6403)	2층 (6305)	1층 M2 앞	1층 M6 앞	1층 5번 셀 앞	1층 풀물 옆	B1층 전기실	B1층 8번셀 앞	B1층 8번셀 뒤	B1층 6번 팬 옆	
미세먼지(PM10)	150	㎍/㎥	51.3	53.2	52.7	55.8	38.6	39.1	39.9	38.5	35.8	34.5	34.1	35.3	
이산화탄소(CO_2)	1,000	ppm	526	532	523	548	458	454	426	468	435	433	452	439	
폼알데하이드(HCHO)	120	㎍/㎥	18.8	16.1	17.4	17.4	14.7	14.7	14.7	13.4	16.1	13.4	13.4	14.7	
일산화탄소(CO)	10	ppm	0.6	0.6	0.5	0.5	0.4	0.4	0.4	0.4	0.3	0.4	0.3	0.3	
총부유세균(Bacteria)	800	CFU/㎥	137.8	57.8	92.3	247.8	157.4	60.8	66.0	91.5	241.9	165.3	60.9	56.0	

Table 2. Indoor air quality measurement result after duct cleaning. (2016.7.8)

측정항목	관련 기준	단위	측정지점												측정분석 방법 및 기기명
			3층 (6413)	3층 (6408)	3층 (6403)	2층 (6305)	1층 M2 앞	1층 M6 앞	1층 5번 셀 앞	1층 풀물 옆	B1층 전기실	B1층 8번셀 앞	B1층 8번셀 뒤	B1층 6번 팬 옆	
미세먼지(PM10)	150	㎍/㎥	41.9	45.0	48.2	42.3	22.9	24.6	23.7	22.0	27.5	28.2	30.1	25.6	
이산화탄소(CO_2)	1,000	ppm	505	518	508	526	438	441	413	399	430	398	443	406	
폼알데하이드(HCHO)	120	㎍/㎥	14.7	14.7	16.1	16.1	12.1	13.4	12.1	12.1	13.4	12.1	12.1	13.4	
일산화탄소(CO)	10	ppm	0.2	0.1	0.1	0.1	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	
총부유세균(Bacteria)	800	CFU/㎥	56.0	56.1	80.5	228.6	91.4	50.7	45.7	86.6	61.1	35.6	30.7	51.3	

- 미세먼지(PM10) : 미세먼지의 관리기준은 150 ㎍/㎥ 이며, 청소전에 34.1 ~ 55.8에서 청소 후 22.0 ~ 45로 감소하였다.
- 이산화탄소(CO_2) : 이산화탄소의 관리기준은 1000 ppm 이하 이며, 청소전에 426 ~ 548에서 청소 후 398 ~ 526으로 감소하였다.
- 포름알데하이드(HCHO) : 포름알데하이드의 관리기준은 120 ㎍/㎥이하 이며, 청소전에 13.4 ~ 18.8에서 청소 후 12.1 ~ 16.1로 감소하였다.
- 일산화탄소(CO) : 일산화탄소의 관리기준은 10 ppm 이하 이며, 청소전에 0.3 ~ 0.6에서 청소 후 0.1 ~ 0.2로 감소하였다.
- 총부유세균(Bacteria) : 총부유세균의 관리기준은 800 CFU/㎥ 이하 이며, 청소전에 56.0 ~ 247.8에서 청소 후 30.7 ~ 228.6으로 감소하였다.

3. 결론

조사재시험시설에서 오랫동안 사용한 급기닥트의 청소를 수행하고 청소 전, 후의 실내 공기질의 측정을 실시하였다. 측정결과 만족할만한 결과를 얻어 쾌적한 환경을 조성하였으며, 각종 시설의 공기질 관리에 참고가 되길 바란다.

우라늄 분리·추출에서 컬럼의 유속에 관한 연구(Ⅱ)

박욱량, 박승훈, 이애리, 정희준, 곽성우*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*ukss@kinac.re.kr

1. 서론

환경시료의 채취 및 분석기술은 핵 활동의 감시 및 추적에 매우 유용한 수단으로 국가 및 IAEA 사찰에 활용되고 있다. 또한 신고 된 핵 활동 하에 있는 핵물질의 전용뿐만 아니라 미신고 핵물질 및 활동 여부도 검증하고 있다. 특히 여러 가지 환경시료 중에서 공기 내에 포함된 우라늄의 측정은 원자력시설의 현장에서 승인된 핵물질의 사용여부 검증 및 환경 감시에 있어서 중요한 인자이다. 이를 바탕으로 한국원자력통제기술원에서는 공기 내 포함된 우라늄을 현장에서 분석하기 위하여 다양한 기술 및 장치를 개발 중에 있다. 공기 내 포함된 우라늄을 분석하기 위해서는 시료의 전처리, 우라늄 분리추출, 측정 및 분석 과정을 거쳐야한다. 하지만 전처리부터 측정까지 전 과정을 마치기 위해서는 대략 5 ~ 7일 정도의 긴 시간이 필요하다. 따라서 현장에서 공기 내 포함된 우라늄을 측정하기 위해서는 측정과정까지 소모되는 시간을 단축시킬 필요가 있다.

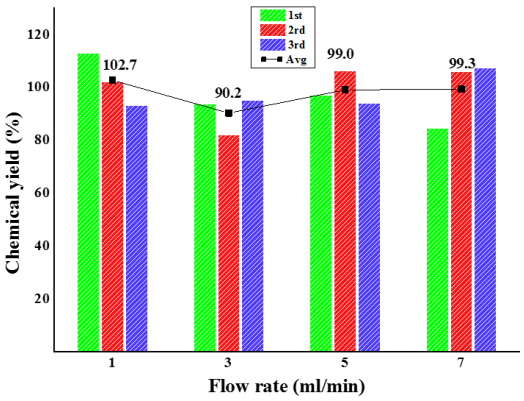


Fig. 1. The uranium recovery rate by the flow rate(1~7ml/min) of the column.

이에 본 연구에서는 공기 내 우라늄 분석의 여러 과정 중 우라늄 분리추출과정에서 컬럼의 유속제어를 통해 전체 처리과정에 소모되는 시간을 단축하고자 하였다. 사전 연구 결과 Fig. 1 과 같이 컬럼의 유속을 7 ml/min 까지 증가시켰으나 우라늄 회수율에는 큰 차이가 없는 것으로 확인되었다.

따라서 본 연구에서는 기존의 실험결과를 바탕으로 유속의 범위를 넓혀 우라늄 회수율을 측정하고, 최적유속을 선정하여 방사화학처리에 소요되는 시간을 단축함으로서, 현장에서 공기 내 포함된 우라늄 측정이 효율적으로 이뤄질 수 있는 방법을 제안하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료

우라늄 분리에 사용되는 이온교환 수지는 UTEVA resin(ecirhom)이며, 우라늄 회수율을 구하기 위해 U-232 Tracer(Isotope Products Lab, USA)를 사용하였다. 분석용 특급시약(Merck)과 분리·추출용 컬럼(5ml, ecirhrom)을 사용하여 순수우라늄을 분리하였다. Column의 유속변화는 튜브의 크기에 따라 0.005 ~ 75 ml/min의 정밀·정량 유속제어가 가능한 LEAD2-Floerate peristaltic tubing pump (Longerpump)를 사용하였다. 우라늄선원 제작과 분석에는 전기전착장비와 알파분광분석장비를 사용하였다.

2.2 실험 방법

기존의 실험방법과 마찬가지로 Fig. 2와 같이 우라늄 분리·추출을 위한 실험장치를 셋팅하였다.

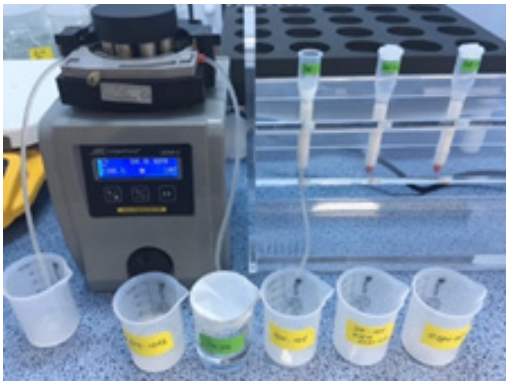


Fig. 2. LEAD2-Flow rate peristaltic tubing pump.

컬럼의 유속제어는 테프론튜브(1.6 mmID × 1.6

mmWT)를 컬럼의 끝에 직접 연결하고, 이 튜브를 LEAD2- Floerate peristaltic tubing pump에 통과 시켜 유속을 조절하였다. 우라늄 분리·추출을 위한 시료 및 시약의 주입과정은 기존의 방법을 적용하여 수행하였다. 단, 컬럼 내에 시료주입과 우라늄 추출의 유속은 1 ml/min으로 고정하였고, 나머지 시약을 주입할 때 유속의 변화를 주어 실험을 수행하였다. 유속의 조건은 기존 실험결과에 추가로 9, 11, 13, 15 ml/min으로 설정하였으며, 실험오차를 줄이기 위해 각 유속 당 3 개의 시료를 적용하여 그 평균값으로 우라늄 회수율을 검토하였다.

2.3 결과 및 논의

본 실험을 수행하기 전, 준비 된 장치로부터 실험조건인 유속 9, 11, 13, 15 ml/min의 재현성 평가를 수행하였다. 그 결과 장치의 회전속도를 18, 23, 28, 34 RPM으로 설정하였을 때 컬럼의 유속이 9, 11, 13, 15 ml/min인 것으로 확인되었으며, 실제 실험 수행 시 각각의 RPM을 적용하였다.

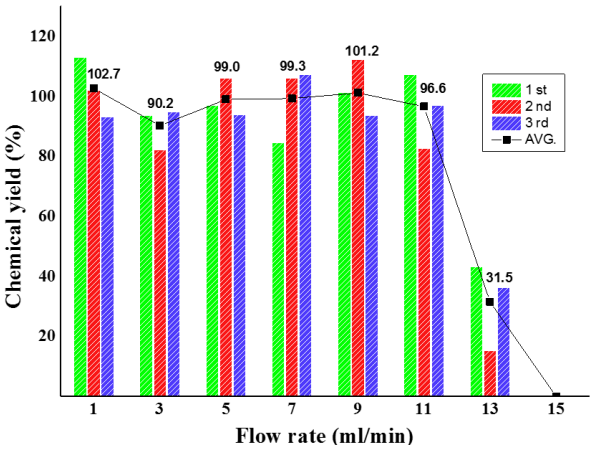


Fig. 3 The uranium recovery rate by the flow rate(add. 9~15ml/min) of the column.

유속에 따른 우라늄의 분리가 끝난 시료는 전착과 알파분석분광장치로 우라늄을 측정하여 평균회수율을 계산하였다. 그 결과 Fig. 3와 같이, 9 ml/min : 101.2±4.1 %, 11 ml/min : 96.6±4.2 %, 13 ml/min : 31.1±.10 %, 15 ml/min : 0 %인 것으로 확인되었다. 이와 같이 유속의 범위를 넓혀 우라늄 회수율을 비교한 결과 유속 11 ml/min 까지는 비교적 유사한 회수율을 보였으나, 유속 13 ml/min부터 회수율은 현격히 떨어졌으며 15 ml/min의 유속에서는 우라늄의 회수가 전혀 이뤄지지 않았다. 이는 컬럼 내에서 UTEVA resin에 강력하게 흡착되어 존재하는 우라늄이 일정유속 즉 11 ml/min 이하까지는 물리적 흐름에도 충분히 흡착되어 있는 것으로 판단되었다.

3. 결론

기존 컬럼의 유속평가 실험을 바탕으로 추가로 유속의 범위를 넓혀 컬럼에 유속변화에 따른 우라늄의 회수율을 평가하였다. 그 결과 시료주입과 마지막 순수 우라늄 추출 단계의 유속을 1 ml/min으로 유지하는 조건하에, 1 ml/min부터 11 ml/min의 유속까지는 유사한 우라늄 회수율을 보임에 따라 공기포집 시료의 방사화학 처리에서 우라늄의 분리·추출 시 최적 유속은 11 ml/min인 것으로 확인되었다. 이에 실험 최적 유속인 11 ml/min 유속으로 분리·추출 하였을 경우, 우라늄 분리·추출과정에서의 처리시간이 약 68 min이 소요되며, 유속 1 ml/min로 처리하였을 때 보다 약 62% 처리시간을 단축시키는 것으로 확인되었다.

향후 추가실험으로 시료의 대상을 혼합 우라늄 시료로 설정하여 본 실험결과를 적용한 우라늄 회수율을 비교 분석하여 최적유속에 대한 재현성을 확인하는 실험을 수행하여야 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 박욱량, 박승훈, 정희준, 이애리, 곽성우, "우라늄 분리·추출에서 컬럼의 유속에 관한 연구", 한국원자력학회 2016 춘계학술발표회 논문요약집, 1, 6D.18, 5.12~13, 2016, 제주.

[2] H. Kang, H. Chung, S. Park, J. Shin, and S. KWAK, "A Comparative Study on Radiochemical Pre-treatment Methods for Airborne Uranium-Isotropic Analysis", Journal of Radiation Protection and Research, 40(2), 101-109 (2015).

[3] E. P. Horwitz, M. L. Dietz, R. Chiarizia and H. Diamond, "Separation and preconcentration of uranium from acidic media by extraction chromatography", Analytica Chimica Acta, 266, 25-37 (1992).

알파분광피크의 구분성과 우라늄 시료양 및 농축도의 관계 분석

송지연*, 윤종호, 안길훈
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1418
*minizzang333@kinac.re.kr

1. 서론

알파분광분석기를 이용한 우라늄 농축도를 분석함에 있어 시료의 양은 스펙트럼 분석에 중요한 영향을 미치며 우라늄 동위원소(^{238}U, ^{235}U, ^{234}U)간 주요 에너지 스펙트럼 간격이 넓지 않으므로 농축도를 보고자 하는 핵물질시료 분석에서 주 에너지들에서의 스펙트럼 분리는 무엇보다 중요하다[1,2].

본 연구에서는 우라늄 파우더를 이용한 분석 시, 알파분광피크의 구분성과 우라늄 농도 및 농축도의 관계 연구, 그리고 최적농도를 탐색하기 위하여 ^{235}U 농축도 : 3.42wt%(s-24), 0.756wt% (s-27)의 두 가지 시료를 선정하고 약 10-200 ㎍ 까지 시료의 양을 변화시켜 그 관계성을 찾아보고자 하였다.

2. 본론

2.1 시료 제작

우라늄 파우더는 한전 원자력연료(KEPCO_NF)로부터 제공받았으며, 파우더 시료를 사용하였다. 우라늄 파우더 약 1 ㎎을 분취하여 8M 질산용액 8 ㎖에 넣은 후 마이크로파 용해장치(START D, Milestone, Inc.)를 이용하여 400 W 110℃ 조건에서 2 시간 동안 용해시켰다. 시료의 분취양에 따른 스펙트럼의 모양을 확인하기 위하여 시료의 양을 10-200 ㎍ 까지 달리한 10개의 시료를 해당 시료양에 따른 용액량(약 0.1-1.4 ㎖)을 비커에 분취하여 증발건고 하였다. 전기전착이 가장 잘 이루어지는 pH 값은 1.7 이다[3]. (1:9) 황산용액과 티몰블루, 암모니아를 이용하여 pH를 조절한 후 1A에서 2 시간 동안 SUS 디스크에 전기전착 하였다. 전착이 끝난 디스크에는 열을 가하여 시료를 고착시켰다[2].

2.2 측정장비

알파분광분석기(분석프로그램:GENIE-2000)를 이용하여 디스크를 계측기로부터 1 ㎝ 거리에 두었으며, 계측시간은 8만 초로 하였다.

2.3 측정결과

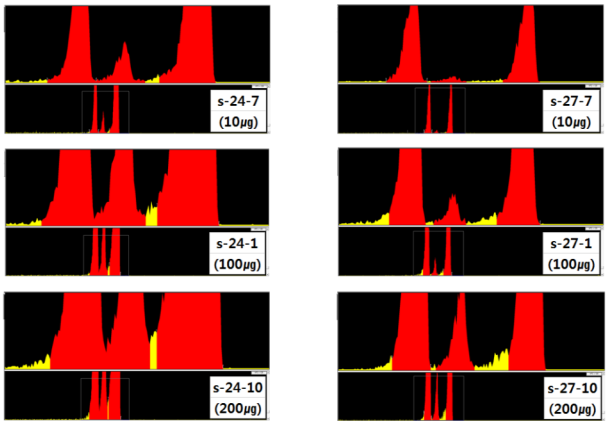


Fig. 1. Alpha spectrums of several sample volume(10, 100, 200㎍) about two samples(s-24, s-27).

시료양에 따른 스펙트럼은 두 시료의 분취양 10 ㎍, 100 ㎍, 200 ㎍ 에 대하여 Fig. 1에 나타내었다. 농축도가 상대적으로 높은 s-24의 경우는 분취양 10 ㎍ 이 가장 보기 좋은 스펙트럼을 나타내는 반면, 농축도가 낮은 s-27의 경우에는 80 ㎍이 가장 보기 좋은 스펙트럼을 나타내었다. 농축도에 따라 최적의 스펙트럼을 얻는 농도는 상이하다.

Table 1. Enrichment and counts of uranium isotope about S-24 sample volumes

Sample Volume [㎍]	U-238 Count	U-235 Count	U-234 Count	Enrichment [U-235wt%]
208	38904	7433	220353	2.89
153	23788	4621	132524	2.93
121	22305	4329	125302	2.93
99.9	19622	3853	111181	2.96
80.5	15450	3168	87932	3.09
59.6	11884	2195	66668	2.79
49.9	9246	2004	52361	3.26
40.2	7921	1472	45127	2.81
27.7	5544	1092	30850	2.97
13.9	3031	585	16903	2.91

Table 2. Enrichment and counts of uranium isotope about S-27 sample volumes

Sample Volume [㎍]	U-238 Count	U-235 Count	U-234 Count	Enrichment [U-235wt%]
212	34224	1391	35780	0.636
151	24921	1018	26190	0.639
121	18186	821	19627	0.706
100	9997	439	10735	0.678
80.3	9164	366	9690	0.617
60.6	6250	235	6739	0.581
50.0	4862	202	5062	0.650
39.4	6907	265	7456	0.601
30.3	4286	174	4397	0.635
15.1	1881	79	2009	0.657

스펙트럼 분석 결과, U-238, U-235, U-234의 함량 및 농축도는 Table 1, 2에 나타내었으며, 시료의 분취양이 감소할수록 우라늄 동위원소들의 카운트수가 감소하는 것을 확인할 수 있다.

중간에 다시 증가하는 값을 나타내는 부분과 감소하는 수가 분취양과 정확히 비례하지는 않는데, 이는 각 챔버의 성능차이 및 회수율차이 등에 기인한 것으로 보인다. 농축도는 분취양에 상관없이 비슷한 값을 보였으나 참값과 측정 농축도는 평균 15% 저평가되는 것을 확인할 수 있었다. 농축도 분석은 분취양 만큼이나 스펙트럼을 분석하는 분석자의 판단능력에 따라 차이를 발생시킨다.

사용 시료양이 많을수록 전착두께가 두꺼워지므로 그에 따라 테일링효과도 커지는 것을 볼 수 있었다[4]. 반면에 너무 적은 양을 사용할 경우는 전착이 고르게 이루어지지 않고 카운트 수가 적어 스펙트럼이 지저분하고 U-235 에 해당하는 피크가 나타나지 않을 수 있다.

3. 결론

알파분광피크는 우라늄의 농도가 적을수록 명확히 구분되지만, 3% 내외의 농축도일 경우 시료양 10-200 ㎍ 수준에서는 피크를 구분하는 기법에 상관없이 모두 비슷한 농축도를 보였다.

그러나 천연우라늄과 유사한 농축도를 갖는 시료의 경우, 시료양 약 10 ㎍ 정도에서는 ^{235}U가 존재하지 않는 것으로 오판할 수 있으므로 적어도 20 ㎍ 이상을 사용하는 것이 이를 예방해 줄 것으로 기대된다. 또한 사용 시료양이 많을수록 테일링효과 및 카운트 수의 증가로 인하여 피크의 겹치는 부분이 증가하므로, 약 200 ㎍ 이상을 사용하는 경우에는 피크의 구분성이 떨어져 농축도 평가에도 영향을 미칠 것으로 예상되지만, 향후 이를 확인하기 위한 추가 연구를 통하여 분석 최적농도를 제시할 수 있을 것으로 기대한다.

4. 참고문헌

[1] H. KUNZENDORF, "Determination of the isotopic composition of natural and slightly enriched uranium by alpha spectrometry", Nuclear instruments and methods, 63, 152-156 (1968).

[2] Jong-Ho Yoon etc., "The Capability of isotopic uranium analysis in nuclear material at KINAC", Transaction of the korean Nuclear Society Spring Meeting Jeju, Korea, May 7-8, (2015).

[3] Myung Ho Lee etc., "Electrodeposition of Alpha-Emitting Nuclides from Ammonium Oxalate-Ammonium Sulfate Electrolyte", Bulletin of the Korean Chemical Society, 21, 2, 175-179 (2000).

[4] Nora Vajda, Paul Martin, Chang Kyu Kim, "Handbook of Radioactivity Analysis", Elsevier Inc., Chapter6 (2012).

K-BIOTA를 이용한 신고리 5,6호기 해양 생태계 선량평가

전인*, 임광묵, 최용호, 금동권, 김병호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ijun@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력을 이용하면서 발생하는 방사선으로부터의 환경 방호는 유엔환경회의(UNCED)의 브라질 리오 선언 이후 국제적으로 많은 관심을 받고 있다. 또한, 국제방사선방호위원회(ICRP, International Commission on Radiological Protection)는 환경 방호를 위한 기본 배경 및 방향과 참조동식물 개념을 적용한 선량평가 및 피폭 상황에 따른 적용 방법 등을 publication 을 통해 제시하였다. 이러한 이유로 국제원자력기구(IAEA)는 국제 학술회의를 통하여 주민에 대한 일반적인 선량평가 방법론을 개정하고 계획 피폭시 야생 동식물의 방사선 영향 평가를 포함할 예정이다.

이러한 국제적 환경의 변화에 따라 우리나라에서도 일반 환경의 야생 동식물에 대한 선량평가뿐만 아니라 원자력시설 주변의 야생동식물에 대한 선량평가가 필요한 시점이 되었고 이를 수행할 수 있는 코드(K-BIOTA)를 개발하였다[1].

