ISSN 1738-1142

Volume 9(2) 2011

Abstracts of Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Autumn 2011

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2011년 가을 -

일시 : 2011. 10. 13(목)~14(금)
장소 : 제주 라마다프라자 호텔
후원 : 한국수력원자력(주)
한국과학기술단체총연합회

사단법인 한국방사성폐기물학회

『이 발표논문집은 2011년도 정부재원(교육과학기술부)으로 한국과학기술단체총연합회의 지원을 받아 발간되었음.』

빈 면

목 차

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (ORAL) 좌장:정성환(KHNP-CRI) · 이주찬(KAERI)

09:00 사용후핵연료의 노심연소후 경과시간이 핵연료 저장시설 반응도에 미치는 영향 … 29
안준기 · 김형헌 [한국전력기술㈜]

09:20 사용후핵연료 이송율과 원자로 정지 후 노내 냉각시간이 사용후핵연료 저장조 포괄온도에 미치는 영향 고찰 … 31
김기범 · 이상동 · 손희동 · 류억형 [두산중공업㈜]

09:40 사용후핵연료 건식저장시 핵연료 피복관의 열화거동과 연구방향 … 33
김현길 · 양용식 · 김일현 · 최병권 · 박정용 [한국원자력연구원]

10:00 사용후핵연료 저장조 조밀저장대 기술기준 분석 … 35
정성환 · 김학수 · 박종길 [한수원중앙연구원]

10:20 핫셀용 운반용기의 안전성 평가 해석 … 37
최우석 · 방경식 · 이주찬 · 이상훈 · 서기석 [한국원자력연구원]

11:00 원형크기 사용후연료 운반용기의 안전성시험시설 개념설계 … 39
최종서 · 임지윤 · 김무성 · 이충상 [대우건설]
서기석 · 방경식 [한국원자력연구원]
김형진 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단]

11:20 금속겸용용기의 고속충돌 해석 및 시험평가 … 41
이상훈 · 방경식 · 최우석 · 김기영 · 전재언 · 서기석 [한국원자력연구원]

11:40 A Study on the Regulatory Requirements of Nuclear Energy Systems in the Area of Proliferation Resistance … 43
H. L. Chang, W. I. Ko and Y. H. Lee [KAERI], E. Haas [IAEA]

12:00 월성원자력 현안에 대한 이해관계자 참여 사례 … 45
이병일 · 정진욱 [월성원전 · 방폐장환경감시센터], 문주현 [동국대학교]

제1분과 사용후핵연료 수송저장 및 정책 (POSTER)

P0101 경수로 사용후핵연료 연소도 및 농축도 특성 분석 ····· 49
김민철 · 정성환 · 강기두 [한수원중앙연구원]

P0102 사용후핵연료 건식저장 캐니스터 장기열화 평가인자 분석 ····· 51
이영호 · 김형규 · 김재용 · 윤경호 · 강홍석 · 이강희 [한국원자력연구원]

P0103 고연소도 사용후핵연료 집합체 구조건전성 평가 요건 검토 ····· 53
이영호 · 김재용 · 이강희 · 윤경호 · 강홍석 · 김형규 [한국원자력연구원]

P0104 사용후핵연료 수송시스템 개념모델의 임계안전성 평가 및 모델링 민감도 분석 ··· 55
김태만 · 이대기 · 이경구 [한국방사성폐기물관리공단]
이강욱 [㈜코네스코퍼레이션]

P0105 PWR 사용후핵연료 수송용기 개념모델의 차폐 안전성 평가 ····· 57
김형진 · 김아름 · 이대기 · 이경구 [한국방사성폐기물관리공단]
고재훈 [㈜코네스코퍼레이션]

P0106 사용후핵연료 건식저장 캐니스터 격납 건전성 평가방안 ····· 59
채경선 · 박병목 · 신경욱 · 이주형 · 황영진 [세안기술㈜]

P0107 사용후 핵연료의 장기건전성 종합시험 장치를 위한 예비 열해석 ····· 61
신창환 · 양용식 · 국동학 · 인왕기 [한국원자력연구원]

P0108 격실 화재에서의 화염온도 평가 ····· 63
방경식 · 이주찬 · 김기영 · 서중석 · 서기석 [한국원자력연구원]
김형진 [한국방사성폐기물관리공단]