원자력 시설 주변의 야생 동,식물에 대한선량평가를 위해서는 시설 주변에 서식하고 있는 동, 식물과 동,식물이 자라고 있는 자연 환경에 대한 방사능 측정자료가 필요하다. 이에 본 논문에서는 신고리 5,6호기 부지의 방사선환경영향평가서[2]에 수록된 각종 자료와 국내에서 개발된 선량평가 코드 K-BIOTA를 이용하여 신고리 5,6호기 주변 해양 생태계에 대한 선량평가를 수행하여 그 결과를 살펴보고자 한다.

2. 본론

K-BIOTA 뿐만 아니라 미국의 RESRAD-Biota 코드, EU의 ERICA 코드 모두 3단계로 구성된 단계적 평가 방법론을 도입하고 있다. Level 1, 2 단계에서 보수적 방법으로 평가를 수행하고 정한 기준을 만족하지 못하면 level 3 단계의 보다 세밀한 부지 특성적 평가를 수행하는 것이다. 본 논문에서는 부지의 위해도 보다 K-BIOTA 코드의 선량평가 결과를 기술하고자 level 1과 2의 평가를 생략하고 level 3 평가 결과를 기술하고자 한다.

2.1 Level 1 평가

Level 1 평가는 일반적으로 스크리닝 단계 평가로 측정 또는 계산된 환경매체 방사능 농도 준위가 야생 생태계에 방사선 위해를 주는지 여부를 일차적으로 판단하기 위한 과정이다. 측정된 환경매체 농도를 이용하여 RQ_{level1} 값을 계산하고 그 값이 1보다 작으면 평가에 포함된 어떤 동식물도 스크리닝 기준 선량률을 초과할 확률이 매우 낮으므로 방사선적 위험은 무시할 수 있다고 판단할 수 있으며 평가를 종료하고, 그 값이 1보다 크면 평가에 포함된 동식물 중 적어도 하나 이상이 스크리닝 기준선량률을 초과할 확률이 매우 크므로 level 2의 평가를 진행한다.

2.2 Level 2 평가

Level 2 평가는 부지특성적 스크리닝 평가로 level 1 평가에서 위험지표(RQ_{level1}) 값이 1보다 클 때 수행한다. 이 단계의 평가는 보다 현실적인 평가를 위해 적용 동식물에 대한 부지 특성적 CR이나 K_d 값을 적용할 수 있다. 그러나 개별 동식물에 대한 평가나 선량환산인자 변화는 고려하지 않는다.

2.3 Level 3 평가

Level 3 평가는 level 2의 평가에서 RQ level 2 값이 1을 초과할 때 부지특성적 데이터를 고려하여 보다 상세한 평가를 하는 단계이다. 이 단계에서는 스크리닝 평가와 달리 개별적인 동,식물에 대해 선량평가를 할 수 있으며 입력인자의 값을 사용자 임의대로 수정할 수 있다. 각 level에 대한 자세한 수식 및 과정은 참고문헌[1]에 기술되어 있다.

2.4 입력인자

입력인자의 종류는 평가대상 지역의 야생 동물과 핵종 및 각종 파라메터가 있다. 우선 평가대상 부지의 해양 환경에 서 잡히는 대표 어종으로 Table 1과 같이 선택하였고 평가에 필요한 핵종 및 파라메터는 Table 2에 기술하였다.

Table 1. Marine samples to assessment[2]

Sample	a(cm)	b(cm)	c(cm)
General Fish	2.0	15	5.0
Alaska Pollack	4.0	60	7.0
Saury	2.0	25	2.0
Squid	6.0	20	6.0
Shrimp	1.5	16	2.0
Rock Fish	4.0	40	8.0
Anchovy	1.0	10	1.0

Table 2. Input parameters to assessment

Rad.	Rad. Conc.[2]		Kd[3,4]	CR[3,4]
	BqL^{-1}	$BqKg^{-1}$		
	Water	Sedi.		
^{110m}Ag	$6.54x10^{-5}$	$2.10x10^{-1}$	$1.00x10^{4}$	$2.40x10^{4}$
^{58}Co	$6.28x10^{-4}$	$2.15x10^{-1}$	$3.00x10^{5}$	$7.80x10^{4}$
^{60}Co	$5.64x10^{-4}$	$3.13x10^{-1}$	$3.00x10^{5}$	$7.80x10^{4}$
^{134}Cs	$7.23x10^{-4}$	$1.86x10^{-1}$	$4.00x10^{3}$	$1.80x10^{3}$
^{137}Cs	$2.73x10^{-3}$	$1.40x10^{0}$	$4.00x10^{3}$	$1.80x10^{3}$
^{131}I	$1.76x10^{-3}$	$5.35x10^{-1}$	$7.00x10^{1}$	$3.10x10^{3}$
^{54}Mn	$9.22x10^{-4}$	$2.22x10^{-1}$	$2.00x10^{6}$	$5.00x10^{4}$
^{95}Nb	$1.14x10^{-3}$	$2.91x10^{-1}$	$8.00x10^{5}$	$1.00x10^{2}$
^{90}Sr	$1.90x10^{-3}$	$1.46x10^{0}$	$8.00x10^{0}$	$1.60x10^{3}$
^{59}Fe	$1.92x10^{-3}$	$5.82x10^{-1}$	$3.00x10^{8}$	$7.00x10^{3}$
^{65}Zn	$2.19x10^{-3}$	$5.15x10^{-1}$	$2.00x10^{6}$	$3.80x10^{4}$
^{95}Zr	$2.21x10^{-3}$	$4.51x10^{-1}$	$2.00x10^{6}$	$2.00x10^{2}$
^{140}Ba	$4.01x10^{-3}$	$1.41x10^{0}$	$2.00x10^{3}$	$8.80x10^{2}$

2.5 결과 및 고찰

평가결과 외부선량률(External dose rate)은 볼락의 ^{59}Fe 선량률이 1.208E-06 μGy/h로 가장 높았고 멸치의 ^{90}Sr이 9.833E-09 μGy/h로 가장 낮음을 보였고 이외의 다른 핵종 및 어류의 선량률은 이 범위 안에 분포하였다. 평가에 포함된 모든 핵종을 누적한 전체 외부 선량률은 명태가 최고 6.075E-06 μGy/h 이었고 멸치가 최저 6.654E-06 μGy/h 이었다[Fig. 1].

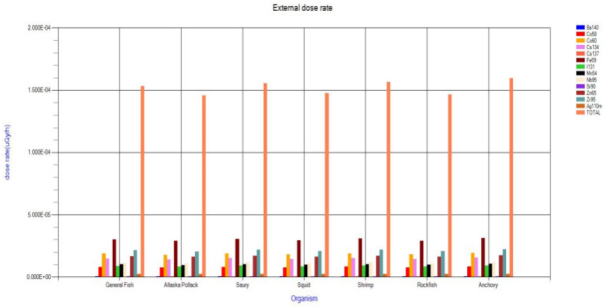


Fig. 1. External Dose Rate.

내부선량률(Internal dose rate)은 멸치의 ^{59}Fe 선량률이 1.013E-03 μGy/h로 가장 높았고 역시 멸치의 ^{110m}Ag이 9.833E-05 μGy/h로 가장 낮음을 보였고 이외의 다른 핵종 및 어류의 선량률은 이 범위 안에 분포하였다. 평가에 포함된 모든 핵종을 누적한 전체 내부 선량률은 멸치가 최고 1.012E-02 μGy/h 이었고 명태가 최저 2.123E-02 μGy/h 이었다[Fig. 2].

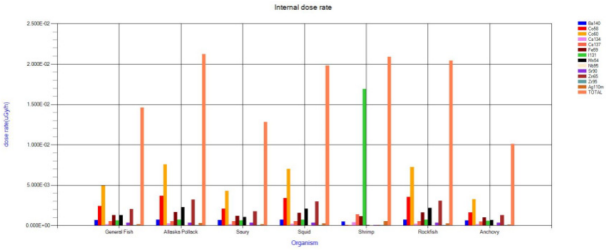


Fig. 2. Internal Dose Rate

내부와 외부의 선량률을 합친 전체선량률(Total dose rate)도 가장 높은 선량률을 보인 어류는 멸치였으며 그 값은 1.012 μGy/h 이었고, 가장 낮은 선량률을 보인 어류로 명태로 그 값은 2.124E-02 μGy/h이었다[Fig. 3].

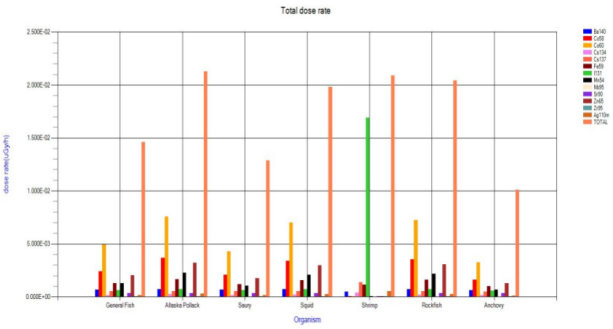


Fig. 3. Total Dose Rate.

3. 결론

우리나라에서 개발한 국내 고유의 한국형야생동식물 선량평가 코드인 K-BIOTA를 이용하여 국내에 건설 예정인 발전소 부지 주변의 해양 생태계에 대한 선량평가를 수행하였다. 평가를 위한 데이터는 건설 부지의 방사선환경영향평가서에 근거한 자료와 IAEA에서 발행한 TRS 472의 parameter를 근거로 수행하였고 그 결과 신고리 5&6호기 부지 주변 해양생태계에 대한 total dose rate는 screening level인 10 μGy/h 이하였고 이결과는 국내 원자력 시설의 야생 환경에 대한 선량평가를 우리 고유의 환경에 맞도록 개발된 K-BIOTA를 이용할 수 있음을 보였다. 이는 국제방사선방호위원회의 최신 권고 ICRP 103 제8장의 기본 원칙을 바탕으로 ICRP 108(참조동식물개념)에서 제시하는 방법론을 적용하여 국내 원자력 시설 주변 야생 참조동, 식물의 선량평가를 수행할 수 있음을 의미한다.

4. 참고문헌

[1] D.K. Keum, I. Jun, B.H. Kim, K.M. Lim, and Y.H. Choi, Graded wildlife dose assessment technology, KAERI/TR-5909/2015., KAERI, 2015.

[2] KHNP, 신고리 원자력5,6호기 건설사업 방사선환경영향평가서(초안), 한국수력원자력주식회사, 2011.

[3] IAEA, Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer to wildlife, TRS 479, IAEA, Vienna, 2014.

[4] IAEA, Sediment distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment, TRS 422, IAEA, Vienna, 2004.

국내・외 원자력발전소의 액/기체 방사성물질 배출 총량 규제치 조사 및 분석

서현석[1], 김지현[1], 한경원[1], 박상훈[1], 이관희[2], 김성일[2*]
[1](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*xx0029@hanmail.net

1. 서론

동일 부지에 있는 다수기의 원자력발전소로부터 배출되는 액/기체 방사성유출물에 대한 총량 규제의 필요성이 국내에서 대두되어 2015년에 관련법령이 개정되었다. 이는 원자력발전소 운영허가 신청서에 액/기체 방사성배출물의 총량을 포함하는 배출계획서를 첨부하도록 한 것이다. 개정된 법령이 시행되면 사업자는 향후 2년 내에 배출계획서를 규제기관에 제출하여야 한다. 한편 규제기관에서는 배출계획서에 대한 심사지침의 조속한 개발이 필요할 것이다. 본 논문에서는 이러한 배출계획서에 대한 심사지침(안) 작성의 일환으로 각국(IAEA, 우리나라, 미국, 캐나다)의 배출 총량 규제 현황에 대하여 조사 및 분석하였다.

2. 본론

2.1 배출 총량 규제

각 원자력발전소에서 배출되는 액/기체 방사성배출물의 총량을 규제하기 위한 연간 배출한도는 선량(Sv) 또는 배출량(Bq)으로 설정될 수 있으며, 선량규제는 배출한도 규제 시스템의 일반적인 기본 개념으로 다양한 선원으로부터 일반 대중이 받을 수 있는 개인피폭 제한치를 정하는 것이며 주민피폭선량평가코드(ODCM) 등을 이용하여 계산할 수 있고, 배출량 규제는 통제 또는 측정되는 단위로 사업자의 배출통제 행위에 직접적으로 이용할 수 있는 단위이다.

2.2 국내・외 배출한도 규제 현황

2.2.1 IAEA

안전지침 WS-G-2.3의 부록에서 대중에 대한 선량제약치(Does constraint)의 일반적인 상한 값에 대하여 기술하고 있다. 고려되어야 할 가장 중요한 것들 중 하나는 미래에 동일부지에 건설하게 될 유사시설의 가능성이며, 여러 나라들은 이미 다양한 선원에 대한 최적방어를 효율적으로 억제하기 위한 개인피폭의 최대준위(선량제약치)를 정해 놓고 있다. 이러한 선량제약치는 지구적 및 지역적인 연간 선량, 환경에서의 방사성핵종의 축적, 가능한 면제 선원으로부터의 선량기여도 등의 1인당 최대 값을 추정하는 절차에 따라 상한 값을 추정하는 것이 가능할 것이다. 1 mSv의 연간선량한도로부터 이들의 기여도를 제한한 결과, 선량제약치의 총체적인 상한 값으로 선택할 수 있는 범위에 있는 선량 값이 된다. 이러한 절차가 Fig. 1에 도시되어 있다.

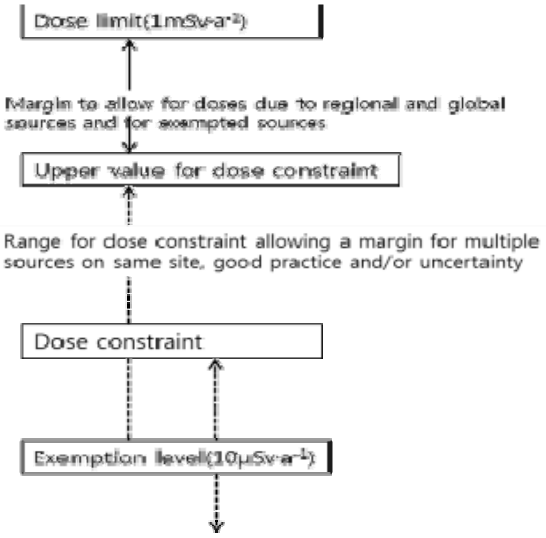


Fig. 1. Considerations in setting a source related dose constraint.

2.2.2 우리나라

원자력안전법 제21조(허가기준)제1항제3호에 따른 발전용원자로 및 관계시설의 운영으로 인하여 발생되는 방사성물질등으로부터 국민의 건강 및 환경상의 위해를 방지하기 위한 농도 및 선량한도를 원자력안전위원회고시 제2014-34호(방사선방호 등에 관한 기준)제16조에서 정하고 있다. 제1항에서는 각 시설에서 배출되는 액/기체 방사성물질의 제한구역 경계에서의 핵종별 농도 기준을 정하고 있으며, 이 농도는 대기중 또는 수중으로 배출된 동일 농도의 방사성물질을 섭취할 경우에 받는 피폭

선량이 일반인의 선량한도(1 mSv)를 초과하지 않도록 유도된 농도 기준이며, 제2항에서는 액/기체 방사성배출물에 의한 영향을 선량제약치 개념으로 관리하기 위한 피폭방사선량 기준 값을 정하고 있다. 특히 동일부지 내에 다수기의 원자력관계시설을 운영하는 경우에 적용할 기준으로 제한구역 경계에서의 연간 선량을 유효선량 0.25 mSv 및 갑상선 등가선량 0.75 mSv로 정하고 있다.

2.2.3 미국

미국의 연방법인 10CFR20.1301에서는 대중 개개인에 대한 선량한도를 정하고 있으며 각각의 허가된 시설의 운전으로부터 대중 개개인이 받는 총 유효선량은 0.1 rem(1 mSv)/yr을 초과하지 않아야 한다고 규정하고 있다. 또한 발전용 원자로의 일반허가 기준인 10CFR50의 부록 I에서는 비제한구역에서 각각의 경수로로부터 배출될 수 있는 액체유출물에 의해 개인이 받을 수 있는 연간 선량한도를 다음과 같이 정하고 있다.

- 전신 유효선량 : 3 mrem(0.03 mSv)
- 모든 장기 등가선량 : 10 mrem(0.1 mSv)

그리고 각각의 경수로로부터 대기로 배출될 수 있는 기체유출물에 의해 초래될 수 있는 연간 선량한도는 다음과 같다.

- 감마방사선 : 10 mrads(0.1 mGy)
- 베타방사선 : 20 rads(0.2 mGy)
- 전신에 유효선량 : 5 mrem(0.05 mSv)
- 피부에 등가선량 : 15 mrem(0.15 mSv)

한편 환경보호청(EPA)는 1975년에 발전소 운영에 대한 환경 방사선방호 기준인 40CFR190 개정안을 제안하면서 동일 부지에 다수기가 설치된 경우 등의 다중시설에 대한 적용성을 검토하였다. 검토 결과 상기 고려된 경우들에 대하여 법제화하고자 제안된 피폭기준을 적용하는데 문제가 없는 것으로 분석되었다. 따라서 동일 부지 내 다수기의 원자력발전소 정상운전에 따른 방사성물질의 환경 유출로 인한 일반 대중의 피폭 제한치를 40CFR190.10에 규정하였으며, 그 값은 Table 1과 같다.

Table 1. Dose limits for public of EPA

item	Annual dose limit(mSv/y)
whole body	0.25
thyroid	0.75
any organ	0.25

2.2.4 캐나다

캐나다의 방사선방호 규정에서는 원자력 작업자가 아닌 일반인에 대하여 연간 1 mSv를 초과하지 않는 유효선량한도를 보장하도록 정하고 있다.

3. 결론

IAEA에서는 1 mSv의 연간선량한도로부터 각 방사선원의 기여도를 고려하여 선량제약치 상한 값을 추정하도록 하였다. 그리고 각국의 원자력발전소의 방사선안전규제기준치는 공통적으로 일반인에 대하여 연간 유효선량한도를 1 mSv로 정하고 있으며, 미국과 우리나라에서는 동일 부지에 다수기의 원자력발전소가 건설 운영될 경우 제한구역 경계에서 연간 선량을 0.25 mSv로 정하고 있다. 따라서 동일 부지에 다수기의 원자력발전소가 운영되고 있는 우리나라에서는 이를 만족하도록 운영되어야 할 것이며, 규제기관에서는 이의 만족 여부를 확인하여야 할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력안전기술원의 위탁사업으로 수행된 것입니다.

5. 참고문헌

[1] 이관희, 원전 액/기체 방사성유출물 규제 방향, 원자력안전규제정보회의 2016.
[2] IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.3, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, 2000.
[3] NRC, 10CFR20, Standards for Protection Against Radiation.
[4] NRC, 10CFR50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.
[5] EPA, 40CFR190, Environmental Radiation Protection Standards for Nuclear Power Operations.
[6] CNSC, SOR/200-203, Radiation Protection Regulations.

사용후핵연료 운반시 방사선피폭저감을 위한 방사선안전관리 방안

신경욱*, 채경선, 박병목, 한재현, 최관석, 박유근, 김동률, 한경호, 정도영
세안기술(주), 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184
*and9211@sae-an.co.kr

1. 서론

국내 사용중인 핵연료는 ^{235}U가 약 0.7%이고 ^{238}U이 99.3%인 천연우라늄을 사용하는 중수로형과 ^{235}U를 3~5% 농축하는 경수로형으로 나뉜다. 이들 핵연료는 원자로에서 일정기간 사용한 후 인출하여 사용후핵연료로 일정기간 습식저장조에서 관리함으로써 발생되는 열과 방사선을 제어하게 된다. 그러나 운영을 시작한지 오래된 한빛과 고리원전의 경우 2024년에 습식저장조가 포화됨에 따라 사용후핵연료를 건식저장으로 전환하는 것이 불가피하게 된다. 월성원전 중수로의 사용후핵연료는 1992년부터 건식저장되고 있으며 사일로건식저장방식(Concrete Silo)은 2015년 저장용량이 포화되었고 현재는 조밀건식저장방식(MACSTOR)를 운영하고 있으므로 습식저장조에서 일정기간 사용후핵연료를 냉각시킨후 건식저장할 수 있지만 운영기간이 오래된 경수로의 사용후핵연료는 습식저장이 여유롭지 못한 발전소에서 여유로운 발전소로 사용후핵연료를 운반 및 저장을 하게 된다.

본 논문은 향후 경수로의 중간건식저장이 본격화되기전 경수로형 사용후핵연료 운반시 작업별 피폭선량을 분석함으로써 향후 본격화될 사용후핵연료 운반과 관련한 방사선안전관리를 통해 방사선피폭을 저감시키는데 그 목적이 있다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료의 주요 방사선원

2.1.1 중성자

1) 자발핵분열에 의해 방출되는 중성자
2) 핵연료물질의 (α,n)반응에 의해 방출되는 중성자

2.1.2 감마선

1) 핵분열생성물 및 악티니드(Actinide)의 붕괴로 인한 감마선
2) 원자로 운전기간 중 핵연료집합체 구조재의 방사화로 인해 생성된 ^{60}Co에서 방출되는 감마선
3) 중성자 포획반응(n,γ)에 의해 방출되는 2차 감마선[1].

원전은 계획예방정비시 감마선에 대한 방사선안전관리를 수행하고 있다. 하지만 사용후핵연료는 경상운전시와 같이 감마선과 중성자가 함께 공존하는 혼합 방사선장으로 피폭방사선량의 저감을 위해서는 작업공정별 피폭현황을 분석하여 효율적인 방사선안전관리 기법을 적용해야 할 것으로 보인다.

2.2 사용후핵연료 운반시 방사선량률 및 표면오염도

사용후핵연료 운반시 고려해야할 방사선량률 및 표면오염도는 다음과 같이 구분될 수 있다.

2.2.1 방사선량률

1) 운반물 및 덧포장
   - 외부표면에서서는 시간당 2밀리시버트(전용운반일 경우에는 시간당 10밀리시버트)
   - 외부표면으로부터 1미터 떨어진 지점에서는 시간당 0.1밀리시버트(전용운반인 경우 제외)
2) 차량(전용운반일 경우)
   - 차량의 상하부 표면을 포함한 외부표면에서 시간당 2밀리시버트 초과하지 아니하여야 함
   - 차량의 외부측면의 수직평면으로부터 2미터 떨어진 지점에서 시간당 0.1밀리시버트를 초과하지 아니하여야 함
3) 승차하는 위치
   - 사람이 승차하는 위치에서는 시간당 0.02밀리시버트 초과하지 아니하여야 함

2.2.2 표면오염도

운반물의 외부표면과 덧포장·화물컨테이너 및 탱크의 내·외부표면의 제거성 표면오염도는 임의의 표면 300제곱센티미터 이상에 대하여 측정한 평균값이

1) 베타·감마방출체 및 저독성 알파방출체는 제곱센티미터당 4베크렐을 초과하지 아니하여야 함
2) 그외의 모든 알파방출체는 제곱센티미터당 0.4베크렐을 초과하지 아니하여야 함[2].

2.3 작업 공정별 피폭방사선량

본 논문에서는 한울1발전소에서 2발전소로 사용

후핵연료 운반시 작업공정별 피폭방사선량 결과를 사용하였으며, 그 결과를 보면 전체 작업공정 중 "제염, 뚜껑볼트 체결", "누설시험 및 빈용기 반입" 및 사용후핵연료 운반"작업의 피폭방사선량이 2014년에는 전체 피폭방사선량의 57.4%, 2015년에는 56.8%를 차지하고 있음을 알 수 있다[3].

2014년과 2015년 작업공정별 피폭방사선량 비율은 Table 1과 2에 나타내었다.

Table 1. The rate of exposure radiation does by a working process(2014)

한울1, 2호기 작업공정	비율	한울3, 4호기 작업공정	비율
장비점검 및 모의 운반	5.4%	장비점검 및 모의 운반	3.9%
뚜껑제거후 선적조 이동	-	볼트제거후 장전조 이동	8.6%
사용후핵연료 장전	6.6%	사용후핵연료 저장	6.4%
제염 및 뚜껑볼트 체결	19.4%	제염 및 뚜껑 체결	6.4%
누설시험 및 빈용기 반입	22.7%	빈용기 반출	0.6%
사용후핵연료 운반	15.3%	사용후핵연료 반입	4.7%
합 계		100%	

Table 2. The rate of exposure radiation does by a working process(2015)

한울1, 2호기 작업공정	비율	한울3, 4호기 작업공정	비율
장비점검 및 모의 운반	8.9%	장비점검 및 모의 운반	-
뚜껑제거후 선적조 이동	-	볼트제거후 장전조 이동	9.0%
사용후핵연료 장전	13.6%	사용후핵연료 저장	3.4%
제염 및 뚜껑볼트 체결	19.3%	제염 및 뚜껑 체결	1.7%
누설시험 및 빈용기 반입	22.7%	빈용기 반출	-
사용후핵연료 운반	14.8%	사용후핵연료 반입	6.6%
합 계		100%	

2.4 사용후핵연료 운반시 방사선피폭 저감 방안

외부피폭 방호원리는 시간, 거리, 차폐에 의한 방법이 있다. 시간은 충분한 모의훈련을 실시하고 있으며 거리는 작업여건상 피폭방사선량 저감을 하기에 어려움이 따르므로 차폐에 의한 피폭저감이 가장 현실적인 방법이다. 차폐 시 고려해야 할 사항은 감마선과 중성자가 함께 공존하는 혼합방사선장과 주요작업별 차폐방법이다. 먼저 감마선과 중성자 혼합방사선장에서는 중성자의 산란과 흡수로 이상적인 차폐방법으로 Fig. 1에 묘사하였다. 다음은 주요작업별 차폐방법으로 "제염 및 뚜껑볼트 체결"과 "누설시험 및 빈용기 반입" 작업은 작업자의 방사선피폭저감을 위해 차폐복을 활용한 차폐를 실시하고 "사용후핵연료 운반"은 운전자와 선탑자의 방사선피폭을 저감하기 위해 고정형 차폐체를 설치할 경우 큰 효과가 기대된다. 작업자 위주의 차폐는 작업시간, 작업내용에 따라 활동성 등을 고려할 필요가 있으며, 차폐복의 선택시 방사선의 에너지준위가 높은 경우 무거운 차폐복 착용은 작업시간 및 활동성을 저해하여 더 많은 피폭을 초래할 수 있으므로 가벼운 차폐복 착용하여 작업시간을 단축할 수 있는 방법도 고려되어야 한다. 뿐만아니라 방사선 종류별 에너지 준위를 고려 감마선용 차폐복을 선택할 것인지, 중성자용 차폐복을 선택할 것인지를 결정해야 한다.

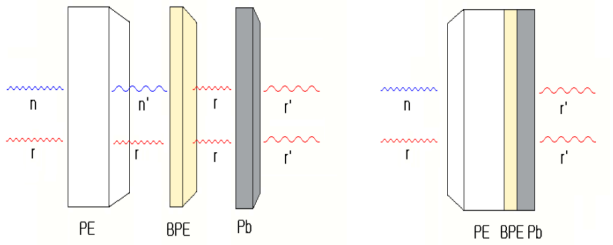


Fig. 1. Mixed radiation field shielding concept.

3. 결론

국내 사용후핵연료 운반 등 관련 작업은 향후 계속 증가할 것으로 예상되므로, 운반작업시 방사선 작업종사자의 피폭방사선량 저감은 방사선안전관리에서 매우 중요한 사항이다. 본 논문는 경수로의 사용후핵연료 운반시 피폭방사선량 결과를 토대로 한 피폭방사선량 저감을 위한 차폐에 관한 내용으로 향후 주요작업별 피폭방사선량에 결과에 따른 차폐방법과 방사선 종류별 에너지준위에 따른 최적의 차폐체 두께 및 재료를 선정하고 제시함으로서 피폭방사선량 저감에 기여하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] 김경오, 김순영, 고재훈, 이강욱, 김태만, 윤정현, "A Study on the Radiation Source Effect to the Radiation Shielding Analysis for a spent-Fuel Cask Design with Burnup-Credit", 방사성폐기물학회지, 9(2) 73-80 (2011).

[2] "한울1,2호기 사용후연료 운반용역" 최종보고서, 2015.

기타 원자력시설의 필수디지털자산 식별 현황과 그에 대한 검사 결과 고찰

김시원*, 김현두
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*swkim@kinac.re.kr

1. 서론

원자력시설의 주요 시스템들이 디지털로 변화해감에 따라, 독일 그룬트레밍엔 원전 내 일부 단말 컴퓨터가 악성코드에 감염된 사례와 같이 원자력시설에서도 사이버위협의 가능성이 점차 높아지고 있는 상황이다[1]. 사이버위협으로부터 원자력시설을 보호하기 위해 국내에서는 관련 지침에 따라 사업자가 사이버보안계획을 작성하고 이를 7단계로 나누어 단계별로 이행하고 있다.

이러한 사이버보안계획의 2단계로 사이버위협으로부터의 보호 대상이 되는 필수디지털자산을 식별하여야 하며, 사업자의 식별 결과에 대한 적정성 확인을 위해 한국원자력통제기술원(KINAC)에서는 사이버보안계획 2단계 특별검사를 수행하였다. 그 과정에서 몇 가지 문제가 도출되었고, 본 논문에서는 이에 대해 고찰해보고자 한다.

2. 필수디지털자산 식별 절차 및 현황

2.1 필수디지털자산 식별 절차

KINAC/RS-019에 따르면, 필수디지털자산을 식별하기 위하여 사업자는 우선 필수시스템을 식별하여야 한다. 이러한 필수시스템은 반드시 디지털 시스템일 필요는 없으며, 원자력시설의 SSEP (Safety, Security, and Emergency Preparedness) 기능에 악영향을 미치는지의 여부 등을 통해서 식별된다. 구체적으로는 SSEP 기능을 수행하는 시스템 혹은 필수시스템에 악영향을 미칠 수 있는 시스템을 말하며, 필수시스템으로의 접근경로를 제공하거나 필수시스템을 지원하는 시스템도 포함한다[2].

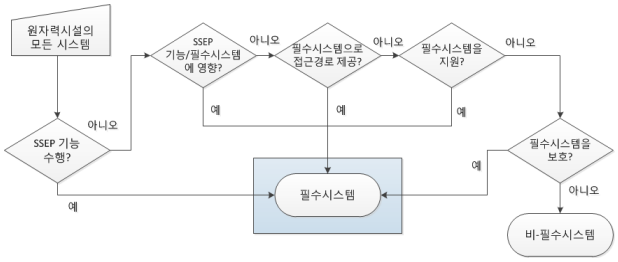


Fig. 1. Process for identifying critical systems.

필수시스템을 식별한 후, 사업자는 필수시스템 내부의 어떤 자산들이 필수디지털자산에 포함되는지 식별하게 된다. 먼저, SSEP 기능을 수행하거나 SSEP 기능에 악영향을 줄 수 있는 디지털자산을 필수디지털자산으로 식별하며, 필수시스템 또는 필수디지털자산에 악영향을 줄 수 있거나, 접근경로를 제공하는 디지털자산도 필수디지털자산에 포함된다[2].

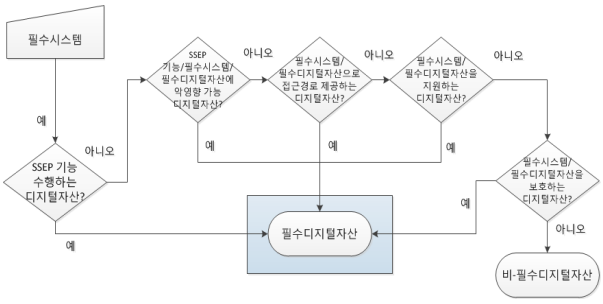


Fig. 2. Process for identifying critical digital assets.

2.2 필수디지털자산 식별 현황

위의 필수디지털자산 식별 절차에 따라 기타 원자력시설 사업자는 필수디지털자산을 식별하였으며, 그 결과를 KINAC으로 제출하였다. 원전과 연구로를 제외한 기타 원자력시설 5개에서 총 78개의 필수시스템이 식별되었으며, 그 중에서 32개의 필수시스템이 내부에 필수디지털자산을 보유하고 있는 것으로 확인되었다. 해당 시스템 내부의 전체 자산 중에서 총 584개의 필수디지털자산이 식별되었으며, 필수디지털자산의 종류는 총 128개였다.

3. 특별검사에서 도출된 문제점 고찰

KINAC에서는 사이버보안계획 2단계 특별검사를 통해 위의 필수디지털자산 식별 절차에 따라 수행된 사업자별 식별 결과의 적정성을 확인하였다. 이러한 검사 과정에서 몇 가지 문제들이 발견되어 이에 대해 공유하고, 규제 측면에서 어떠한 개선 요구사항이 있는지에 대해서 서술해보도록 하겠다.

3.1 필수디지털자산 추가 식별 절차 부재

위의 필수디지털자산 식별 현황에 따르면, 상당수의 필수시스템은 디지털자산을 포함하고 있지 않아 필수디지털자산 식별 절차를 적용할 필요가 없었다. 하지만, 향후에 이러한 시스템이 설비 개선 등을 통해 디지털화된다면 추가로 필수디지털자산 식별이 필요하므로, 이를 위한 절차 수립이 필요하다. 이와 더불어, 향후에 추가적인 시스템이나 설비가 도입되는 경우에도 마찬가지로 필수디지털자산을 추가 식별하는 절차가 요구된다.

3.2 검사 이후 식별 결과에 대한 검토의견 발생

검사가 종료된 이후 검사 결과에 대한 보고서를 작성하는 과정에서 필수디지털자산 식별 결과에 대한 검토의견이 추가로 발생한 사례가 있었는데, 필수시스템 내부의 자산 중 디지털인 자산을 비디지털로 잘못 기술하여 필수디지털자산에서 제외되었다가 해당 자산을 디지털로 변경하고 필수디지털자산으로 재선정한 경우였다. 향후 원전에서의 식별 작업 시에 이러한 오류가 발생할 가능성이 더 많아질 것이라고 판단되며, 이러한 문제가 검사 기간 내에 최대한 걸러지도록 하기 위해 현재 수행 중인 시설별 검사팀 내부의 상호 검토 외에 별도의 팀에 의한 2차 검토 등과 같은 추가적인 검토 절차를 마련하는 것에 대한 고민이 필요하다.

3.3 필수디지털자산 관련 효율적 관리방안 부재

기타 원자력시설 전체의 필수디지털자산은 총 584개이며, 원전에서는 그보다 훨씬 많은 수의 필수디지털자산이 식별될 것으로 예상된다. 이로 인해 필수디지털자산을 식별하는 과정에서 많은 수의 관련된 문서나 근거자료 등이 제출되어 자료 보관 및 문서화 작업 등 관리에 어려움이 있었다. 또한, 식별 이후 각 시설에서 필수디지털자산을 검사하고 관리하기 위해 많은 행정 소요가 예상된다. 이러한 문제를 해결하기 위해, 문서나 작업 등에 대해 시스템별로 관리할 것인지 아니면 자산별로 관리할 것인지에 대한 기준을 선정하는 등 효율적인 관리 방안을 마련하는 것이 필요하다.

3.4 많은 검사 자원 소모

미국원자력협회(NEI)에서는 원전 한 호기당 1천여개의 필수디지털자산을 식별했다고 발표했으며 [3], 국내에서도 비슷한 숫자의 필수디지털자산이 식별된다고 가정한다면, 원전 한 호기의 필수디지털자산은 기타 원자력시설 전체 대비 2배 정도의 규모가 예상된다. 기타 원자력시설 2단계 검사에서 총 4 MM의 자원이 투입되었는데, 이의 2배인 8 MM가 원전 한 호기에 필요하다면, 원전 26개 호기에 총 208 MM의 자원이 요구된다. 이러한 많은 자원을 정해진 검사 기한 내에 투입하는 것은 쉽지 않을 것으로 판단되며, 이에 투입되는 자원을 줄일 수 있도록 검사 효율화 방안을 마련하는 것이 요구된다.

4. 결론

사이버 위협의 대상이 되는 시스템들을 보호하기 위해 KINAC에서는 사이버보안계획 2단계 특별검사를 통해 각 시설에서 정확히 보호 대상을 식별했는지 확인하였다. 본 논문에서는 이러한 검사 과정을 통해 확인된 규제 측면에서의 몇 가지 문제들을 정리하고 앞으로의 개선 방향을 제시하였다. 향후 연구에서는 이러한 문제들에 대한 구체적인 개선방안 및 절차를 마련하고 이를 적용한 결과에 대해 분석할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] 연합뉴스, "독일 바이에른주 원전 IT 악성코드 감염으로 가동 중단", 2016.4.

[2] 한국원자력통제기술원, "원자력시설등의 필수디지털자산 식별 기술기준", KINAC/RS-019, 2015.

[3] William Gross, "NEI 13-10 - Overview, Results, and Need for Consistency", NEI Cyber Security Implementation Workshop, 2016.

삼중수소 채집수 전처리 방법의 차이에 의한 측정값 비교 및 통계적 분석

박은지*, 최지원, 주명훈, 임성규, 안창석, 장동철, 서승범
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*eunji03@hanilnuclear.co.kr

1. 서론

삼중수소는 우주선에 의해 생성된 중성자와 대기 중 질소, 중수소가 반응하여 자연적으로 생성된다. 그 외에 핵실험과 원자력발전소에서 배출되는 방사성폐기물에 의해 인위적으로 생성되기도 한다. 삼중수소는 12.3 년의 반감기를 갖는 방사성 동위원소로 최대 18 keV의 에너지를 방출하며 β-붕괴 후 헬륨으로 변환되는 성질을 갖고 있다.

삼중수소의 물리·화학적 특성은 수소와 유사하다. 일반적으로 자연에 존재하는 삼중수소는 O와 반응하여 삼중화 된 물(HTO:Tritiated water)의 형태로 존재하기 때문에 물이나 수증기의 순환에 따라 동일하게 거동한다. 따라서 HTO는 인간이 쉽게 섭취할 수 있으며 체내에서 약 10 일의 생물학적 반감기를 가지고 체류한 후 배출되어 전체 방사성 피폭의 90%를 기여한다. 이러한 삼중수소를 측정하기 위해 전처리방법을 통해 삼중수소 측정시료를 만든다. 삼중수소의 전처리 방법에는 직접법과 증류법이 있다. 일반적으로 증류법을 사용하며, 방사능 농도가 높을 경우에는 직접 계측하는 것이 더 나은 방법이다. 특히, 해수시료의 spectrum은 증류의 유·무에 따라 확연한 차이를 보이기 때문에 해수 분석 시 증류 과정은 반드시 수행해야 한다.

본 실험에서는 인근 해수를 채취하여 시료로 사용했기 때문에 증류법으로 전처리를 진행하였다. 한국원자력안전기술원 방사능표준 분석법에 따른 전처리 과정과 KS I ISO 9698:2008의 전처리 과정을 비교하였으며, 동일 시료에 관한 data 및 결과와 통계적 분석을 근거로 분석법의 유효성을 판단하였다. 사용한 Fig. 1과 같이 Perkin Elmer사의 1220 Quantulus 액체섬광계수기를 사용하였고, 증류장치는 Fig. 2와 같이 KS I ISO 9698:2008 요건에 맞게 구성 하였다. 전처리에 사용된 시약은 Table 2와 같다. KINS의 분석법에 사용되는 시약 중 $KMnO_4$은 시료내의 유기물을 제거하며, Na_2O_2은 염분을 침전하여 제거해 준다. $AgNO_3$용액은 염분의 제거를 확인하는 중간점검용 시약으로 염분(Cl^-)과 반응하여 AgCl 형태의 흰 침전물을 생성한다. KS I ISO 9698:2008의 분석법에서 사용되는 시약은 티오황산나트륨($Na_2S_2O_3$)과 탄산나트륨(Na_2CO_3)이다. $Na_2S_2O_3$ 은 시료내의 요오드를 요오드화물 이온으로 환원시켜 소광현상을 일으키는 요오드를 제거, Na_2CO_3은 시료를 알칼리로 만들어 증류의 잔류물에 중탄산을 남기는 역할을 한다.

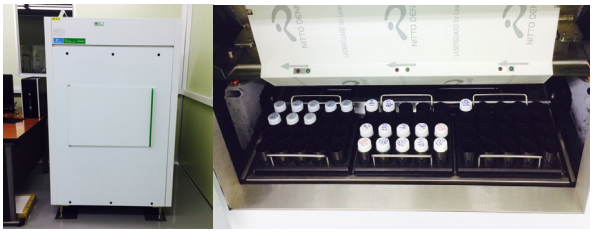


Fig. 1. LSC (Liquid Scintillation Counter).

Fig. 2. Distillation apparatus

Table 1. Using Equipments

List	Description
LSC	Perkin Elmer, 1220 Quantulus
Distillation apparatus	Vigreux Distilling Column(40㎝) Splash head adapter adapter, distillation link reflux condenser Round bottom flask (500 mL) Three neck distillation flask Heating mantle
Counting Vial	polyethylene(PE) Vial, 20mL

Table 2. Using Reagents & function

List	Description	Note
Ultima Gold	Cocktail	Both
Na_2CO_3	Alkalization	KS I ISO 9698:2008
$Na_2S_2O_3$	$I \rightarrow I^-$	
$KMnO_4$	Removal of organic	KINS
Na_2O_2	Removal of salinity	
$AgNO_3$	Salinity check	
Al_2O_3	Boil preventation	Both

2. 본론

2.1 삼중수소 채집수 전처리 과정 비교

Fig. 3과 같이 좌측이 한국원자력안전기술원이 사용하는 삼중수소 분석 과정이며, 우측이 KS I ISO 9698:2008 에 따른 분석 과정이다.

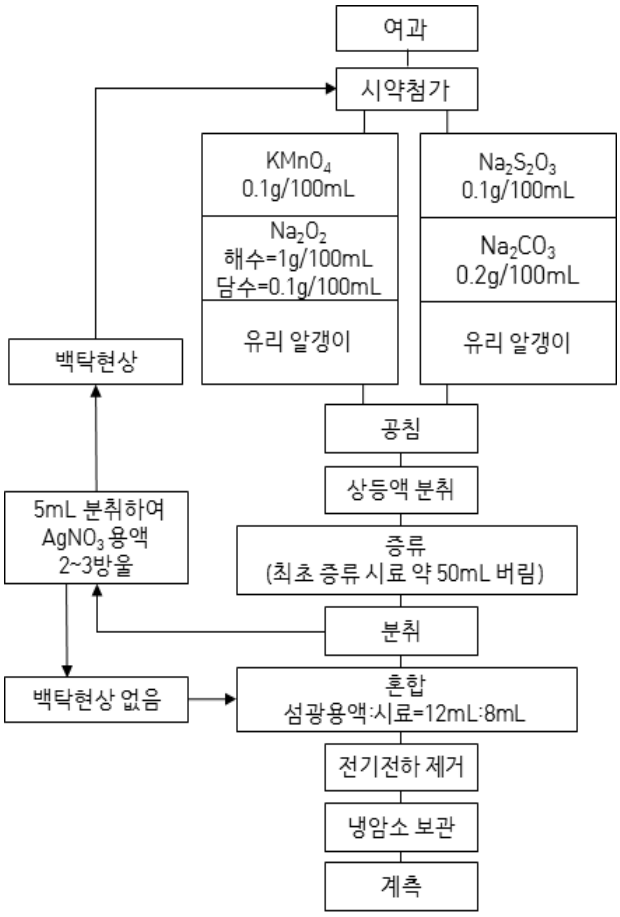


Fig. 3. Comparison of preconditioning process.

2.3 계측 방법

Quantulus 1220 LSC의 cpm/dpm counting mode를 사용하여 Cocktail 및 BKG, 시료를 각각 12:8의 비율로 혼합하였고, BKG 및 측정시료는 50분씩 10번 반복하여 측정하였다.

2.4 통계적 분석 (t-검정, SPSS)

두 가지 전처리 방법을 통하여 얻은 측정결과로 통계적 방법을 통하여 각 방법에 의한 측정값의 유의성을 검정하였다.