P0109 초음파 처리를 이용한 에폭시 중성자 차폐재 물성향상 ····· 65
김현진 · 김재우 · 서덕봉 · 이준형 [한국원자력연구원]
박성한 [㈜엔바이로코리아]

P0110 세계 주요국의 고준위폐기물/사용후핵연료 관리체계 및 기술현황 분석 ····· 67
김형준 · 원종열 [한국방사성폐기물관리공단]

P0111 사용후핵연료 건식저장시설의 안전성평가관련 법령체계에 관한 연구 ····· 69
김지현 · 서현석 · 전관식 · 박상훈 [㈜라드웍스]
육대식 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0112 사용후핵연료 중간저장시설 안전규제에 대한 법령체계 개선 방안 ····· 71
박동극 · 육대식 · 안상면 · 정재학 · 이윤근 · 장군현 · 김상원 [한국원자력안전기술원]

P0113 원자력진흥종합계획 수립과정에서 본 방사성폐기물 관리 기본계획과의 관계에 대한 고찰 ····· 73
이영준 · 김선효 · 원병출 · 오근배 · 이종희 [한국원자력연구원]
정동욱 [한국연구재단]

P0114 원자력 시설의 물리적방호 개념설계 및 특성분석 ····· 75
최영 · 송대용 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0115 Quantitative Analysis on Several Nuclear Fuel Cycle Options ····· 77
Fanxing Gao [UST], Won Il Ko [KAERI]

P0116 INPRO 및 GEN-IV 핵확산저항성 평가방법론 비교분석 ····· 79
이정원 · 이용덕 · 장홍래 · 고원일 [한국원자력연구원]

P0117 선진핵주기시설 화재방호 기준개발을 위한 안전요소 분석 ····· 81
정승영 · 추연희 · 송민철 [한국원자력안전기술원]

P0118 선진핵연료주기시설 관련 안전규제 체계 개선방안 ····· 83
서현석 · 김지현 · 전관식 · 박상훈 [㈜라드웍스], 정승영 [한국원자력안전기술원]

P0119 사용후핵연료 건식중간저장시설 안전성 평가 체계 구축 개발 ····· 85
육대식 · 박동극 · 이상민 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0120 수소장입 Zr 합금 피복관의 수소화물의 특성 ····· 87
김명수 · 강지훈 · 김규태 [동국대학교]

제2분과 핵연료주기 기술 (ORAL) 좌장 : 정승영(KINS) · 정의창(KAERI)

09:00 고온 용융염 내 Nd^{3+} 농도에 따른 전기화학적 반응 ····· 91
배상은 · 김대현 · 김종윤 · 조영환 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]

09:20 레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 유리 매질 내 우라늄 정량분석 ····· 93
정의창 · 김종구 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]
이동형 · 윤종일 [KAIST]

09:40 고온 LiCl-KCl 용융염 내 란탄족 원소의 분광 특성 분석 ····· 95
윤종일 · 김봉영 [KAIST]

10:00 사용후 핵연료 전해환원 공정을 위한 판상 다공성 원료물질 제조 ····· 97
이영우 · 이재원 · 윤여완 · 허진목 · 김건식 · 박장진 · 강권호 · 박근일 · 이정원
[한국원자력연구원]

10:20 탄소전극을 사용한 금속산화물의 전해환원 ····· 99
최인규 · 오승철 · 정명수 · 홍순석 · 허진목 [한국원자력연구원]

11:00 NPV 측정법을 이용한 전해제련 공정의 실시간 모니터링 연구 ····· 101
박대엽 · 김택진 · 김시형 · 김지용 · 심준보 · 김가영 · 백승우 · 안도희
[한국원자력연구원]
정용주 [한국기술교육대학교]

11:20 파이로 시설의 안전조치 활용을 위한 Process Monitoring 기술 개발 ····· 103
한보영 · 송대용 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

11:40 천정이동 양팔 서보조작기의 원격 분리성능 평가 ····· 105
유승남 · 이종광 · 이효직 · 김성현 · 박병석 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

12:00 사용후 PWR 핵연료 피복관에서 채취한 CRUD Flake 분석 ····· 107
정양홍 · 유병옥 · 백승제 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]

12:20 Measurement of UV-VIS Spectra of Neptunium Ions in a LiCl-KCl Eutectic Melt at 450℃ ····· 109
Young-Hwan Cho, Sang-Eun Bae, Yong-Joon Park, Myung-Ho Lee, Jong-Yun Kim and Kyuseok Song [KAERI]