3. 실험 및 결과

3.1 실험 결과

Table 3. Result of H-3 activity & MDA, Bq/L

Method	Avg.	Avg. MDA
KINS	-0.003 06	0.029 8
KS I ISO 9698:2008	-0.000 42	0.029 4

3.2 T-test (SPSS)

Table 4. Result of T-test for KINS & ISO 9698:2008

Group	Avg.	F	*P	t	*P
KINS	-0.0031	.365	.549	.749	.458
ISO 9698	-0.0004				

* P > 0.05

Levene의 등분산 검정 시 F검정에서 0.05이상으로 각 그룹 간 평균비교가 가능한 것을 알 수 있었으며, 평균값의 차이가 t검정에서 0.05이상으로 각 그룹별 시험방법에 의한 결과값의 차이가 없음을 알 수 있었다.

4. 결론

본 실험에서 한국원자력안전기술원 방사능표준 분석법과 KS I ISO 9698:2008의 방법을 비교, 각 분석방법의 결과와 통계적 분석을 통해 유효성을 판단하였다. 서해안 인근 해수를 전처리를 수행 하였고, Quantulus 1220 (Perkin Elmer, USA) 액체섬광계수기를 사용하여 삼중수소 농도를 계측하였다.

실험결과 각각의 방법에 따른 삼중수소의 방사능 측정값은 MDA 값의 이하로 측정되었고, 큰 차이가 없음을 알 수 있었다.

또한 SPSS를 활용하여 통계적 검정을 통해 각 방법 간의 비교가 가능한 것으로 나타났으며, 각 평균값에 대한 차이가 없음을 알 수 있었다.

5. 참고문헌

[1] Development of procedure manual for the radionuclides analysis, KINS (2013).

[2] KS I ISO 9698:2008, "수질-삼중수소 방사능 농도 측정방법(액체섬광계측법)".

[3] 문지연, "액체섬광계수기를 이용한 환경 중 삼중수소 분석 및 절차 연구", 석사학위논문 (2007).

다양한 방사능 농도 분석법을 이용한 국내 취급 포타슘 함유 원료물질의 K-40 방사능 농도 분석

김용건[1], 지승우[1], 김우진[1], 장정환[1], 구본철[2], 김광표[1*]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

포타슘은 국내 비료, 화학 약품, 식품첨가제 생산 등 다양한 용도로 취급되고 있으며, 일정량의 천연 방사성핵종인 K-40을 함유하고 있다. K-40이 함유되어 있는 원료물질을 취급하는 사업장의 종사자들은 취급공정 중 입자흡입으로 인한 내부피폭이 발생할 수 있다. 입자흡입으로 인한 내부피폭 방사선량 평가를 위해서 사업장에서 취급하는 원료물질을 대상으로 방사능 농도 분석이 수행되어야 한다.

일반적으로 감마선 방출 천연방사성핵종 함유물질의 방사능 농도는 고순도 게르마늄(HPGe) 검출기를 이용한 감마선 분광분석법을 이용하여 분석한다. HPGe 검출기를 이용한 방사능농도 분석의 경우, 높은 수준의 분석 기술과 긴 분석시간이 필요하다. 포타슘은 다양하고 수많은 사업장에서 취급되는 반면, 함유되어 있는 K-40의 입자 흡입으로 인한 방사선학적 위험도가 타 방사성핵종에 비해 낮다. 따라서 HPGe 검출기와 같은 전문성과 긴 분석시간이 필요한 분석법보다 일반사업장에서 단시간에 효율적으로 원료물질 내 K-40 방사능농도를 파악할 수 있는 분석방법이 필요하다.

따라서, 본 연구에서는 국내 포타슘 함유물질 취급 사업장의 K-40 방사능 농도 분석법 정립을 위한 기반 연구로 다양한 방사능농도 분석법을 적용하여 국내 원료물질 취급 사업장의 원료물질의 방사능 농도를 분석하였다. 본 연구에서는 K-40 방사능 농도 분석법으로 HPGe, 유도결합 플라즈마 분광계(ICP), 물질안전보건자료(MSDS)를 이용하였다.

2. 본론

2.1 방사선계측법

본 연구에서는 포타슘 함유물질 내 K-40 방사능 농도를 분석하기 위하여 HPGe 검출기를 이용한 방사선계측법을 적용하였다. K-40에서 방출되는 1460.8 keV 에너지의 γ-ray를 측정하여 시료 내 K-40 방사능 농도를 분석하였다. HPGe 검출기를 이용하기 위하여 원료물질의 건조 및 분쇄 전처리 작업을 수행하였다. 전처리가 완료된 시료는 1 L 마리넬리 비커에 담아 밀봉을 한 뒤 HPGe 검출기를 이용하여 80,000초 측정하였다. Fig. 1에 본 연구에서 사용한 HPGe 검출기 및 효율교정을 위한 교정선원을 나타내었다.

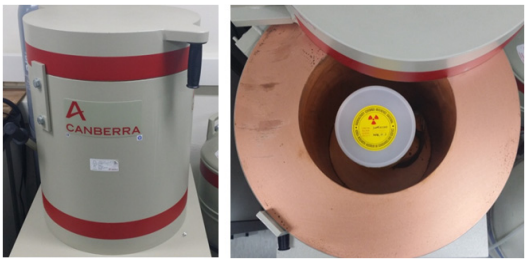


Fig. 1. HPGe detector and Calibration source for HPGe detector.

2.2 정량분석법

정량분석법을 이용한 포타슘 함유물질 내 K-40 방사능 농도를 분석하기 위하여 MSDS, ICP를 사용하였다. 일반적으로 K-40은 자연계에 약 0.012%의 존재비로 포타슘 화합물 내에 존재하고 있다. 따라서 정량분석법을 적용하여 시료 내 포타슘 함량을 도출하고, 자연계 K-40 핵종 존재 비를 적용하여 시료 내 K-40 핵종 함량을 계산하였다. 최종적으로 K-40 핵종의 비방사능을 적용하여 시료 내 K-40 방사능 농도를 도출하였다. Fig. 2에 본 연구에서 사용한 MSDS 및 ICP 기기의 모습을 나타내었다.

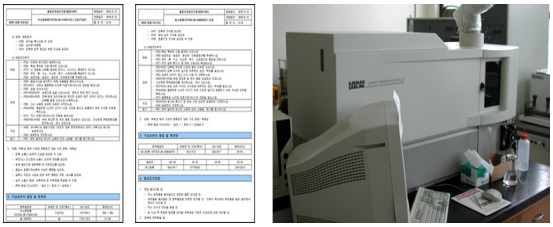


Fig. 2. MSDS and ICP for material containing potassium.

2.3 결과 및 고찰

Fig. 3에 방사선계측법 및 정량분석법을 이용한 원료물질 내 K-40 방사능농도 분석결과를 나타내었다. 방사선계측법과 정량분석법을 이용하여 도출한 K-40의 방사능 농도 차이는 최대 15% 이내로 나타났다.

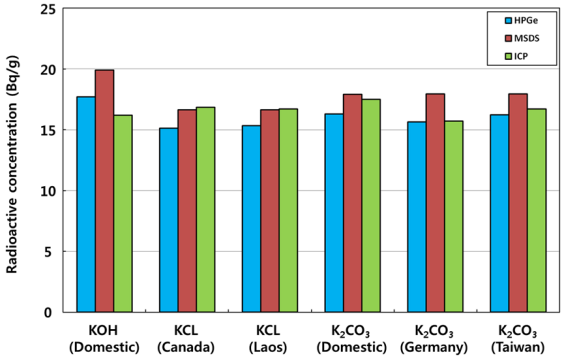


Fig. 3. Radioactive concentration of K-40 according to diverse analysis methods.

HPGe 검출기를 이용한 방사선계측법으로 도출한 국산 수산화포타슘의 K-40 방사능 농도는 17.7 Bq/g으로 나타났다. MSDS 및 ICP를 이용한 정량분석법으로 도출한 K-40 방사능 농도는 각각 19.9, 16.2 Bq/g으로 방사선계측법과 비교하여 최대 12% 높게 나타났다.

방사선계측법으로 도출한 캐나다산 염화포타슘의 K-40 방사능 농도는 최대 15.1 Bq/g으로 나타났다. MSDS 및 ICP를 이용한 정량분석법으로 도출한 K-40 방사능 농도는 각각 16.6, 16.9 Bq/g으로 방사선계측법과 비교하여 최대 11% 높게 나타났다.

방사선계측법으로 도출한 국산 탄산포타슘의 K-40 방사능 농도는 16.3 Bq/g으로 나타났다. MSDS 및 ICP를 이용한 정량분석법으로 도출한 K-40 방사능 농도는 각각 17.1, 17.5 Bq/g으로 방사선계측법과 비교하여 최대 10% 높게 나타났다.

전체적으로 방사선계측법을 이용하여 도출한 K-40 방사능 농도에 비하여 정량분석법이 높게 나타났다. 정량분석법 중에서도 MSDS를 이용하여 도출한 K-40 방사능 농도가 대부분의 원료물질에서 가장 높게 나타났다. 이러한 차이는 시료의 방사능농도 분석을 위한 전처리 과정에서 시료가 균질하게 혼합되지 않아 발생할 수 있으며, 방사선분석법 및 질량분석법의 측정오차에 의한 영향이 있을 수 있다. 또한 HPGe를 이용한 방사선분광분석 시 시료의 자체감쇠로 인한 방사능농도의 저평가가 발생하였을 수 도 있다.

3. 결론

본 연구에서는 포타슘 함유물질 취급 사업장에서 취급하는 원료물질의 K-40 방사능 농도를 방사선계측법과 정량분석법을 적용하여 분석하였다. 전체적으로 방사선계측법에 비하여 정량분석법을 적용한 K-40 방사능 농도가 높게 나타났으며, 특히 MSDS를 이용하여 도출한 K-40 방사능 농도가 대부분의 원료물질에서 가장 높게 나타났다. 방사선계측법과 정량분석법을 적용한 K-40 방사능 농도 차이는 최대 15% 이내로 나타났다. 따라서 국내 포타슘 함유물질 취급 사업장에서 K-40 핵종으로 인한 방사선학적 위험도와 방사능 농도 분석법의 효율성을 고려하였을 때 방사선계측법 이외에도 정량분석법을 고려할 필요가 있다. 본 연구 결과는 향후 포타슘 함유물질 취급 사업장 내 종사자의 방사선학적 안전성 평가 방법 확립에 기여할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

이 논문은 한국원자력안전기술원(KINS)의 "생활주변방사선 안전관리 이행 기술기반 구축" 사업의 지원을 통해 수행된 연구결과물입니다.

5. 참고문헌

[1] ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP 68 (1994).

[2] M Marshall, DC Stevens. Investigation of the entry characteristics of dust samplers of a type used in the British nuclear industry. Health Phys. 39, 409-423 (1980).

상대습도에 따른 RAD7의 라돈측정 및 보정식 산출과 통계적 분석

최지원*, 박은지, 주명훈, 임성규, 안창석, 장동철, 서승범
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*jw1221@hanilnuclear.co.kr

1. 서론

라돈은 안정한 ^{206}Pb에 도달할 때까지 연쇄적인 붕괴를 거치면서 입자성 라돈 딸핵종(^{218}Po, ^{214}Pb, ^{214}Bi, ^{214}Po)을 생성한다. 이 때 라돈이 붕괴하면서 생성되는 딸핵종들은 전하를 띄기 때문에 공기 중의 먼지, 수증기 및 물체의 표면에 흡착하게 된다. 이러한 라돈을 측정하기 위한 방법은 수동형 및 연속형 검출 방식의 두 가지가 있다. 연속 측정을 위해 일반적으로 사용되는 상용모델인 RAD7은 PIPS (Passivated Implanted Planar Silicon) 센서를 사용하는 실리콘 검출기 형태로, 전도체로 코팅되어 있는 0.7 L의 반구체 중심에 센서가 위치해 있고 2,000-2,500 Volt의 인가전압을 반구체 전체에 흘려주어 자장(net)이 형성되도록 한다. 이 자장은 양전하를 띈 ^{218}Po($T_{½}$:3.05 m), ^{214}Po($T_{½}$:164 μs)를 센서로 밀어내고 음전하의 센서에 부착되게 한다. 그리고 센서에 부착된 자핵종이 붕괴되면서 방출되는 알파입자를 계수하게 된다. 만약 반구체 내에 습도가 높아지게 되면(약 7% 이상) 이는 양전하를 띈 자핵종과 수분의 음전하(OH-)와 재결합을 통해 전기적으로 중성(electroneutrality)인 입자가 되고, 센서 측정효율을 낮추기 때문에 측정값(계수율)이 낮아지는 결과가 나타난다. 따라서 측정 효율을 높이기 위해 제습제(polycarbonate)를 사용하여 측정할 공기의 상대습도를 낮추어 상대습도를 10% 이하로 유지하여 측정한다. RAD7은 습도보정의 기능을 가지고 있으며, 측정 시 상대습도 10%이하를 유지하여 측정하도록 권장하고 있다. 제습제는 용량이 정해져있어 약 2-3주 이내 사용이 끝나게 되고 동시에 상대습도가 측정되는 공기의 상대습도로 올라가게 된다. 측정값은 RAD7의 측정원리에 의해 측정률이 떨어지게 된다. 보정기능을 통해 예상 라돈측정값을 알 수 있으나 제조사에서 제공하는 상대습도에 따른 보정식은 제공하지 않는다.

본 실험에서는 RAD7 측정기를 사용하여 상대습도를 낮은상태, 중간상태를 유지시키며 라돈을 측정하였고, 측정 후 선형회귀분석을 실시하였다. 또한 높은 상대습도에서 라돈을 측정하여 1차 선형값을 통해 RAD7에 보정된 최종 값과 비교하였다.

Table 1. RAD7 specification

List	Description
Sensor	PIPS
Radon Concentration Range	0.1-20,000 pCi/L
Measurement Accuracy	**+/-5%, 0% - 100% RH**

2. 본론

2.1 상대습도에 따른 라돈측정

Durridge에서 제공한 제습제(polycarbonate)를 사용하여 낮은 상대습도 약 4%와 중간 약 40%를 유지하여 라돈을 측정하였다. Fig와 같이 1 m^3의 챔버 내 RNC(Pylon, CANADA) 9520.9 kBq Ra-226 선원을 사용하여 라돈을 주입하였으며, 가습기를 사용하여 습도를 조절하였다.

Table 2. Using Equipments

List	Description
Radon Chamber	1 m^3
Ra-226	9.5209 kBq, RNC
Detector	RAD7, KRISS Cal. date 160514
Pump rate	2 L/min (source inlet)

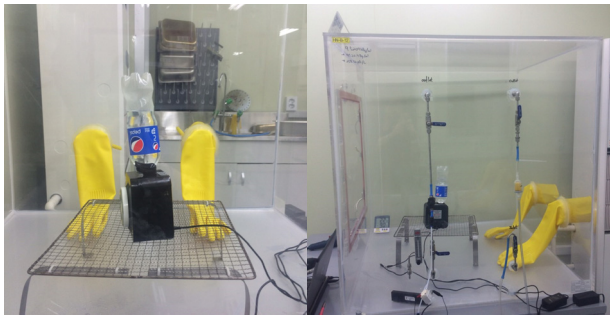


Fig. 1. Rn-222 detect in Chamber.

Table 3. R.H. condition

No.	R.H (%).	Air rate(Liter)	Note
1	4-7	0.2	Rn-222 Spontaneous Decay
2	39-42		
3	80-85		

2.2 선형회귀분석

4%와 40%에서 RAD7을 통해 라돈을 측정 후 보정 전 후의 라돈 농도 데이터를 추출하였고, 1차 선형회귀분석을 실시하였다. 생성된 1차식을 통해 80%에서 측정된 라돈값을 적용하였으며 RAD7에서 보정한 라돈 측정값과 비교하였다.

3. 실험 및 결과

3.1 1차 선형식 산출

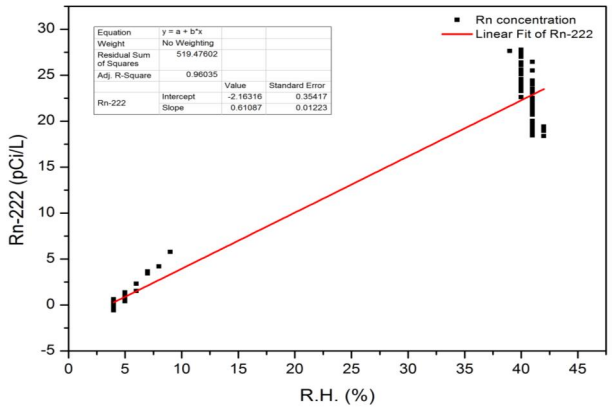


Fig. 2. Linear Fit (4-40%).

약 4%와 40%에서 RAD7을 통해 라돈을 측정하였다. 습도에 따른 보정전후의 값을 사용하여 1차 선형식을 식 (1)과 같이 산출하였다. RAD7에서 측정된 상대습도값 x를 통해, 측정값에 합산될 보정값 y가 정해진다.

$$y = 0.61087x - 2.16316 \quad (1)$$

약 80-85%의 상대습도에서 측정한 라돈값은 보정 전 후로 나누어 데이터를 추출하였고, 1차 선형식을 산출하였다.

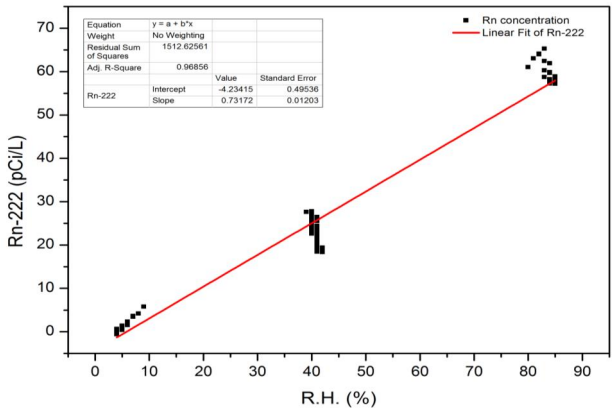


Fig. 3. Linear Fit (4-80%).

3가지 상대습도에서 RAD7을 통해 라돈을 측정하여 보정된 값을 통해 1차선형식을 식 (2)와 같이 산출하였다.

$$y = 0.73172x - 4.23415 \quad (2)$$

3가지 상대 습도를 통해 산출된 식을 통해 각 상대 습도 사이의 값을 적용하였을 때 라돈측정값의 오차가 -1 ~ +2 pCi/L의 범위에 드는 것을 확인하였다.

3.2 SPSS 단순선형회귀분석

Table 4. Effect of Rn-222 by R.H.(Simple regression)

Model	Description (* P<0.05)		
	R^2	B	t
R.H.	.969	.732	60.810*
Significance probability=.000, F=3697.853*			

결정계수 R제곱값이 .969이므로 습도가 라돈보정값에 영향을 미치는 것을 알 수 있고 비표준화계수 B값을 볼 때 라돈보정에 미치는 영향력이 있음을 알 수 있다. t값은 유의수준 .05 이상으로 통계적으로 유의미한 것으로 나타났다. 즉 습도는 라돈보정값에 대해 영향을 미치는 것을 알 수 있다.

4. 결론

본 실험을 통해 RAD7을 사용하여 상대습도에 따른 라돈측정값에 대한 선형회귀분석을 실시하였고, 3가지 상대습도를 통해 1차선형 보정식을 산출하였다. 단순선형회귀분석 결과 RAD7 라돈측정장비를 사용할 경우 상대습도가 라돈값에 영향을 미칠 수 있음을 통계적으로 분석하였다. 정확한 산출보정식은 추후 습도와 라돈측정 값에 대한 정밀한 분석을 통해 실험할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] 정의권, "자연방사성동위원소를 이용한 실내공기 중 실시간 라돈농도 검출 방법의 연구", 석사학위논문 (2008).

[2] ICRP 65, "Protection Against Radon-222 at home and at work" (1998).

[3] 정재형 "라돈 및 라돈 딸핵종의 시·공간적 모니터링과 상관성 분석" (2008).

원자력시설의 사이버보안 규제 관점에서의 단방향 통신 보안 요구사항 연구

이채창*
한국원자력통제기술원, 대전광역시 유성구 유성대로 1534
*chiching@kinac.re.kr

1. 서론

원자력시설을 목표로 하는 악성코드 스턱스넷이 발견된 이후로, 원자력시설에 대한 사이버공격 위협이 지속되고 있다. 이에 따라 원자력시설 사업자들의 사이버보안 관련 규정 준수와 전문성 있는 규제가 함께 요구되고 있다.

미국 원자력규제위원회(NRC)는 원자력사업자의 사이버보안 방어 전략에 있어 필수디지털자산을 보호하기 위해 심층방호(defense-in-depth) 전략을 활용하도록 규제하고 있으며, 한국원자력통제기술원 또한 기술기준 및 사이버보안계획(CSP)을 통해 심층방호 전략을 원자력 사업자들에게 요구하고 있다. 아래 Fig. 1은 사이버보안 심층방호 구조의 예시를 보여 준다.

Fig. 1. An Example of a cyber security defensive architecture.

이러한 사이버보안 방호구조는 방화벽이나 다이오드와 같은 보안 경계에 의해 구분되는 다섯 가지의 사이버보안 방호등급으로 구성되어 있으며, 각 경계에서는 데이터 통신이 감시 및 제한된다. 이와 같은 방호구조 상에서 높은 수준의 사이버보안이 요구되는 시스템은 높은 등급의 구역에 배치되어 낮은 등급의 시스템 및 데이터 통신으로부터 보호되어야 한다. 따라서 4등급에서 3등급, 3등급에서 2등급으로의 데이터 흐름은 단방향(one-way) 통신만 허용된다.

2. 본론

2.1 단방향 통신 기술 동향 및 구성 방식

초기의 단방향 통신 매체는 데이터 다이오드(Data Diodes)로 불리며, 군사 기밀과 같은 높은 보안 등급의 네트워크에 있는 자료가 낮은 보안 등급의 네트워크로 전송되지 않도록 하기 위해 사용되었다. 최근에는 원자력시설을 비롯한 산업제어시스템 상에서 인터넷망 등 신뢰되지 않는 네트워크에 연결된 낮은 보안 등급 시스템의 데이터 및 프로그램 들이 높은 신뢰성이 요구되는 제어망 등 높은 보안 등급으로 유입되지 않도록 단방향 통신이 사용되고 있다.

2.1.1 케이블 방식

가장 일반적이며 전통적인 방식으로, RS-232 케이블의 송신 및 수신 두 가닥 중 한 가닥을 절제하여 단방향성을 제공한다. 이와 유사하게 UTP, USB 케이블 등의 양방향 회선을 조작하여 단방향이 되도록 구성하는 방식이 있으며, 이 밖에 Tap이나 Splitter와 같은 장치를 사용하여 두 시스템 사이의 양방향 통신 데이터를 단방향으로 유도할 수 있다. 미디어 컨버터를 사용하여 이더넷 신호를 광학 신호로 변환하여 단방향성을 제공하기도 한다.