제2분과 핵연료주기 기술 (POSTER)

P0201 사용후핵연료 집합체 외면 연소도 분포 측정 연구 ····· 113
박세환 · 엄성호 · 오종명 · 박준식 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0202 핵물질 안전조치용 감마카메라를 위한 CMOS Avalanche Photodiode 설계··· 115
김영수 · 신희성 · 이태훈 · 안성규 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0203 핵연료주기시설의 설계 요구조건 확립을 위한 스키마 구현 ····· 117
박희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0204 모델 파이로시설에 대한 안전조치성 분석 ····· 119
안성규 · 송대용 · 한보영 · 김영수 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0205 데이터마이닝을 이용한 파이로프로세스 데이터 정량화 분석 ····· 121
김성용 · 박희성 · 최영 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0206 Methodologies to determine the Pu content of spent fuel assemblies for input nuclear material accountancy of pyroprocessing····· 123
Tae Hoon Lee, Hee Sung Shin, Young Soo Kim and Ho Dong Kim [KAERI]
Tae Je Kwon [KEPCO-NF]

P0207 DANESS 코드를 이용한 고온가스로-고속로 시나리오 예비 분석 ····· 125
정창준 · 조창근 · 노재만 [한국원자력연구원]

P0208 핵연료주기 해석 전산 코드 특성 분석 ····· 127
정창준 [한국원자력연구원]

P0209 A Study on Data Base for the Pyroprocessing Material Flow and MUF Uncertainty Simulation ····· 129
Yos Panagaman Sitompul, Hee-Sung Shin, Bo-Young Han and Ho-Dong Kim [KAERI]

P0210 집합체 연소도 측정을 위한 성능평가용 CZT 검출기 평가 장치 설계····· 131
오종명 · 박세환 · 신희성 · 엄성호 · 송대용 · 김영수 · 전용범 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0211 공학규모 파이로 일관공정 시험시설 구축현황 ····· 133
조일제 · 문성인 · 정원명 · 이은표 · 이호회 · 홍동희 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0212 공학규모 기준 파이로 실증시설 설계요건 개발 ····· 135
정원명 · 조일제 · 유길성 · 홍동희 · 이은표 · 이호회 · 문성인 · 구정회 · 이원경 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0213 아르곤셀 정화장치 설치 및 운전방안 ····· 137
홍동희 · 조일제 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 문성인 · 이원경 · 구정회 · 이호회 [한국원자력연구원]

P0214 파이로프로세스 공정생성물 U/TRU 잉곳의 방사선 방벽 ····· 139
안성규 · Yos Banagaman Sitompul · 김영수 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0215 파이로 핫셀 유동 및 열전달 특성평가 ····· 141
문성인 · 조일제 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 홍동희 · 이원경 · 구정회 · 이호희 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0216 PRIDE 안전조치 시스템의 전산모의 프로그램 개발 ····· 143
송대용 · 박세환 · 한보영 · 이태훈 · 김영수 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0217 PRIDE 시설의 방사선안전 및 출입자관리시스템 ····· 145
유길성 · 이원경 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0218 PRIDE 실증용 천정이동장치를 위한 최적 입력 궤적 연구 ····· 147
유정민 · 이효직 · 김기호 [한국원자력연구원]

P0219 PRIDE 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 유지보수 방안 ····· 149
박병석 · 이효직 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0220 PRIDE 실증용 서보조작기의 실시간 제어시스템 개발 ····· 151
이종광 · 박병석 · 이효직 · 유승남 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0221 디지털 목업을 이용한 공정장치의 원격 접근성 평가 ····· 153
김성현 · 이효직 · 유승남 · 김기호 [한국원자력연구원]

P0222 PRIDE 실증용 천정이동장치의 개발 ····· 155
이효직 · 박병석 · 유정민 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0223 LSDS Development for Isotopic Fissile Assay in Spent Fuel ····· 157
Yong Deok Lee, Chang Je Park, Geun il Park, Jung Won Lee and Kee Chan Song [KAERI]

P0224 SDTS 중성자 선원 표적의 DPA 평가 ····· 159
박창제 · 노경용 · 현진영 · 이용덕 [한국원자력연구원]