2.1.2 전용 하드웨어 방식

Fox-IT, Watefall 등의 보안 업체에서는 단방향 통신을 구성하기 위해 단방향 전용 네트워크 카드를 사용하는 별도의 상용 하드웨어 장치를 통해 단방향 통신을 제공하고 있다.

2.1.3 논리적 방식

방화벽의 정책 설정을 통해 아웃바운드 트래픽만 허용하고 인바운드 트래픽을 차단하는 등의 방법으로 단방향 정책 설정을 할 수 있다. 또한 심층방호 구조의 경계 상에 별도의 시스템을 두고 접근 대상에 따라 데이터의 읽기 및 쓰기 권한을 구분하여 접근 제어 정책을 설정하거나, 비대칭키 암호 알고리즘을 사용하여 암호화키와 복호화키를 구분하는 방식으로 단방향성을 유지할 수 있다.

2.2 규제 관점에서의 보안 요구사항

2.2.1 매체 건전성

매체 건전성은 단방향 매체가 물리적으로 적법한

절차나 방법에 의해 설치 및 구성되었음을 뜻한다. 특히 케이블 방식의 단방향 통신의 경우 저렴한 비용과 구축 편의성으로 많은 제어시스템에서 사용되고 있으나 보안성은 고려되지 않아, 케이블 변경 및 이중 연결 등으로 단방향성이 훼손되지 않았는지 점검이 필요하다. 또한 적절한 케이블링을 통해 한 방향의 회선만 사용이 가능하도록 구성되었는지 여부는 육안으로 확인이 어려우므로, ping 테스트 등과 같은 방법으로 실제 역방향의 신호가 차단되는지 여부도 확인해야 한다.

2.2.2 정책 건전성

정책 건전성은 논리적 방식의 단방향 통신 매체에 적용되는 것으로 단방향성을 보장하는 규칙의 정의가 적절하게 설정되었음을 의미한다. 논리적 방식의 단방향 통신 매체를 사용하는 경우에는 특히 해당 매체에 대한 이해와 전문성을 갖춘 사용자가 정책을 설정해야 하며, 정책 설정을 변경할 수 있는 권한의 설정 및 관리가 무엇보다 중요하다. 또한 다른 third-party 프로그램이나 프로세스의 허가되지 않은 권한 상승(privilege escalation)에 의해 해당 정책이 변경되지 않도록 유의해야 한다.

암호화 방식의 단방향 매체의 경우에는 대칭키 암호 알고리즘을 사용하고 있지 않은지, 암호화 알고리즘 및 키 길이는 충분한 안전성을 보장하는지, 키 관리는 적절한지 등을 살펴보아야 한다.

2.2.3 프로토콜 건전성

전용 하드웨어를 통한 단방향 통신 매체에서는 TCP와 같이 신뢰성이 보장되는 연결이 제한되므로, UDP와 같은 비연결형 프로토콜을 사용한다. 이에 따라 필연적으로 오류 제어 및 검출이나 피드백을 위해 별도의 방식이나 독자적인 프로토콜을 사용하기도 한다. 오류 제어 및 검출을 위해 피드백 신호를 사용하는 경우 피드백 신호에 제어를 위한 기본적인 신호 외에 유의미한 신호가 검출되지 않는지, 오류 제어 및 검출 방식은 적절한지 등을 확인해야 한다.

2.2.4 인증

전용 하드웨어를 통한 단방향 통신 구성시 CC(Common Criteria)나 보안적합성검증 등의 인증 결과를 활용할 수 있다. 다만 CC의 경우 해당 장치(TOE, Target of Evaluation)의 특정 보안기능 요구사항(SFR, Security Function Requirement)에 부합하는 것에 대한 보증이므로, 해당 CC가 제어시스템에서 요구하는 단방향성이 SFR에 포함되어 있는지 살펴보아야 한다.

3. 결론

NRC는 원자력사업자의 사이버보안 방어 전략에 따른 방호구조에 있어 높은 보안 등급의 시스템에서 낮은 보안 등급의 시스템으로 단방향 통신을 구성할 것을 요구하였으며, 이에 따라 단방향 통신 규제시 고려해야할 보안 요구사항들을 살펴보았다. 보안 등급에 따른 단방향 통신 요구사항은 안전 등급에 따른 단방향 통신 요구사항으로 확장하여 적용할 수 있으며, 원자력시설 뿐 아니라 단방향 통신이 요구되는 산업제어시스템 현장의 운영이나 규제에도 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] NRC, “Cyber Security Programs for Nuclear Facilities”, Regulatory Guide 5.71 (2010).

[2] 한국원자력통제기술원, “원자력시설등의 컴퓨터 및 정보시스템 보안 기술기준”, KINAC/RS-015.01 (2014).

[3] Stevens M. and Pope M. “Data Didoes”, Electronics and Surveillance Research Laboratory(DSTO), DSTO-TR-0209 (1995).

[4] Jeffrey Menoher, “All Data Diodes Are Not Equal”, Owl Computing Technologies, white paper (2013).

[5] NIST, “Recommendation for Key Management - Part 1: General(rev.3)”, SP 800-57 (2012).

[6] IEEE, IEEE Standard Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Powr Generating Stations, 7-4.3.2-2010.

LiCl-Li_2O 염 물질 내 LIBS 실험을 통한 리튬, 산소 분광선 분석

한보영*, 김동선, 박세환, 구정회
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111,
*byhan@kaeri.re.kr

1. 서론

In-situ 측정분석이 가능한 Laser-Induced Breakdown Spectroscopy(LIBS)는 운영 중인 공정물질을 모니터링하거나 빠른 시간 내 분석 결과를 필요로 할 경우 장점이 있는 방법으로 고려되어 왔다 [1]. 이러한 이유로 전해환원 공정물질 내 산소 농도를 알기 위해 LIBS 활용 가능성 여부가 요구되었다. 본 논문은 산소 농도의 정량적 분석을 위해 LIBS 스팩트럼 측정을 위한 전해환원 물질 시료(LiCl-Li_2O)의 특성을 분석하고 내부표준원소로 사용될 리튬과 분석대상인 산소의 분광선을 분석하였다.

2. 본론

2.1 Experimental set-up

실험은 조해성이 높은 시료 특성과 산소를 측정해야하는 상황을 고려하여 수 ppm 단위의 산소농도와 아르곤가스로 충진 된 글로브 박스 내에서 측정이 이루어 졌다. 측정을 위해 사용된 광원은 Nd:YAG 펄스 레이저(Quantel, Brilliant B)의 2차 조화파인 532nm 파장의 빔으로 글로브 박스 후면 포트를 통해 내부로 전송되고 광학기기에 의해서 샘플하우징 내 시료에 집광된다. 샘플하우징은 집수광렌즈을 고정시키고 시료의 다양한 표면을 측정 가능하도록 전동 이동대 (Motorized moving stage) 위에 시료를 고정시킨다. 또 하나의 특징은 고르지 못한 시료표면을 위해 시료와 집광렌즈사이의 거리를 보정할 수 있는 레이저거리보정센서를 도입하였다. 생성된 플라즈마 분광은 광성유케이블과 연결된 수광렌즈를 통해 글로브 박스 외부의 6채널 CCD 카메라 분광기(Aurora, Applied Spectra Inc.)로 들어와 190 - 1040 nm 파장범위를 0.1 nm (UV-VIS)와 0.12 nm (VIS-NIR) 분해능으로 스펙트럼을 기록한다. Fig. 1은 글로브 박스 내 LIBS 실험 구성을 보여준다.

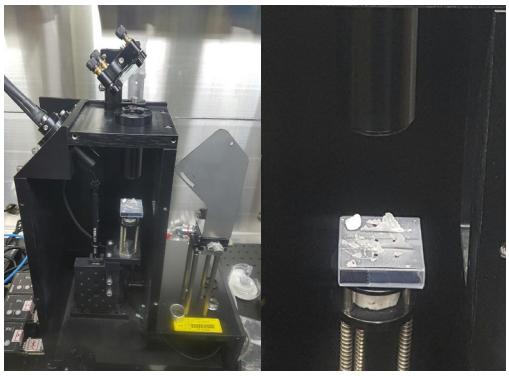


Fig. 1. Experimental LIBS set-up.

2.2 시료 제작 및 실험 조건

실험에 사용된 시료는 전해환원 공정에서 샘플 채취된 LiCl+Li_2O (1.5wt% Li_2O) 고체 시료를 준비하였고 정량분석을 하기 전에 리튬과 산소원소의 정확한 분광선 ROI(Region of Interest) 선정을 위해 99.5%의 Li_2O를 참고시료로 사용하였다. 실험조건은 산소 분광선 라인과 내부표준선으로 사용될 리튬 라인을 보기위해 전 구간을 확인하고 실제 공정에서 포함될 수 있는 금속불순물을 피할 수 있는 770 - 820 nm의 ROI를 선정하였다. 레이저 유도 플라즈마 생성될 때 글로브 박스 내 환경(Ar 충진, O_2 <100 ppm, 22°C) 때문에 산소분광선 측정에 영향을 미치고 시료에는 존재하지 않는 아르곤 분광선이 관측이 예상되었다.

2.3 LIBS 측정 스펙트럼

Fig. 2은 99.5% Li_2O 시료의 스펙트럼 라인이다. 시료성분인 Li I (812.62, 812.64 nm)과 O I (777.19, 777.41, 777.53 nm)도 관측되지만 많은 Ar 분광선도 관측된다. 따라서 예상한 것처럼 레이저 유도 플라즈마가 생성되고 팽창될 때 높은 플라즈마 온도에 의해서 주변 기체원소들도 흡수되어 분광선을 방출하는 것으로 보인다. 주변기체의 ppm단위로 포함된 산소의 영향을 보고자 시료 없이 아르곤 환경에서 LIBS 분광선을 측정하여 비교하였다. 주변 환경에서 측정된 LIBS 스펙트럼에서도 많은 Ar 분광선과 작은 산소 분광선들이 관측된다. Fig. 3에서 시료 측정 시 산소 분광선 세기

와 주변 환경에서 산소 분광선 세기를 비교하였다. 주변 환경의 산소분광선 영향이 작아 보이지만 극미량(< 1% 단위)의 산소농도를 측정할 경우 그 영향이 무시할 수 없을 것으로 보인다. Fig. 3을 보면 주변환경만 측정한 경우, 99.5% Li_2O 시료, 1.5wt% Li_2O+LiCl 시료에서 아르곤과 산소 분광선 세기 비율은 14.04 : 1.78 : 4.01 로 나타낸다.

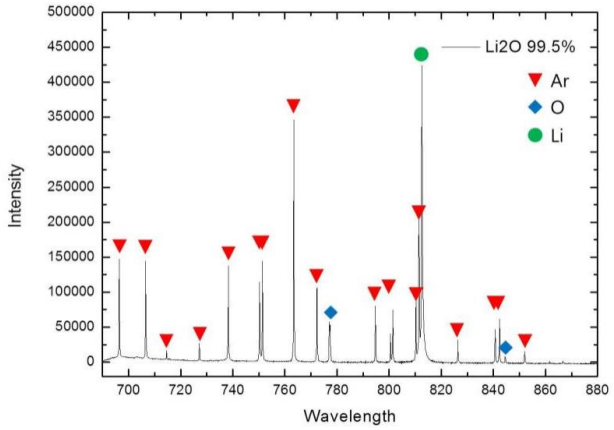


Fig. 2. LIBS spectrum in Li_2O.

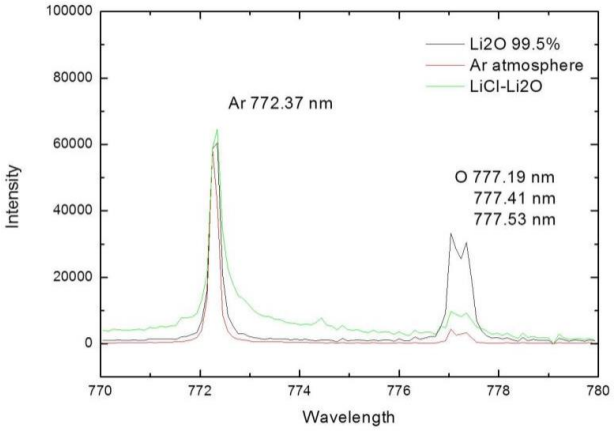


Fig. 3. Comparison of Ar/O emission intensities in Argon atmosphere, 99.5% Li_2O and 1.5wt% LiCl-Li_2O sample.

2.4 리튬, 산소 스펙트럼 정밀도

산소원소의 정량분석을 위해 내부 표준선으로 리튬원소 분광선 분석을 위해 99.5% Li2O 시료를 통해서 리튬과 산소 분광선 측정의 정밀도를 결정해 보았다. 실험 10회를 반복하였으며 한 실험 당 100 펄스 레이저 빔을 조사하였다. Table 1에서 보는 것과 같이 99.5% Li_2O 시료는 리튬과 산소 분광선 세기의 비율 오차가 9.67% RSD (Relative Standard Deviation)를 보이고 측정시료(LiCl+Li_2O (1.5wt% Li_2O))의 경우 약 15.88% RSD를 보였다. 전해환원 공정물질 내 산소 농도의 LIBS 정밀도를 보다 높이기 위해서는 가능한 주변 분위기의 산소농도, 주변 온도 등 환경 변화를 줄이고 현재 샘플링 방식으로 얻어진 샘플은 너무 얇고 불규칙한 형태로 개선이 요구된다.

Table 1. Precision of LIBS measurement (10 time repeatability, RSD)

	99.5% Li2O	1.5 wt% Li_2O
Li (RSD%)	14.50	36.28
O (RSD%)	18.38	28.06
Li/O (RSD%)	9.67	15.88

3. 결론

본 실험은 LiCl+Li_2O의 LIBS 스펙트럼을 원격으로 측정하였고 리튬 방출선 라인 Li I (812.62, 812.64 nm)와 산소 O I (777.19, 777.41, 777.53 nm) 스펙트럼을 확인할 수 있었으나 대부분 시료에서 반복률이 10-30%로 나타났다. 추후 실험에서는 산소 농도의 정확한 정량분석을 위해 주변 환경(온도, 분위기) 영향을 평가하고 거리보정센서를 사용하여 시료 초점거리를 보정하여 오차를 향상 시킬 예정이다.

4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] 최대웅, 박세환, 박근일, 한보영, “Stand-Off Telescopic LIBS 장치를 이용한 란탄족 원소들의 정량분석”, 한국방사성폐기물학회 2015 춘계학술발표회 논문요약집, 13(1), 21-22, 5.27~29, 2015, 인천.

제주도 용암해수 중 라돈 농도 분석

박연현, 한충훈, 박재우*
제주대학교, 제주특별자치도 제주시 제주대학로 102
*mtc0252@jejunu.ac.kr

1. 서론

^{222}Rn과 그 딸핵종에 의한 유효선량이 자연방사성 핵종에 의한 전체 선량의 50% 이상을 차지하고 있는데, ^{222}Rn의 위험성은 ^{222}Rn의 불활성적인 성질보다 붕괴 후 발생되는 딸핵종의 이온상태가 다른 물질에 영향을 주는 것이 문제가 된다. 라돈을 측정하기 위한 방법으로 알파선 분광분석법, 감마선 분광분석법 등이 사용되고 있으며, ^{222}Rn농도의 변화에 대한 원인은 내부적으로 어미핵종인 ^{226}Ra이 포함된 암석과 연관이 있으며 외부적으로는 강수량 및 대기압의 영향을 받는 것으로 알려져 있다[1].

본 연구 제주도 용암해수 중 ^{222}Rn 농도를 분석한 결과이다. DURRIGE 사 RAD7과 저준위 액체섬광계수기 (Liquid Scintillation Counter : LSC, Quantulus 1220)를 이용하여 용암해수 중 ^{222}Rn를 측정하였다.

2. 본론

2.1 연구방법

2.1.1 용암해수 시료 채취

용암해수 시료는 제주시 구좌읍에 위치한 용암해수산업단지 내 취수 2 지점에서 2016년 3월부터 6월까지 시료를 채취하였다. 이때 시료채취 시 용암해수는 사전에 충분히 흘려보내주고 시료를 채취할 때 기포가 생기지 않도록 유의하여 채취한다.

2.1.2 액체섬광계수기 측정

채집한 용암해수를 의 경우 사전에 준비한 Mineral Oil Scintillator (Perkin Elmer) 10 mL와 용암해수 10 mL를 충분히 섞이도록 흔들어 주고 액체섬광계수기를 이용하여 측정을 실시하였다.

최적의 PSA 준위를 결정하기 위하여 표준시료는 α-선 표준선원(^{241}Am)과 β-선 표준선원(^{90}Sr)을 10 mL씩을 각각 측정용기에 취하고 섬광액 10 mL를 넣어 혼합하여 실제 측정시료와 같은 조건의 표준시료를 만들었다. PSA 준위를 80에서 200까지 10씩 증가시키면서 최적의 PSA 설정값을 결정하였다[2].

표준선원 ^{226}Ra (10,500 Bq/L; KRISS)를 이용하여 계측효율을 계산하였다[3].

$$\epsilon = \frac{R^* - R_0}{A_s(1-\exp^{-\lambda t}) \times 60} \quad (1)$$

여기서 λ는 ^{222}Rn 붕괴상수(0.182/일)이고 t 표준용액의 측정시간까지 경과시간(일), A_s는 ^{226}Ra 표준선원 방사능(Bq), R^*는 α-선의 총 피크영역 계수율(cpm), R는 α-선의 백그라운드 계수율(cpm)이다.

측정기기의 성능에 따른 최소검출방사능을 결정하기 위해 계측시간에 따라 알파스펙트럼의 채널에서 피크영역을 선택하여 계수율을 측정하였다. 최소검출방사능를 결정하기 위해 다음의 식을 이용하였다[4].

$$MDA(Bq/L) = \frac{4.65 \times \sqrt{\frac{C_B}{T_B}} + \frac{2.71}{T_B}}{V \times \epsilon \times 60} \quad (2)$$

식(2)에서 C_B는 백그라운드 계수율(cpm), T_B는 백그라운드 계측시간(분), ε는 알파선의 총 피크영역에서 계측효율이고 V는 시료량(L)이다.

라돈의 농도는 아래 식(3)을 이용하였다[4].

$$C = \frac{R_S - R_B}{V \times \epsilon \times e^{\frac{-0.693 \times T}{3.82}}} \quad (3)$$

식 (3)의 경우 R_S는 측정된 계수율, R_B는 Blank시료의 계수율, V는 시료량(L), ε는 계측효율, T는 시료 채집일로부터 측정까지의 걸린 시간(일)이다.

2.1.3 RAD7 측정

주변영향을 많이 받는 라돈의 특성 상 단기적이고 연속적인 측정을 위하여 본 실험에서는 DURRIGE RAD7과 그의 세부장비인 RADH2O를 이용하였다. 시료 측정용기는 "wat250" 모드로 하여 정해진 용량 (200 mL)의 시료를 채수한 후, 5 분 동안 4회 측정하였다[5].

2.2 결과

2.2.1 최적의 PSA 준위 결정

최적의 PSA 준위 결정 결과 Fig. 1에서 보듯이

최적의 PSA값은 140으로 확인 할 수 있었다.

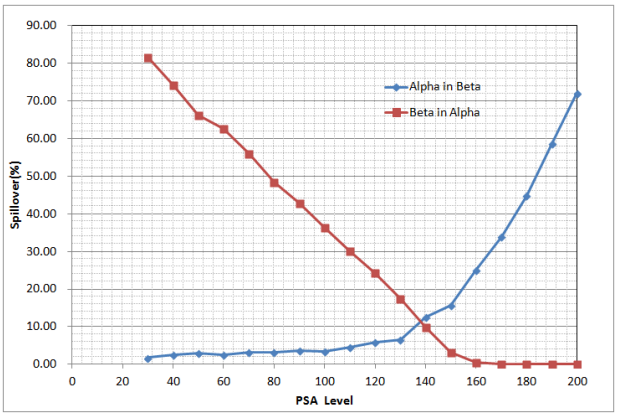


Fig. 1. Alpha/Beta crossover curves as funtion of PSA setting obtained with ^{241}Am and ^{90}Sr.

2.2.2 기기효율 및 최소검출방사능

Fig. 2은 표준선원 ^{226}Ra (10,500 Bq/L; KRISS)를 이용하여 시간에 따른 알파 붕괴 스펙트럼 변화이다. 표준선원을 만든 시점부터 약 21 일이 지난 후 측정된 알파선의 계수율은 평형값의 97%에 도달하였다.

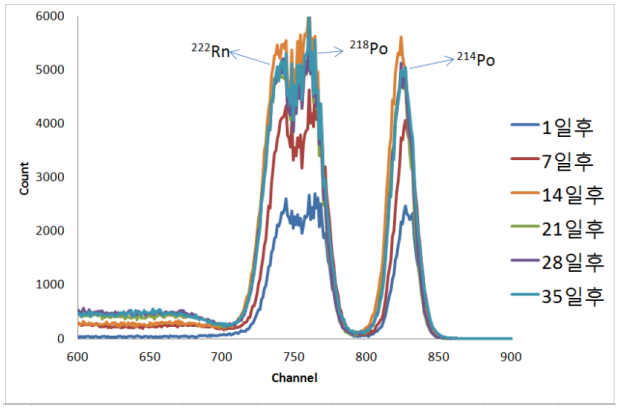


Fig. 2. Over time changing the concentration of the ^{226}Ra standard solution.

LSC의 효율계산 결과 평균적인 기기효율은 93.50±5.10% 였으며, 식(2) 이용한 최소검출방사능(MDL) 값은 0.3788 Bq/L로 확인할 수 있었다.

2.2.3 용암해수 중 라돈농도 결과분석

Table 1은 RAD7와 액체섬광계수기를 이용하여 제주도 용암해수 중 라돈농도를 측정한 결과 평균 라돈농도는 RAD7은 55.1-63.0 pCi/L, LSC는 61.9-295.5 pCi/L 사이로 측정되었다. YS-1(고염도) 지점의 경우 LSC값과 RAD7의 값이 거의 유사하게 측정됨을 확인할 수 있었지만 YS-2(저염도)의 경우는 LSC의 측정 농도가 RAD7의 측정 농도보다 5배 높게 측정되었다.

Table 1. Radon concentrations in saline ground water

Site	RAD7 (pCi/L)		LSC(pCi/L)	
	YS-1 (45)	YS-2 (45)	YS-1 (2)	YS-2 (2)
Average	63.0±24.3	55.1±13.3	61.9±23.6	295.5±15.9
Max	102.0±24.0	96.6±22.9	85.5±13.7	321.8±24.1
Min	10.7±8.9	21.0±8.1	23.9±3.7	3.9±7.2

3. 결론

제주도지역에서 세계적으로 희귀한 용암해수를 채취하여 라돈을 측정한 결과 제주지역 북동쪽에 위치한 2지점의 평균 라돈농도는 RAD7은 55.1-63.0 pCi/L, LSC는 61.9-295.5 pCi/L 사이로 측정되었다. YS-1(고염도) 지점의 경우 LSC값과 RAD7의 값이 거의 유사하게 측정됨을 확인 할 수 있었지만 YS-2(저염도)의 경우는 LSC의 측정 농도가 RAD7의 측정 농도보다 5배 높게 측정되었다.이 측정결과의 차이는 이는 측정기간 및 샘플수의 차이로 인해 발생하였을 것으로 예상되고 이 두 지점 모두 미국 환경보호청(EPA)가 지정한 먹는 물에 대한 라돈농도 제한치인 4000 pCi/L 만족하는 것으로 확인되었다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 한국연구재단 중점연구사업(NRF-2010-0020077)지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 신현상, 이창우, 이명호, 조영현, 홍광희, 최근식 "저준위 액체섬광계수기와 파형분석법을 이용한 수용액 중 라돈-222 및 라듐-226의 분석법 연구" 분석과학, 12(5), 428-435, (1999).

[2] Curie LA. Limits for qualitative detection and quantitative determination. Anal. Chem. 40, 586, (1968).

[3] 박기화, "제주도 지하수 부존 특성에 대한 지구 과학적 해석", 한국지질자원연구원, 142-147, (2006).

[4] 조정숙, "지하수 속 ^{222}Rn방사능농도의 측정 불확도 연구", 부산대학교 물리학과, 39-41, (2014).

[5] 조정숙, 이효민, 김선웅, 김진섭 "부산 금정구지역의 지하수에 포함된 라돈농도 변화 연구", 방사선방어학회지 37(3), 149-151, (2012).

방사선비상시 음식물섭취 대응방안 고찰

이해초*, 이관엽, 김봉석, 김종수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hclee@kaeri.re.kr

1. 서론

방사선비상 대책은 우선적으로 인명보호가 신속히 이루어질 수 있도록 수립되어야 한다. 그러나 방사선비상과 같은 사고의 초기에는 음식물섭취 제한과 같은 의사결정을 위한 방사선 정보는 매우 희박할 것이며, 방사선 위험을 평가하는데 필요한 인자들을 파악하는데 시간이 걸리므로 의사결정이 지연될 수 있다. 또한 식품섭취는 방사선누출 후 곧바로 문제가 될 수 있고 , 먼 거리에서도 영향을 미칠 수 있다. 따라서 방사선비상 초기에는 아직 확실하지 않아도 단순한 사고 평가에 의한 신속한 의사결정이 필요하다.

2. 본론

방사선비상이 발생하는 경우 방사성 물질의 환경 방출에 따른 음식물 섭취 여부에 대한 주민보호조치가 적시에 적절히 이루어져야 한다. 이는 비상이 발생한 초기에 신속히 환경의 방사선/능 탐사 결과에 의해 결정될 수 있다.

IAEA 기술보고서에 따르면, 환경탐사는 비상 발령 후 매 시간마다 시설 인근의 모든 방향에 대해 누출탐지를 실시하여 방사능구름 방향을 결정하며, 누출이 시작되면 인구밀집 지역부터 시작하여 모든 방향에 대해 환경탐사를 실시하여 긴급보호조치 여부를 확인하며, 핵종분석 정보를 입수하게 되면 긴급주민보호조치를 재평가하고, 누출이 종료되거나 방사능구름이 통과하여 방사성 물질이 지면에 침적될 경우에는 음식섭취제한이 필요한지에 대해 환경탐사 결과에 입각하여 주민보호조치를 평가하도록 기술하고 있다.

환경탐사에 의한 주민보호조치는 신속히 이루어져야 피해를 최소화 할 수 있다.

이를 위해서는 국가(또는 국제) 보호조치기준이 마련되어야 하며, 이에 기초한 운영개입준위가 사전에 수립되어 있어야 가능하다. Table 1은 IAEA가 권고하는 운영개입준위(OIL)이며, 신속한 보호조치를 위해 지표면에 침적된 방사능 정보, 즉 침적선량과 대표핵종 ^{131}I, ^{137}Cs에 입각하여 보호조치를 수행한다. 침적물에 대한 운영개입준위 평가는 사고 후 2-7 일 동안 유효하다.

Table 1. Operational Intervention Level for Food Restriction

Type		OIL	
Deposition Dose Rate(mSv/h)		0.001	
Deposition Level(kBq/m^2)		Food	Milk
	^{131}I	10	2
	^{137}Cs	2	10
Food Level(kBq/kg)		Food	Milk, Water
	^{131}I	1	0.1
	^{137}Cs	0.2	0.3

2.1 환경탐사

환경탐사는 비상 발령 후 30 분 이내 탐사를 개시하여 60 분 이내 시설 주변 및 부지내의 탐사를 완료하며, 부지 밖의 경우 4 시간 이내 공기 및 침적물에 대한 환경탐사를 4 시간 이내 개시하고, 채소류, 우유, 식수 등의 음식물에 대하여는 24 시간 이내 환경탐사를 실시하여 신속히 주민보호조치를 수행해야 합니다. 이러한 환경탐사에 의한 조기보호조치는 수일 정도 소요될 수 있으며, 장기보호조치는 상황평가 후 이해 관계자와 함께 결정될 수 있는 것이다.

이를 위해서는 침적에 의해 직접 오염된 음식물의 대표 핵종에 대한 침적농도, 오염된 목초를 먹은 소(염소)의 우유에 대한 대표 핵종의 농도에 대한 정보가 필요하다. 침적물의 방사능 농도는 시간, 장소, 음식형태 즉, 과일, 잎이 많은 야채, 곡물 등에 따라 달라지지만, 사고 초기에는 단일 값을 개개의 음식에 대해 적용할 필요가 있지만, 개개의 음식물에 대한 상세한 핵종농도가 분석되어야 한다.

2.2 운영개입준위 평가

음식물 섭취제한 여부를 다시 결정하기 위해 Fig. 1의 방법에 따라 운영개입준위를 재평가해야 할 것이다. 그러나 모든 음식물에 대해 핵종분석을 수행하는데는 많은 시간과 재원이 필요하다고 보호조치를 지연하지 말아야 할 것이다. 만일 재평가 결과가 사전 운영개입준위와 비교하였을 때 상당한 차이로 평가되는 경우 이를 신속히 적용해야 하지만, 이러한 과정에서 주민 혼동을 피하기 위해 적절한 홍보 전략이 필요할 것이다.

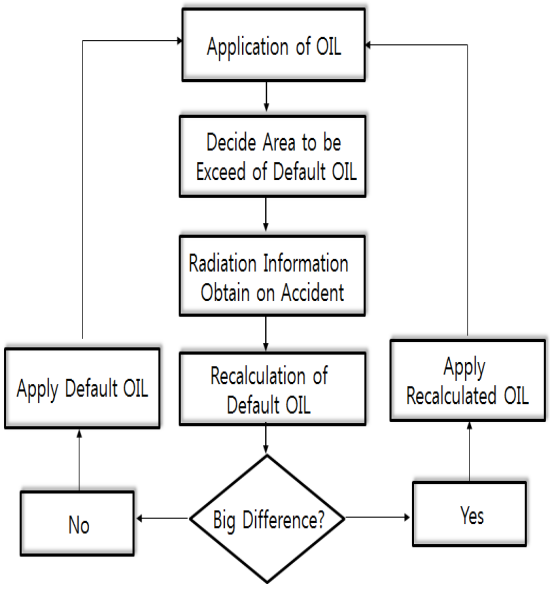


Fig. 1. Process for Operational Intervention Level(OIL) Reassessment.

또한, 후쿠시마 원전의 방사능 오염수 저장탱크에서 오염수가 누설된 사건이 알려지면서 우리나라는 일본산 수산물에 대해 100 Bq/kg으로 정한 반면에, 미국, 중국, EU는 각각 1,200 Bq/kg, 800 Bq/kg, 500 Bq/kg으로 수입금지 조치하였다. 이와 같이 어떤 기준들은 정책적 또는 이해 당사자에 의해 결정될 수도 있다.

3. 결론

방사선비상 초기에는 보호조치기준의 초과 지역을 제안하기 위해 1) 모델예측과 피폭선량을 평가해야 할 것이다. 이 평가는 사고의 잠재적 규모를 전달하기 위해 사고 후 첫째 날에 유용하게 사용될 것이다. 2) 토양 채취 구역을 세분화하여 시료를 채취·분석하며 현장 감마핵종 분석 및 평가를 수행해야 할 것이다. 이 평가는 식품시료에 대한 분석결과를 활용할 수 있기까지의 수일 동안 유용할 것이다. 3) 광범위의 음식물을 채취·분석해야 할 것이다. 이 평가는 첫 주 동안 또는 충분한 자료를 실질적으로 활용할 수 있을 때까지 유용하다 4) 음식물 섭취제한에 대한 국가 또는 국제 기준은 사고 초기의 누출 핵종을 기술하고 있다. 그러나 사고의 악화에 따른 추가적으로 누출될 수 있는 핵종에 대해 평가해야 할 것이다. 이 평가는 7일까지 수행해야 할 것이다. 5) 이후 다양한 음식물에 대해 평가해야 할 것이다. 이것은 음식물 통제 이행을 지원하기 위해 고려할 필요가 있다. 6) 긴급조치구역 내의 환경모니터링을 실시하여 운영개입준위를 초과할 우려가 있거나 오염될 가능성이 있는 음식물은 섭취제한 대책을 마련해야 할 것이다. 7) 환경탐사요원은 시설 주변, 인근 및 먼 거리의 선량측정, 공기시료 채취 및 핵종 분석, 시설 인근 및 먼 거리의 ^{131}I과 ^{137}Cs에 대한 침적농도 지도 작성 그리고 침적물 및 음식물의 방사성 핵종 분석을 수행해야 할 것이다. 8) 시간에 따른 방사능 붕괴와 기후를 반영한 평가 방법을 개발해야 할 것이며, 음식물의 유형을 분류하고 조리에 따른 제거효과를 반영하여 평가에 활용해야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법" 원자력안전위원회, 2014.

[2] IAEA "Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions during a Reactor Accident" IAEA-TECDOC-955, 1997.

[3] Sandia National Laboratories "The Fedral Manual for Assessing Environmental data During a Radiological Emergency" SAND2003-1071P April, 2003.

[4] IAEA "Generic Procedures for Monitoring in a nuclear or radiological ememergency" IAEA-TECDOC-1092 1999.

파이로 일관공정 시험시설의 안전조치 이행

송대용*, 노선호, 장영국, 강희석, 이원경, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dysong@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 공학규모 파이로 공정기술을 검증할 목적으로 건설한 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)를 2014년 8월부터 가동하고 있다. IAEA는 PRIDE를 파이로 안전조치 접근방안을 개발하기 위한 참조시설(reference pyroprocessing facility)로 간주하고, 동 시설을 이용하여 파이로 안전조치 이행 관련기술을 개발하는데 많은 관심과 노력을 기울이고 있다[1]. 이러한 노력의 일환으로, IAEA는 안전조치 장비를 동 시설에 설치하여 시설 운전 정보를 실시간으로 수집함은 물론, 정기적으로 공정시험 기록을 수집하여 분석•평가하고 있다.

PRIDE는 감손우라늄을 사용하는 일관공정 시험시설로서 사용후핵연료를 사용하는 시설보다 상대적으로 덜 민감한 시설이다. 그러나 PRIDE의 안전조치 이행 결과는 사용후핵연료를 사용하는 파이로 시설의 안전조치성 평가에도 많은 영향을 미칠 수 있다. 이에 따라 한국원자력연구원은 취급하고 있는 핵물질에 비해 다소 과도한 IAEA의 안전조치 관련 요구사항도 적극 수용하여 이행하고 있다. 본 논문에서는 시설 건설 완료 시점부터 2016년 현재까지 수행한 PRIDE의 안전조치 이행 현황에 대하여 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 설계정보서 및 시설부록

한국원자력연구원은 2009년에 PRIDE의 초기 설계정보서를 변환시설에서 분리하여 IAEA에 제출하였고, 2012년도에 PRIDE 건설을 완료한 후 최종 설계정보서를 제출하였다. 이후 시설 운영 일정 및 장비 변경 등의 내용을 반영하여 두 차례에 걸쳐 개정본을 IAEA에 제출하였다. IAEA 시설부록(Facility Attachment)은 2013년에 시설부록 초안을 접수하였고, 2016년에 아측의 검토의견을 반영한 시설부록을 접수하였다.

2.2 핵물질 계량관리

PRIDE는 하나의 물질수지구역(Material Balance Area, MBA)으로 설정되어 있으며, 주요측정지점(Inventory Key Measurement Point, IKMP)은 5개로 구성되어 있다. 주요측정지점별 핵물질 계량은 주로 저울을 이용하며, 아르곤 분위기 하에 있는 주요 공정장비에 잔류하는 용융염내 핵물질 양은 부피측정기(level gauge)와 화학분석 결과를 이용하여 계산한 값을 적용한다[2-4].

2.3 IAEA 사찰 및 안전조치 장비 운영

IAEA는 2012년 시설이 건설 완료된 이후 현재까지 설계정보검증(Design Information Verification; DIV), 중간사찰(Random Interim Inspection; RII, 수시), 물자재고검증(Physical Iventory Verification; PIV, 매년 1회) 등을 포함하여 10여 회에 걸쳐 PRIDE에 대한 사찰활동을 수행하였다. 또한, IAEA는 PRIDE 내 핵물질 이동 및 주요 공정장치의 운전상황을 모니터링하기 위하여 2014년부터 안전조치 장비를 설치하여 운영하고 있다. 장비 설치위치를 보다 세부적으로 살펴보면 다음과 같다. 첫째, 아르곤 셀로/에서 반입/반출되는 핵물질의 이동을 감시하기 위한 neutron monitor는 LTL (Large Transfer Lock) 옆 1층 천정과 정련장치 밑 1층 천정에 각각 설치하였다. 둘째, 전해환원 장치와 전해정련 장치의 운전상황을 모니터링하기 위하여 각 장치에 전기를 공급하는 bus-bar에 Bus-bar monitor를 설치하였다.

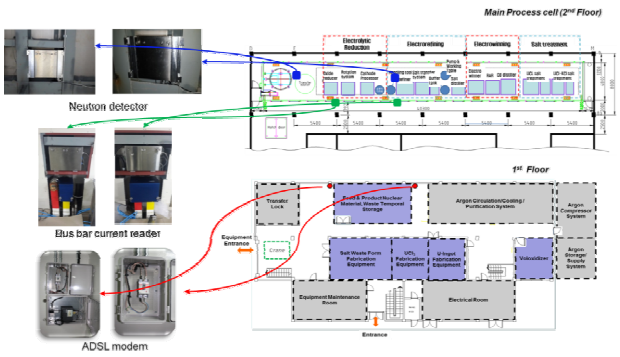


Fig. 1. IAEA Safeguards Equipment(Neutron monitor, Bus-bar monitor, ADSL modem) for PRIDE.

2.4 IAEA 사전보고

한국과 IAEA는 2015년 2월에 개최된 안전조치 실무협의를 통하여 PRIDE 시설운영자인 한국원자력연구원이 2015년 3월부터 정기적으로 통합안전조치 사전보고서를 IAEA에 제출하기로 합의하였다. 이에 따라 한국원자력연구원은 2015년 3월부터 PRIDE의 월별 시설운전 계획 및 실적, 분기별 시설운전 실적 자료를 정기적으로 IAEA에 제출하고 하고 있다. 사전보고 내용을 시기별로 요약하면 Table 1과 같다.

Table 1. Advance declarations/operational information for PRIDE

Monthly Advanced Declaration (Mailbox or SC)	Quarterly Declaration and at routine Agency's SG inspections	Annual Advanced Information
• NM receipt/shipment • Start and duration of electro reduction, electro refining, electro-winning and RAR process operation • Operational information on molten salt transfer system • Change of electrolyte in other process equipment • Estimated salt composition in electro-reducer, electro-refiner, electro-winner and RAR vessel • Any change* or replacement of Essential Equipment in the Ar cell and/or Glove box in 1st floor ※ Changing design capacity or throughput	• General Ledger (at routine SG inspections) • Duration of operation of the following processes: electro-reduction, electro-refining, electro-winning and RAR • Voltage and current plot for electro-reducer, electro-refiner, electro-winner and RAR vessel (from electrodes) • Available salt composition in electro-reducer, electro-refiner and electro-winner and RAR • Status of oxidative precipitator (namely any introduction of any other gas, or chemicals) • UCl_3 production (inventory) • U metal ingot production (inventory)	• General operational schedule • NM receipt and shipments • PIT dates • List of holidays

3. 결론

본 논문에서는 시설건설 완료 시점부터 2016년 현재까지 수행한 PRIDE의 안전조치 이행 현황에 대하여 소개하였다. 앞서 언급한 바와 같이 PRIDE의 안전조치 이행과 관련한 IAEA의 요구사항은 시설에서 사용하는 핵물질에 비해 상대적으로 과도한 측면이 있다. 그러나 이러한 IAEA의 요구사항을 이행하면서 축적된 경험과 기술은 향후 건설 예정인 파이로 시설의 운영 및 안전조치 이행에 많은 도움을 줄 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 조일제 외, "파이로 일관공정 시험시설(PRIDE) 기술개발 현황", 한국방사성폐기물학회, 2013년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 143-144, 2013.
[2] 송대용 외, "PRIDE 핵물질 재고관리 시스템", 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, pp. 63-64, 2015.
[3] 송대용 외, "PRIDE 핵물질 재고관리 시스템 설계", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 111-112, 2014.
[4] 송대용 외, "PRIDE 시설의 안전조치 시스템", 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 99-100, 2012.

원자력연구원 비상상황정보공유시스템 구축 및 이용

김봉석*, 이관엽
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbs@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 방사선비상이 발생할 경우에는 사고상황에 대한 정보를 공유하는 것이 방사선 비상대응과정에 있어서 매우 중요한 부분이다. 사고상황에 대한 상황전파 및 정보보고에 대한 체계는 갖추어져 있으나 이러한 상황전파 및 정보보고 체계는 유선상의 보고 혹은 직접 구두보고 등을 통해 이루어지는 것을 원칙으로 한다.

그러나 비상상황에서 사고 상황에 대한 정보는 조직도나 체계에 근거해서 이루어지는 것뿐만 아니라 모든 비상대응조직 전체에 신속하게 공유될 때 유기적이고 효율적인 비상대응을 가능하게 해준다. 그렇기 때문에 원자력시설에서는 이러한 비상상황에 대한 정보공유를 목적으로 하는 시스템을 갖추고 있다.

원자력연구원에서는 비상상상황 정보를 비상대응조직 전체에 신속하게 공유할 수 있는 웹 기반의 비상상황정보공유시스템(KAERIX)을 구축하였으며 이를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 비상상황정보공유시스템 물리적구성

원자력연구원에 구축되어 있는 비상상황정보공유시스템은 연구원의 내부망에 개별적인 서버로 구축되어 있다. 비상상황정보공유시스템은 연구원내의 비상대응 조직간의 비상상황 정보공유를 목적으로 구축된 것이기 때문에 연구원 구성원만 접속할 수 있는 내부망에 구축되어 있다. 이러한 시스템이 외부망에 설치되어 외부의 침입이 가능하게 된다면 잘못된 비상상황정보가 공유되어 비상대응에 있어 혼란을 초래할 가능성이 있다.

또한 국가차원에서 운영하는 원자력비상대응정보교환시스템(ERIX)을 이용하여 필요한 정보를 외부기관에 공유하기 때문에 본 시스템은 내부망에 구축하였다.

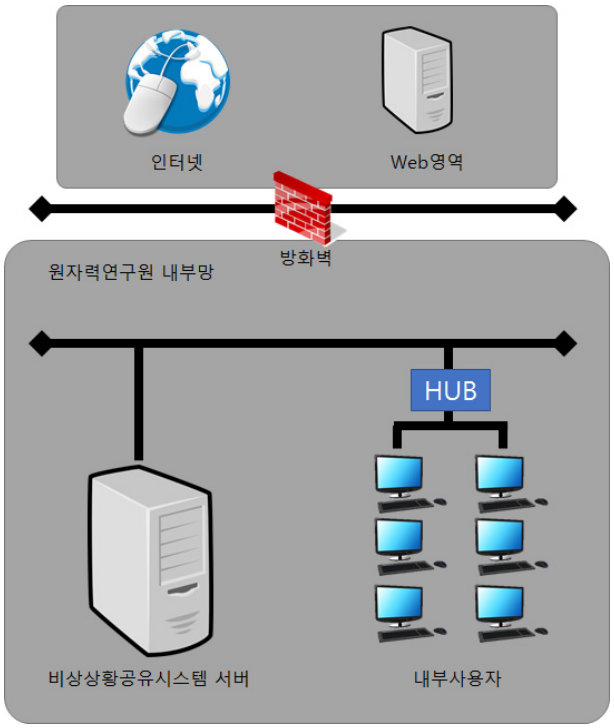


Fig. 1. KAERIX System Architecture.

2.2 비상상황정보공유시스템 기능구성

기존의 비상상황정보공유시스템은 이용자의 PC환경의 변화에 따라 가독성이 떨어지고 FLEX기반으로 구축되어 직관적인 이용에 다소 어려움이 있었다. 이에 따라 새롭게 구축한 비상상황정보공유시스템은 웹 기반의 사용자화면으로 구축하여 이용자로 하여금 직관적인 사용이 가능하도록 구성되어 있다.