P0225 탈피복에 공급하는 사용후핵연료봉 절단방식 분석 ····· 161
김영환 · 박근일 · 이정원 · 이영순 · 이도연 · 김수성 [한국원자력연구원]

P0226 산화온도에 따른 U_3O_8 분말의 입도 분포 ····· 163
나상호 · 황형진 · 신진명 · 박장진 [한국원자력연구원]
유명준 [한전원자력원료㈜]

P0227 원료물질 제조공정 특성 평가 ····· 165
이재원 · 윤여완 · 신진명 · 이영우 · 이정원 · 박장진 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0228 원격조작을 위한 PRIDE 전해환원장치 설계 ····· 167
오승철 · 홍순석 · 김익수 · 최은영 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0229 우라늄 산화물의 형태에 따른 전해환원 특성 연구 ····· 169
최은영 · 김종국 · 임현숙 · 최인규 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0230 Corrosion Resistance of Ni-Base Alloys in an Electrolytic Reduction Process ····· 171
조수행 · 오승철 · 홍순석 · 정명수 · 강대승 · 허진목 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0231 고온 감압 증류에 의한 LiCl 용융염 분말의 분리 회수 ····· 173
김익수 · 오승철 · 홍순석 · 김종국 · 임현숙 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0232 공학규모 전해정련장치 설계를 위한 Tertiary 전산모델 검증 ····· 175
김승현 · 박경태 · 이종현 [충남대학교],
박성빈 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0233 염화우라늄 제조시 고온 휘발에 의한 잔류카드뮴 제거방법 ····· 177
우문식 · 강희석 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0234 공학규모 잉곳주조장치 제작 및 구리잉곳 주조 경험 ····· 179
강희석 · 조춘호 · 이윤상 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0235 고효율 전해정련 반응기의 정전압 · 정전류 mode시 throughput 비교····· 181
성기찬 · 박성빈 · 이성재 · 황성찬 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0236 응축영역 온도에 따른 염증류 거동 특성에 관한 연구····· 183
박기민 · 권상운 · 박성빈 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0237 전해정련 과정 중 우라늄 용해에 관한 속도론적 연구····· 185
이성재 · 박성빈 · 황성찬 · 성기찬 · 정정환 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0238 전착물이 염증발에 미치는 영향 ····· 187
권상운 · 박기민 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0239 감압식 염이송장치 성능평가 및 공용융염 용해 시험 ····· 189
이성호 · 박기민 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0240 RAR 공정 LCC 회수 금속의 U/RE 함량비 측정····· 191
심준보 · 김지용 · 박대엽 · 김택진 · 김시형 · 백승우 · 정재후 · 김광락 · 이한수 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0241 RAR 공정의 전해제련 연계 통합 전해회수 시험 ····· 193
김지용 · 심준보 · 박대엽 · 윤달성 · 김경량 · 김가영 · 김택진 · 김시형 · 백승우 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0242 전기화학적 임피던스 분석법을 이용한 우라늄 전착 특성 분석····· 195
김가영 · 김시형 · 윤달성 · 백승우 · 김택진 · 김광락 · 심준보 · 정재후 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0243 직립형 Cd 증류장치 제작 및 시운전 ····· 197
김경량 · 김광락 · 김택진 · 김시형 · 정재후 · 백승우 · 심준보 · 안도희 [한국원자력연구원]

P0244 아르곤 분위기에서 카드뮴 상변화 모사 ····· 199
김광락 · 김경량 · 정재후 · 김택진 · 김가영 · 심준보 · 김시형 · 백승우 · 김지용
윤달성 · 박대엽 · 안도희 [한국원자력연구원]

P0245 참조전극과 액체카드뮴 음극의 거리에 따른 음극전위 변화 ····· 201
김시형 · 백승우 · 김가영 · 윤달성 · 김택진 · 심준보 · 김광락 · 정재후 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0246 PRIDE 직립형 Cd 증류장치 설계 ····· 203
정재후 · 김광락 · 안도희 · 김시형 · 김택진 · 김가영 · 백승우 · 심준보 · 김경량
[한국원자력연구원]

P0247 LCC의 악티늄족 회수량 향상을 위한 연구 ····· 205
윤달성 · 김시형 · 김가영 · 백승우 · 김택진 · 김광락 · 심준보 · 정재후 · 안도희
[한국원자력연구원]