비상상황정보공유시스템의 목적은 원자력연구원의 비상대응조직 간의 원활한 비상대응정보 공유를 위한 것이기 때문에 정보공유를 위한 다양한 기능을 구현하고 있다. 빠른 정보공유를 위한 입력부분에는 비상대응에서 기본적으로 포함되는 부분이나 주로 사용하게 되는 자료의 경우에는 시스템 상에 해당 내용을 저장하여 빠르게 비상상황정보를 입력할 수 있도록 구성하였다.

입력한 비상상황정보는 시스템상에서 상황판에 한눈에 볼 수 있도록 표출되며 이 정보는 일정한 주기에 따라 자동으로 업데이트 되어 최신화된 정보를 계속 확인할 수 있다. 또한 상황정보가 공유된 화면에서 전체 상황이 아닌 특정 조직에서 게시한

정보나 특정 장소에서 게시한 정보만을 선별하여 표출할 수 있으며 키워드 검색을 통하여 필요 정보만을 추출할 수 있다. 또한 각 단계별 비상발령에 대한 시간정보를 입력하여 방사선비상의 단계에 따라 공유되어있는 정보를 확인할 수 있다.

비상상황정보공유시스템의 구성에서는 비상상황정보의 입력과 공유뿐만 아니라 비상대응조직의 관리 역시 중요하다. 비상대응조직은 사고 시에 비상대응에 필요한 임무를 분담하여 조직이 갖추어져 있으나 각기 다른 사고에 따라서 비상대응조직이 변경 될 수 있으므로 신규조직의 생성과 기존조직의 수정 등의 비상대응조직을 관리할 수 있도록 구축하였다.

또한 위와 같은 정보공유를 위해서는 가장 먼저 사고를 등록해야 한다. 신규사고 등록시에는 사고의 형태를 구분할 수 있는데 사고, 훈련, 연습, 기타 등으로 나누어 이용자로 하여금 혼란을 최소화할 수 있돌 구성하였다. 또한 사고시설, 사고발생일시, 사고내용과 비상조직 등을 설정하여 신규사고를 등록 할 수 있다. 또한 대응이 완료된 사고에 대해서도 선택하고 열람하여 참조 할 수 있도록 구축되었다,

2.3 비상상황정보공유시스템 화면구성

시스템 접속 시에 가장 먼저 나타나는 화면은 로그인화면이다. 로그인을 위해서 본인이 속한 비상대응조직을 선택하고 로그인을 한 뒤에는 진행중인 사고를 선택하여 접속할 수 있다. 만약 현재 진행중인 사고가 없을 경우에는 신규 사고를 등록할 수 있다. 이는 사고직후 최초의 상황에서 이루어지는 절차이다. 또한 접속 후에는 현재 진행중인 사건뿐만 아니라 완료된 사건 등을 선택하여 접속도 가능하여 과거 사건에 대한 관리와 열람이 가능하다.

메인화면은 Fig과 같이 상황판 형태로 구성되어 있으며 공유되는 정보를 쉽게 볼 수 있도록 구성하였다. 공유되는 정보는 시간, 비상등급, 게시자, 정보의제목등으로 표출되어 이용자가 쉽게 인지할 수 있도록 구성하였다.

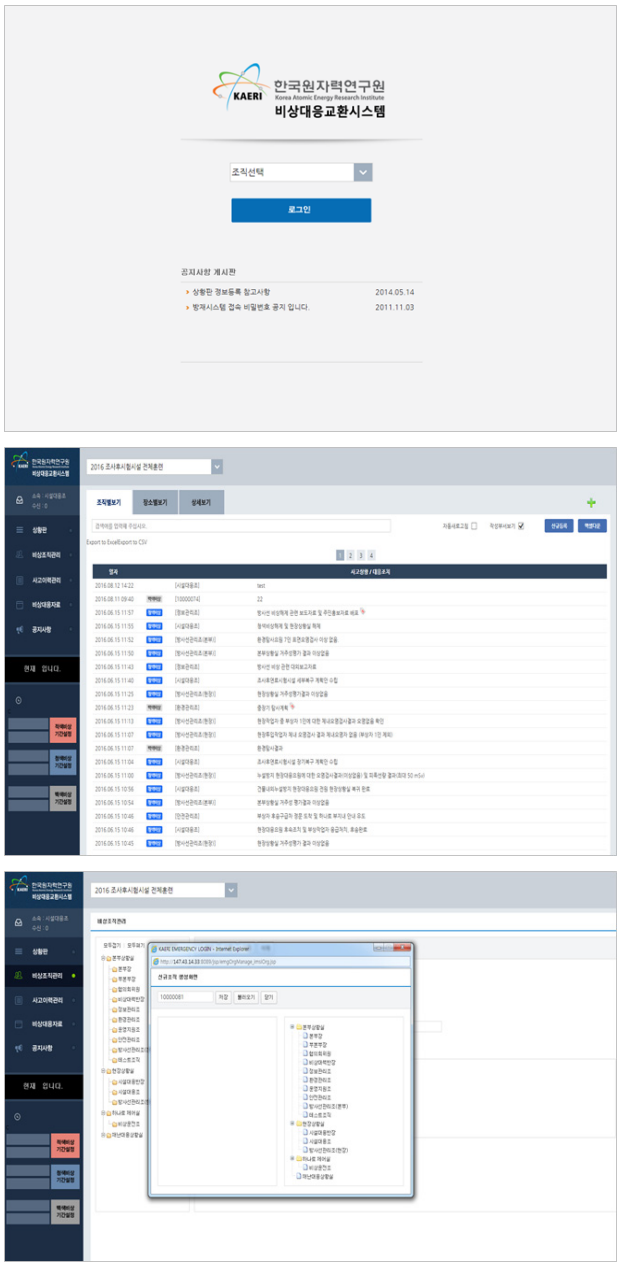


Fig. 2. KAERIX System.

3. 결론

비상상황정보공유시스템은 원자력연구원의 훈련시에 주로 사용되며 실제 비상상황에서도 사용되도록 구축되었다. 본 시스템을 이용하여 보다 유기적인 대응능력을 갖추어 효율적인 대응이 이루어질 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] EPR-RR, “Generic Procedures for Response to a Nuclear or Radiological Emergency at Research Reactors”, IAEA , (2011).

중성자 측정용 개인선량계 개발 및 평가

서민우*, 박승현, 이상미, 민병혁, 권민우
㈜오르비텍, 서울특별시 금천구 범안로 1130
*seominwoo7@orbitech.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서는 계획예방정비기간 뿐만 아니라 경상운전기간에도 중성자로 인한 방사선작업종사자의 외부피폭에 대한 우려가 있다. 또한 국내 사용후 핵연료 중간저장 및 원전해체라는 당면과제는 중성자 측정에 대한 필요성을 더욱 부각시키고 있다. 다른 방사선장 측정과는 달리 국내외 중성자 측정에 관한 방법론과 측정기 개발은 정확성과 신뢰성에 지속적인 문제점이 발생하고 있다. 특히 외부피폭선량 측정용 전자식 개인선량계의 경우, 순수 국산기술로 만들어진 제품이 개발되어 있으나 중성자 측정용 개인선량계는 개발된 사례가 없다. 따라서 중성자 외부피폭선량 측정을 필수적으로 요하는 국내 원전은 해당 측정기를 전량 수입에 의존하고 있는 실정이다. 더구나 전량 수입에 의존하는 중성자 개인선량계도 중성자의 다양한 에너지에 따른 유효선량 평가시 큰 불확도를 보이고 있다.

본 연구에서는 중성자 측정용 개인선량계의 기술개발을 위한 중성자 컨버터의 기초설계부터 기본회로 및 검출알고리즘을 구성하였고, 제품화를 위한 디자인 구성 및 Working Mock-up 제작과 ^{252}Cf 와 ^{137}Cs 선원을 이용한 측정실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 이론적 배경과 필터 고안

중성자는 물질과의 반응특성상 직접측정이 불가능하여 컨버터를 사용하여 중성자와의 반응으로 생성되는 다른 입자를 검출하여 측정하고 있다. 본 연구에서는 열중성자와 고속중성자를 포함하여 0.025 eV-15 MeV에 이르는 광역 중성자에너지의 측정이 가능한 개인선량계를 개발하였다.

열중성자 측정을 위해 수식(1)과 같이 ^{6}LiF를 컨버터로 사용하여 ^{6}Li와 열중성자가 반응하여 생성하는 하전입자 α와 ^{3}H를 검출하는 방법을 적용하였다.

$$^{6}Li+n\rightarrow{}^{3}H(2.73\,MeV)+\alpha(2.05\,MeV),\ Q=4.78\,MeV \quad (1)$$

Microscopic thermal neutron (0.0259 eV) absorption cross-section 940 barn

고속중성자는 수식(2)와 같이 수소 함유량이 높은 고밀도 폴리에틸렌 (HDPE, High Density Polyethylene)을 사용하여 고속중성자와의 탄성산란 반응에 의해 생성되는 반도양성자(Recoil proton)를 검출함으로써 측정하였다.

$$^{1}H+n\rightarrow{}^{1}H+n' \quad (2)$$

^{6}LiF와 HDPE 소재의 중성자 컨버터가 중성자와 반응하여 생성한 입자를 SiC 반도체센서를 통해 검출한다. 검출기 반응값을 중성자 피폭선량으로 산출하기 위해서는 검출기의 반응값과 ICRP-74에서 제시하는 선량환산인자가 일치하도록 해야한다. 따라서 Fig. 1과 같이 ^{6}LiF와 HDPE 컨버터의 총 반응단면적과 ICRP-74 선량환산인자를 비교하였다.

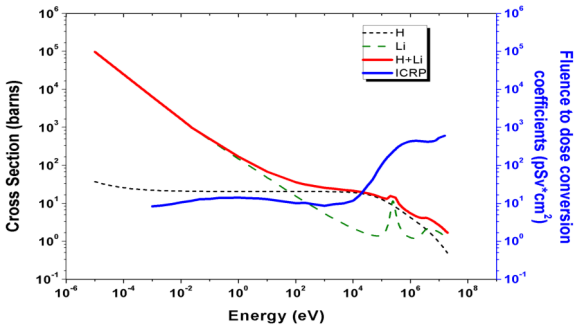


Fig. 1. Comparison of the total cross section of ^{6}LiF and HDPE converters and ICRP-74 fluence to dose conversion coefficient(pSv·cm^2).

열중성자 영역과 고속중성자 영역에서 각각의 반응성이 역전되는 상이성을 보완하기 위하여 Fig. 2와 같이 컨버터 각 소재의 반응단면적과 반응 생성물의 비정을 고려하여 기하학적인 설계를 수행하였다.

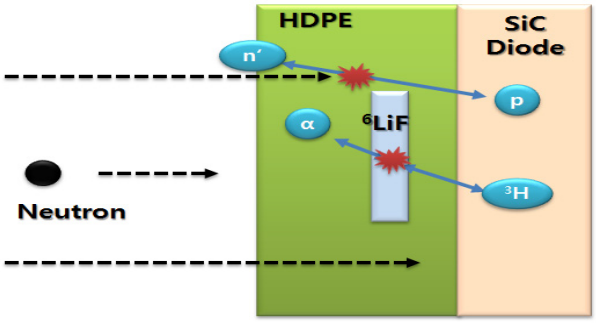


Fig. 2. Design of 6LiF and HDPE converters with SiC semiconductor for neutron personal dosimeter.

해당 설계의 검출응답과 ICRP-74 선량환산인자와의 유사성을 확인하기 위하여 MCNP 전산코드를 이용하여 Fig. 2의 상황을 모사하였으며, 유사성을 Fig. 3과 같이 확인하였다.

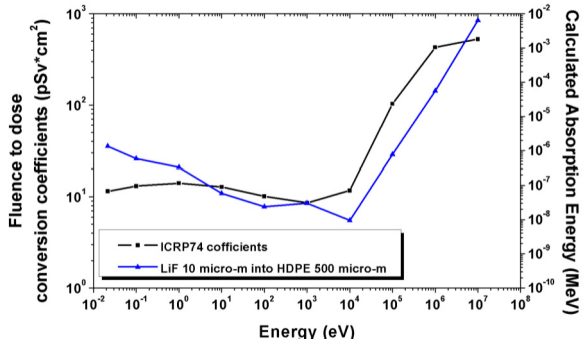


Fig. 3. Comparison of ICRP-74 fluence to dose conversion coefficients and energy absorbed in SiC diode using MCNP code.

2.2 검출회로 구성

검출회로는 검출기에서 출력되는 아날로그신호를 증폭 및 분석하여 디지털신호로 변환 하고 이를 계수할 수 있으며 Fig. 4와 같이 구성된다.

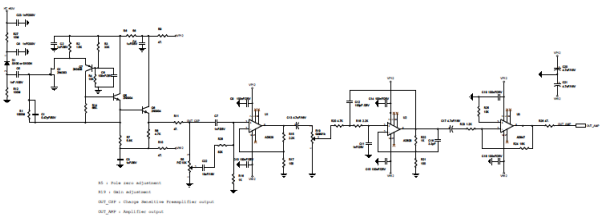


Fig. 4. Circuit diagram for neutron measurement.

검출기는 중성자, 광자 및 베타선을 측정할 수 있도록 중성자 측정용과 베타, 감마 측정용 두가지를 적용하였다. 또한 회로자체에서 발생하는 노이즈를 최소화하기 위하여 회로 아트웍을 4단으로 구성하였으며, 고전압의 안정적인 공급을 위해 부품의 배열을 반복 실험을 통하여 최적화하였다.

2.3 디자인 설계

검출기와 검출회로를 포함하는 측정기의 디자인은 Fig. 5와 같으며, 두 개의 조작버튼과 고선명 디스플레이, 착용을 위한 클립 등으로 구성된다.

Fig. 5. Design of neutron electronic personal dosimeter.

2.4 성능 실험

개인선량계의 중성자 측정값 교정을 위해 한국표준과학연구원의 Cf-252 표준장을 사용하였고, 감마선 측정값은 ㈜오르비텍에서 보유한 국가공인교정시설(SSDL)의 Cs-137 표준선원을 사용하여 Fig. 6과 같은 결과를 얻었다.

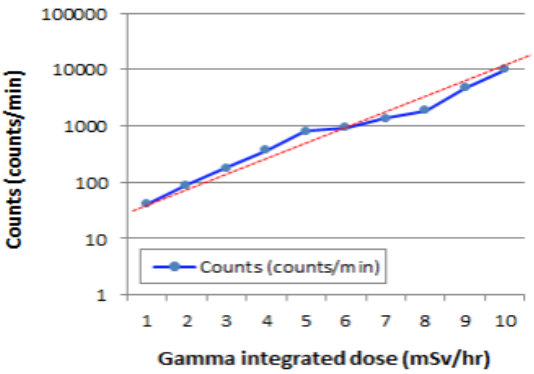


Fig. 6. Calculation for Gamma correction factor.

IEC 61526의 규격에 따른 CE (JNDL, JNDL-NE-16E-0022) 인증 및 온도, 충격, 진동 등의 신뢰성 인증(KTC, T2016-07615)을 통과하였다.

3. 결론

본 연구에서는 중성자 측정용 개인선량계 개발을 위해서 중성자 컨버터의 설계부터 검출회로 구성, 디자인설계를 수행하였으며, 성능규격의 만족 여부를 확인하였다. 또한 CE 인증 및 신뢰성 검사를 통과하여 해당 전자식개인선량계의 상업적 완성도를 높였다. 이를 기반으로 하여 중성자 측정용 개인선량계의 국내 기술자립을 이루고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부가 시행한 에너지기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Glenn F. Knoll, Radiation Detection and Measurement, Third Edition.

[2] H.Zaki Dizaji et.al, “Dosimetry methods of fast neutron using the semiconductor diodes”, CHIN. PHYS. LEFT, Vol. 31,No.1, (2014).

외부 방사선량률 감시계획 수립을 위한 방사선 측정기기의 선정

이정복[1*], 김태형[2] 주근식[2], 이종일[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jblee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력이용시설에서는 안전한 방사선 작업환경을 확보하고, 방사선작업종사자 외부피폭선량을 추정하기 위해 적절한 외부 방사선량률 감시계획이 수립·이행되어야 한다[1]. 이때, 외부 방사선량률 측정값은 방사선관리용 측정기기(이하 측정기기)를 사용하여 목적에 맞는 방호량(등가 및 유효선량)으로 환산되어야 하며, 측정자는 방사선작업환경을 고려한 적절한 측정기기를 선택해야 한다. 특히, 다양한 범위의 방사선에너지를 방출하는 선원 또는 주변 물체와 상호작용에 의해 발생한 산란방사선으로 인한 다양한 에너지 스펙트럼을 형성하는 작업장에 대한 외부 방사선량률 측정은 측정기기의 방사선에너지 반응도 보상여부에 따라 측정값이 크게 달라질 수 있다. 따라서 외부 방사선량률 감시업무를 수행할 때에는 사전에 작업환경의 에너지 스펙트럼을 예상 및 평가하여 지나친 과대평가나 과소평가가 이루어지지 않도록 적절한 측정기기를 선택하여야 한다.

본 연구에서는 측정기 종류 및 성능이 다른 3종의 휴대용 외부 방사선량률 측정기기를 선정하여, 다양한 선원 및 산란방사선의 영향으로 다양한 범위의 에너지 스펙트럼을 가질 것으로 예상되는 방사성폐기물저장시설을 대상으로 외벽에서의 에너지 스펙트럼과 각 측정기기의 방사선에너지반응도에 따른 외부 방사선량률 측정결과를 실제 사례를 통해 설명하고, 적절한 감시계획 수립 및 이행을 위한 측정기기를 선정하고자 한다.

2. 실험 및 방법

2.1 측정대상 및 위치

한국원자력연구원 방사성폐기물저장시설은 원내 발생 폐기물의 임시저장시시설로 제1방사성폐기물저장시설과 제2방사성폐기물저장시설로 나뉘어져 있다.

보수적인 평가를 위하여, 측정위치는 내부 차폐구조물 및 외벽과의 상호작용으로 산란방사선 영향이 집중될 것으로 예상되는 저장시설의 길이방향 중심 외벽에서 약 1 m 이격된 지점을 선정하였다.

2.2 측정기기의 선정 및 측정방법

대상 시설 외벽의 에너지 스펙트럼 분석을 위하여, 휴대용 NaI 다중채널분석기(Inspector 1000, CANBERRA)를 사용하였으며, 각 측정지점에 대하여 10 분간 측정하여 에너지 스펙트럼을 분석하였다.

외부 방사선량률 측정을 위한 측정기기는 Table 1과 같이 ESP-2, Inspector-1000, FH40G-L10을 선정하였다. 측정기기의 에너지보상기능에 따른 측정값을 비교하기 위하여, 동일 NaI형 측정기기 2종(ESP-2, Inspector-1000)을 선정하였으며, 기기적 측정방법이 다른 에너지보상형 측정기기 1종(FH40G-L10)도 추가로 선정하여 비교하였다. 또한, 측정지점의 참조기준선량률을 정하기 위하여, 환경감시 목적으로 사용되는 가압전리함 측정기기인 RSS131(GE)를 사용하여 측정하였다. Fig. 1은 참조기준기기 및 측정기기 3종에 대한 광자에너지에 대한 에너지반응도를 보여준다.

측정방법은 참조기준기기와 3종의 측정기기를 동일한 측정지점에 설치하고, 동 시간에 10회 반복 측정하였다.

Table 1. Specification of reference measurement device and portable survey meters

Item	RSS131	ESP-2	Ins-1000	FH40G
Maker	GE	Eberline	CANBERRA	Thermo
Detector Type	HPIC	NaI	NaI	Pro. Counter
Range [mSv/h]	0 ~ 1.00×10^{3}	1.00×10^{-5} ~ 1.00×10^{1}	1.00×10^{-5} ~ 1.00×10^{1}	1.00×10^{-5} ~ 1.00×10^{2}
Energy Range [MeV]	0.05 ~ 3.0	0.02 ~ 2.0	0.05 ~ 3.0	0.04 ~ 1.0
E.C.[1)]	-	X	O	O

1) Energy compensated

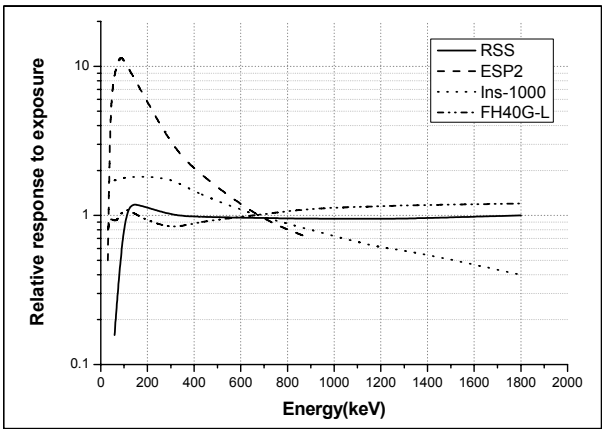


Fig. 1. Relative response to exposure of each portable survey meter.

3. 결과 및 고찰

3.1 에너지 스펙트럼 분석

Fig. 2는 제1 및 2저장시설 측정지점에서 측정된 에너지 스펙트럼이다. 검출된 주요핵종은 제1저장시설에서 ^{57}Co, ^{235}U이 검출되었으며, 제2저장시설에서는 ^{137}Cs, ^{60}Co이 검출되었다.

두 개 시설 모두에서 300 keV 이하 저에너지영역에서 상대적으로 많은 계수값을 보였다. 이는 다양한 선원의 존재 및 산란방사선의 영향 등이 복합적으로 반영된 것으로 분석된다.

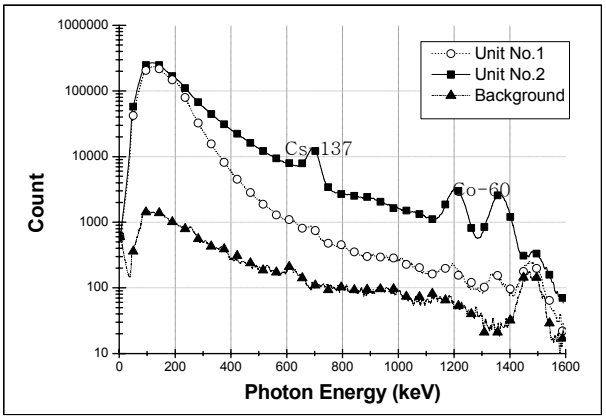


Fig. 2. Result of the photon energy spectrum for measurement point.

3.2 휴대용 측정기기의 비교 평가

Fig. 3은 제1 및 2저장시설 측정지점에서 측정된 3종의 휴대용 측정기기와 참조기준기기에서 측정된 외부 방사선량률을 나타낸다. 각 측정지점에 대한 참조기준선량률을 비교해 볼 때, 제2저장시설의 선량률(3.35 μSv/h)이 제1저장시설에(1.20 μSv/h) 비해 약 2.8배 높게 측정되었다.

휴대용 측정기기 3종의 측정결과에서는 ESP-2의 측정값이 참조기준선량률에 비해 제1저장시설에서는 약 5.3배, 제2저장시설에서는 2.3배 과대평가되었다. 이는 Fig. 1의 측정기기별 에너지반응도와 Fig. 2의 에너지 스펙트럼을 통해 알 수 있듯이, ESP-2가 저에너지방사선에 대한 적절한 보상이 이루어지지 않는 측정기기임을 고려해볼 때, 저에너지 방사선에 의한 영향이 크게 반영되어 과대평가하고 있음을 알 수 있다. 이러한 현상은 제2저장고에서 더욱 뚜렷이 나타나는데, 이는 제1저장시설에 비해 에너지 분포가 저에너지 영역으로 더욱 집중되어 있기 때문이다.

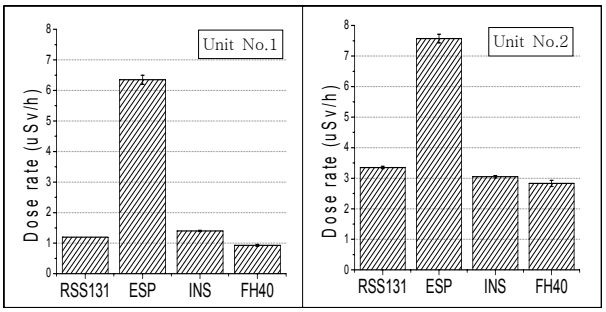


Fig. 3. Measurement result of expose dose rate by RSS, ESP-2, Ins-1000, FH40G-L10.

4. 결론

본 연구에서는 방사성폐기물저장시설 외벽에서 적절한 외부 방사선량률 감시계획 수립 및 이행을 위한 방사선관리용 측정기기를 선정하고자 하였다. 실제 사례에서 볼 수 있듯이, 측정지점에서의 에너지 스펙트럼을 분석한 결과, 저에너지 영역대의 에너지 스펙트럼이 형성되어 있음을 확인하였다. 또한, 이에 따른 측정기기의 에너지반응도 차이에 의해 참조기준측정값 대비 최고 5.3배의 차이가 날 수 있음을 확인하였다.

따라서 측정자는 사전에 측정지점에 대한 정확한 에너지 스펙트럼 분석이 필요하며, 이에 따른 측정기기의 에너지반응도를 고려하여 측정기기를 선택함으로써 적절한 외부 방사선량률 감시계획을 수립 및 이행해야 할 필요가 있다.

5. 참고문헌

[1] ANSI, “Administrative Practices in Radiation Monitoring”, N13.2 rev.1 (1982).

감마선방출 폐기물시료의 비파괴 방사능준위 선별

변종인*, 함돈식, 윤용기, 윤주용
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
*k975bji@kins.re.kr

1. 서론

감마선을 방출하는 폐기물에 대하여 방사성폐기물 여부를 판단하기 위해서는 기준치 미만의 방사능농도를 평가할 수 있는 방법을 이용하여 방사능 분석을 수행해야 하며, 일반적인 감마선 방출 시료에 대한 방사능 농도 정량분석을 위해서는 대표성 있는 시료를 채취 및 분쇄하여 균질한 시료로 만들어야 한다. 그러나 견고한 고체 시료의 경우 분쇄과정에서 비교적 오랜 시간이 소요될 수 있다. 그러므로 시간 및 경제적 효율을 높일 수 있는 방사능준위선별방법이 요구될 수 있다. 본 연구는 시료의 분쇄과정을 거치지 않고 방사능준위를 보다 용이하고 신속하게 판단할 수 있는 비파괴 감마선분광분석법을 수립하기 위해 수행되었다.

2. 이론적 배경

방사능준위 선별 과정에서 정확한 방사능 농도 및 불확도를 산출하기 어려운 경우, 방사능분석은 분석결과의 불확도를 충분히 고려한 보수적인 평가가 수행되어야 한다. 그러나 보다 정확한 분석을 통해 방사성폐기물량을 줄이기 위해서는 폐기물의 특성에 따라 적합한 수준의 보수적인 평가가 요구될 수 있다.

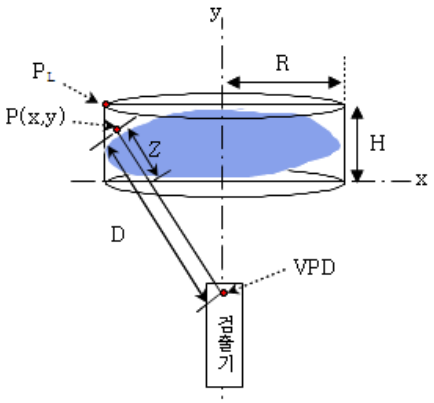


Fig. 1. Geometric modeling for a conservative assessment of radioactive materials.

Fig. 1은 보수적인 방사능농도 분석을 위한 가상의 기하구조를 모델링하기 위한 개념도를 보여주며, 보다 준위선별 방식을 간소화시키기 위해 VPD (Virtual point detector) 개념을 적용하였다[1]. 보수적인 평가를 위해서는 실제 선원의 기하구조 및 방사성핵종의 분포에 대한 정확한 효율 보다 측정효율이 낮을 수 있는 원통형(ε_C), 국부면형(ε_S) 및 국부점형(ε_P) 모델에 대한 효율을 가정할 수 있으며 다음과 같이 수학적 모델링을 유도할 수 있다.

$$\varepsilon_C \simeq \varepsilon_{Ref} D_{Ref}^2 \int_0^H \int_0^R \frac{\mathrm{EXP}(-\mu_l Z(x,y))}{RHD(x,y)^2} dxdy, \quad (1)$$

$$\varepsilon_S \simeq \varepsilon_{Ref} D_{Ref}^2 \int_0^R \frac{\mathrm{EXP}(-\mu_l Z(x,H))}{RD(x,H)^2} dx, \quad (2)$$

$$\varepsilon_P \simeq \varepsilon_{Ref} D_{Ref}^2 \frac{\mathrm{EXP}(-\mu_l Z(R,H))}{D(R,H)^2}. \quad (3)$$

보수적으로 가정된 효율의 크기는 ε_C, ε_S, ε_P의 순서로 작아지므로 국부점형(Fig. 1의 P_L)을 가정할 경우가 가장 보수적인 방법으로서 어떠한 오염범위를 가정하더라도 과소평가를 배제할 수 있다. 본 방법은 고분해능 반도체 검출기, 섬광검출기, 선량계 등에 적용할 수 있으며, 측정기의 분해능, 효율 및 물리적 특성에 따라 동일한 시료에 대하여 일반 및 방사성폐기물 구분에 대한 정밀도 및 검출하한치가 다를 수 있다.

1) 관심대상핵종의 전에너지광전피이크 이용

HPGe(High Purity Germanium), NaI(Tl) 및 $LaBr_3$와 같은 검출기를 이용할 수 있으며, 전에너지광전피이크를 이용하므로 지나치게 보수적인 평가를 피하고 보다 실제방사능에 근접한 수준의 보수적인 평가를 수행할 수 있다. 보수적 모델에 대한 효율교정은 시뮬레이션, 표준선원을 이용한 교정 또는 반실험식을 이용하여 결정할 수 있다.

2) 선량률 이용

선량측정이 가능한 검출기를 이용할 수 있으며, 총선량률을 이용하기 때문에 측정은 용이하나 시료중 분석대상 선원 이외의 핵종에 의한 선량률이 증가될 수 있으므로 전에너지광전피이크를 이용하는 방법 보다 보수적으로 평가될 수 있다.

3. 적용성 평가

본 방법의 타당성을 증명하기 위해 ^{137}Cs에 의해 오염된 아스팔트콘크리트(이하 "아스콘"이라 함) 시료를 타원형과 사각형을 각각 5 개씩 크기별로

(0.34-35.52) kg의 질량 범위에서 채취하였다. 채취된 시료는 상대효율 30%의 HPGe, 2"×2" NaI(Tl) 및 FH40G 선량계를 이용하여 시료표면으로부터 100 mm 거리에서 각 시료의 양면에 대하여 측정하였으며, 원통형, 국부면형 및 국부점형의 보수적 모델을 적용하여 방사능분석을 수행하였다. 또한, 각 시료의 참고방사능을 결정하기 위해 분쇄한 후 HPGe 검출기를 이용하여 ^{137}Cs 방사능을 정량 분석하였으며, 준위선별을 위한 비파괴분석결과와 비교하였다.

4. 결과 및 토의

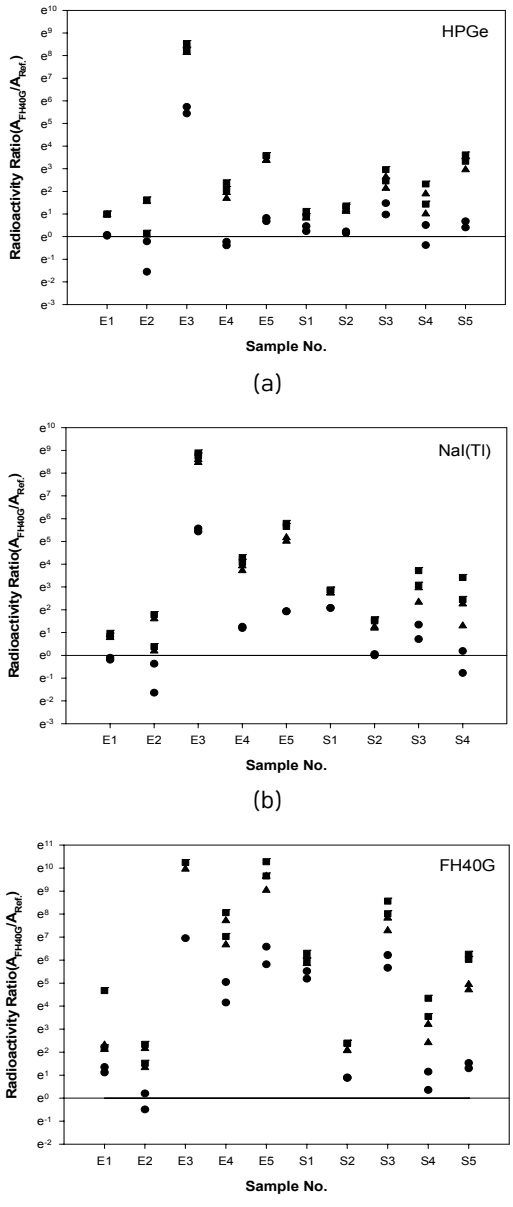


Fig. 2. Ratio of destructive and conservative analysis results using an HPGe detector(a), a NaI detector(b), and a FH40G dosimeter for elliptical (E1-E5) and quadrangular (S1-S5) types of samples (●:Cylinder, ▲:Localized surface, ■:Localized point).

Fig. 4-6에서 보여주는 것과 같이, 원통형 모델에 대해서는 참고 방사능농도에 비하여 일부시료에서 과소평가 되므로 아스콘 중 ^{137}Cs이 균질하게 분포하고 있지 않은 것으로 평가할 수 있다. 또한, 국부면형 모델에 대해서는 전체적으로 참고 방사능농도에 비하여 과대평가되었으며, 국부점형 모델은 국부면형 모델과 비슷한 경향을 보이나 일부시료에 대해서는 비교적 크게 과대평가되는 것을 확인할 수 있다. FH40G 선량계의 경우 검출효율이 비교적 낮아 측정 카운트에 대한 통계적 요동이 크기 때문에 불확도가 HPGe 또는 NaI(Tl)에 비하여 높게 평가되었다. 또한 전에너지광전피이크만을 분석하는 것이 아닌 총선량률을 이용하므로 HPGe 또는 NaI(Tl)에 비하여 더 큰 과대평가결과를 보였다.

5. 결론

폐기물에 대한 방사성물질 여부 판단을 위한 비파괴 방사능준위선별 방법으로서 세 가지 모델(원통형, 국부면형 및 국부점형)을 가정하였으며 고분해능의 반도체 검출기, 섬광검출기 및 선량측정기를 이용하여 다양한 크기를 갖는 10개의 폐아스콘 시료를 이용하여 본 방법론을 평가하였다. 그 결과 원통형 모델에 대해서는 특정 검출기 및 시료에 대하여 과소평가를 보이므로 시료의 기하구조 또는 방사성핵종의 분포 정보가 명확하지 않은 시료에 대해서는 적절하지 않을 수 있는 것으로 평가되었다. 그러나, 국부면형 및 국부점형의 모델을 적용하였을 때 세 종류의 측정기에 대하여 모두 과대평가되었기 때문에 보수적 평가방법으로서 타당한 모델로 볼 수 있다. 보다 신속하고 낮은 검출하한치 및 정확한 분석은 고효율 검출기 및 통계적 요동이 작은 선량계의 사용과 백그라운드 감마선을 줄일 수 있는 차폐시설을 이용하여 수행될 수 있다. 본 방법은 신속한 방사능준위 선별법으로서 시간 및 경제적 효율성을 높이기 위해 적용될 수 있을 것이다.

6. 참고문헌

[1] Debertin K, Helmer RG, "Gamma- and X-ray spectrometry with semiconductor detectors. North- Holland Publ, Amsterdam" (1988).

방사화학분석 인프라구축을 위한 방사화학분석실험실 설계요건 개발

정가희*, 송규민, 고병욱, 정은경, 박승철
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*kaheejeong@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분장 준공('14.12) 및 본격 운영에 따른 방사성폐기물 처분인도 시 요구되는 방사능농도 평가가 요구된다. 또한 고리 1호기의 해체 결정('15.6)으로 원전해체 시 단계별 발생하는 다량의 폐기물에 대한 방사화학분석 수요가 증가할 것으로 보인다. 하지만, 국내 방사화학분석 전문기관이 부족하여 급증하는 분석 수요를 적기에 처리·처분함이 어려운 실정이다. 이에 중앙연구원에서는 방사화학분석 실험실 및 분석장비 등 인프라를 구축하고, 자체 분석기술을 확보하여 방사성폐기물처분 및 원전해체사업의 원활한 진행에 기여하고자 한다. 본 논문에서는 방사화학분석 실험실 구축을 위한 배치도와 설계요건을 소개한다.

2. 본론

2.1 분석핵종 및 수요

방사화학분석 실험실에서 분석할 핵종은 원안위 고시 제2015-004호[중저준위 방사성폐기물 인도규정]의 핵종규명 규정에서 요구하는 핵종들이다(Table 1)[1]. 원전운영 분석시료는 척도인자의 주기적 검증을 위한 시료를 기준으로 약 100개 시료에 대해 규제기관 및 한국원자력환경공단에서 요구하는 20~30개 핵종을 분석한 값으로 매년 약 3,000건에 해당된다. 원전해체에서는 사전특성조사, 중간특성조사, 방사성폐기물조사 단계로 나눌 수 있고, 각 단계에서 요구되는 시료수와 시료 당 분석이 요구되는 핵종에 따른 분석수량은 Table 2와 같다.

Table 1. Relevant critical radionuclides for decommissioning

구 분	핵 종
필수규명	^{3}H,^{14}C,^{55}Fe,$^{58,60}Co$,$^{59,63}Ni$,^{90}Sr,^{94}Nb, ^{99}Tc, ^{129}I,^{137}Cs,^{144}Ce, 전알파
인수기준알파	$^{238,239,240,241}Pu$,^{241}Am,$^{242,244}Cm$
감마방출	^{51}Cr,^{57}Co,^{54}Mn,^{59}Fe,^{65}Zn,^{95}Zr,^{95}Nb, ^{110m}Ag,^{125}Sb,^{134}Cs

Table 2. Demand of radiochemical analysis

[단위 : 천 건수/년]

연도		'17	'18	'19	'20	'21	'22	'23	'24	'25
원전운영		3	3	3	3	3	3	3	3	3
원전 해체*	A	0.25	0.5	0.5	0.5	0.5	2.25	4	4	4
	B	-	-	-	-	-	-	0.25	0.5	0.5
합계		3.25	3.5	3.5	3.5	3.5	5.25	7.25	7.5	7.5

* K-DCP('15.8)기준 (safe store 5 년, 해체제염 6 년, 부지복원 2 년)

2.2 설계요건

분석핵종 및 수요를 감안하여 방사화학분석실험실을 다음과 같이 설계하였다.

2.2.1 평면도

중앙연구원 방사화학분석실험실은 Table 3과 같이, 총 면적 544.0 m^2에 일반실험실(지상2층)과 방사성동위원소 취급시설(지상3층)로 구성되어 있다. 각 실험실은 국내 방사화학분석 전문기관의 실험실 벤치마킹과 분석장비 특성, 시료처리 및 분석절차를 검토하여 Fig. 1과 같이 배치하였다. 이를 바탕으로 건축물 구조설계, 소요전기량, 배기체 및 폐기물 처리설비의 설계요건을 개발하였다.

Table 3. Rooms of radiochemical laboratory

층별	용 도	면 적(m^2)
지상 1층	폐기물저장탱크실	(면적제외)
지상 2층	일반실험실	40.0
지상3층	보건물리실	56.0
	전전처리실	40.0
	전처리실(1)	50.0
	전처리실(2)	36.0
	방사능계측실	90.0
	고체화특성실험실	108.0
	폐기물저장실	40.0
공용면적(화장실, 복도,계단, 홀 등)		84.0
합 계		544.0

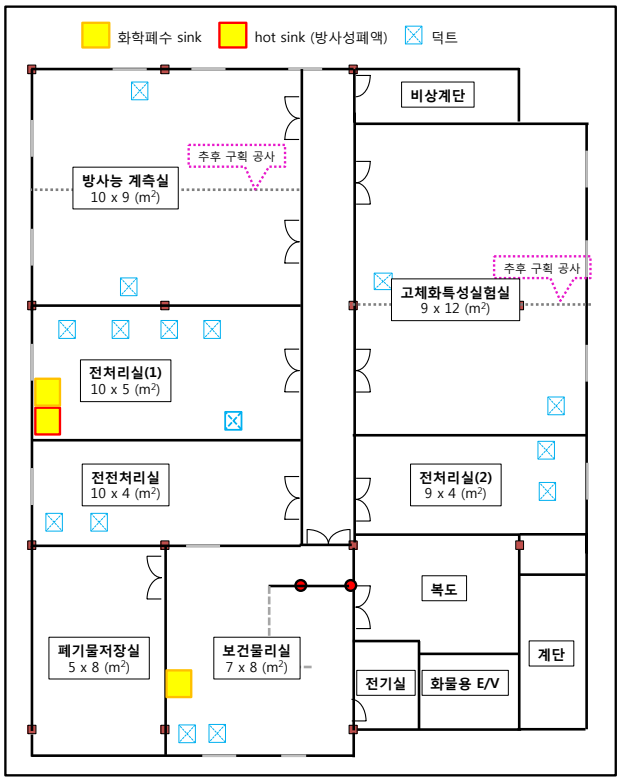


Fig. 1. Floor plan of radiochemical laboratory.

2.2.2 건축물 구조설계

건축구조물의 구조설계에 적용되는 설계하중에 건축물의 구조체 자체의 무게뿐만 아니라 각종설비 등의 중량에 의해 지속적으로 작용하는 고정하중 1 ton/m^{2}을 반영하였다. 이는 분석장비의 크기와 중량을 검토한 결과, 일부 분석장비의 최대 하중을 반영한 것이다. 실험실의 천장고는 3,000 ㎜, 실험실 벽은 SGP(Steel Gypsum Panel)판넬에 외벽마감은 시멘트 몰탈, 두께는 200 ㎜로 반영하였다. 바닥 마감 재료는 내화학성 등에 효과적이고 방수효과에 탁월한 에폭시 도료를 사용할 계획이다.

2.2.3 소요 전기량

항온·항습, 분석장비, UPS 등 기타 전기소요용량을 고려하여 상세설계에 반영된 소요전력량은 최대 100 kW이다.

2.2.4 배기체처리설비

배기체처리설비는 실험 중 발생할 수 있는 화학약품 및 방사성 물질의 외부유출을 방지하기 위한 것으로, '전단필터 → HEPA 필터 → 활성탄 필터'로 구성되며 KOLAS 인증기관으로부터 성능을 검증받을 계획이다. 이는 방사성동위원소 사용시설 인허가를 위한 방사선안전보고서에 포함되는 설비이다. 방사화학분석실험실 면적 약 450 m^{2}에 대한 처리 요건으로 배기체처리설비 풍량을 약 20,000 CMH (Cubic Meter per Hour)으로 결정하였다.

2.2.5 폐기물처리설비

실험 중 발생하는 폐액은 hot sink를 거쳐 저수조에 일정기간 보관 후 자체처분 및 위탁처분을 결정할 계획이다. 이를 위해 방사성폐액저수조(5 ton×2개)와 화학폐수저수조(5 ton×2개)를 설치한다.

3. 결론 및 향후계획

방사화학분석실험실은 분석장비 특성, 시료처리 및 분석절차 등에 따라 크게 7개의 방으로 나누어 배치하였다. 아울러 건축물 구조설계, 소요전기량, 배기체 및 폐기물 처리설비의 설계요건을 개발하고 상세설계를 완료하였다. 방사화학분석실험실은 '11년 10월에 준공할 예정이며, 이후 방사화학분석을 위한 분석장비 구축 및 분석기술 확보가 진행될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] "중·저준위 방사성폐기물 인도규정" 원자력안전위원회고시 제 2013-29호, 2013.7.24.

[2] "건축구조기준" 국토교통부고시 제 2016-317호, 2016.5.31.

2016 **추계**학술논문요약집

발행인 송기찬

발행처 한국방사성폐기물학회

주 소 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
한국원자력연구원 원자력성과확산관(53A) 202호

연락처 **Tel** +82-42-861-5851, +82-42-866-4205
Fax +82-42-861-5852 **E-mail** krs@krs.or.kr

인쇄처 신진기획인쇄사 / **Tel** +82-42-638-7887

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society **AUTUMN 2016**

www.krs.or.kr

사단 한국방사성폐기물학회
법인 Korean Radioactive Waste Society