P0248 LiCl-KCl 공용융염 금속염화물계 방사성폐기물의 고화 및 반응특성 ····· 207
안수나 · 박환서 · 조인학 · 김인태 · 조용준 [한국원자력연구원]

P0249 공융염 폐기물 내 희토류염화물의 인산화침전 및 복합 침전법에 의한 분리····· 209
손성모 · 조용준 · 이태교 · 은희철 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0250 Ln 산화물 세라믹 고화체 특성 ····· 211
안병길 · 전성훈 · 박환서 · 김환영 · 조용준 [한국원자력연구원]

P0251 Cone-type 반응기의 표면온도 변화에 따른 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성····· 213
조인학 · 김동표 [충남대학교]
박환서 · 안수나 · 은희철 · 김인태 · 조용준 [한국원자력연구원]

P0252 전해환원 발생 LiCl 염폐기물의 재생 및 핵종분리를 위한 결정화 모니터링
및 결정성장조건 변화 ····· 215
이태교 · 황택성 [충남대학교]
조용준 · 은희철 · 손성모 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0253 Pu 동위원소 표준물 중 핵분열 생성물의 분리 및 동위원소 비 측정 ····· 217
전영신 · 김정석 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0254 고온 LiCl-KCl 용융염내 Tb(III)의 형광수명 연구 ····· 219
김봉영 · 윤종일 [KAIST]

P0255 이중냉각 환형핵연료 연소도측정, U, Pu, Nd 동위원소 정량 및 불용잔유물 분석 ··· 221
김정석 · 전영신 · 박순달 · 김영복 · 박용준 · 하영경 [한국원자력연구원]

P0256 레이저 유도 파열 분광학(LIBS) 이용한 염 폐기물 내 우라늄 스펙트럼 분석 ··· 223
김연실 · 한보영 · 신희성 · 김호동 · 나상호 · 박환서 · 정의창 · 오승용 · 정정환
[한국원자력연구원]

P0257 사용후핵연료 골격체 수증 해체기술 개발 ····· 225
장정남 · 유병옥 · 권인찬 · 김기하 · 손영준 · 전용범 [한국원자력연구원]

P0258 사용후 핵연료봉 천공시험 평가 ····· 227
이형권 · 김도식 · 서항석 · 황용화 · 권형문 · 장정남 [한국원자력연구원]

P0259 핫셀용 가변형 페리스코프 표면영상 분석장치개발 ····· 229
서항석 · 김도식 · 이형권 · 권형문 · 황용화 · 장정남 [한국원자력연구원]

P0260 이중냉각 UO_2 환형소결체 연소 거동 ····· 231
방제건 · 양용식 · 김대호 · 구양현 · 서항석 · 권형문 [한국원자력연구원]

P0261 PIE 시설구조물의 안전성 검토 및 보완 ····· 233
황용화 · 이형권 · 서항석 · 김도식 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0262 조사재시험시설 DUP 필터뱅크의 활성탄 필터 교체 및 현장 누설시험 ····· 235
백상열 · 송응섭 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0263 환형 형태의 가압경수로 사용후핵연료의 질산 용해율 평가 ····· 237
권형문 · 서항석 · 손영준 · 김도식 [한국원자력연구원]

P0264 조사 지지격자 셀 스프링 특성시험 기술 개발 ····· 239
김도식 · 백승제 · 유병옥 · 주용선 · 권인찬 · 김기하 · 손영준 · 전용빔 · 류우석
[한국원자력연구원]

P0265 3차원 측정장치를 활용한 경수로용 사용후 핵연료 지지격자 측정기술 구축 ··· 241
주용선 · 김길수 · 김도식 · 백승제 · 유병옥 · 송응섭 · 진영관 · 김기하 · 박대규 · 안상복
류우석 [한국원자력연구원]

P0266 연소후 환형 UO_2 소결체의 450℃ 고온가열 산화시험 ····· 243
김대호 · 방제건 · 김선기 · 양용식 · 구양현 [한국원자력연구원]

P0267 우라늄 용해용 고주파 가열장치에서 흑연으로 비수냉 코일 적용 연구 ····· 245
김창규 · 양재호 · 장세정 · 이윤상 · 박종만 [한국원자력연구원]

P0268 U-Zr 금속핵연료내의 제논기체 확산거동 측정 연구 ····· 247
김희문 · 김성렬 · 이종탁 · 송응섭 · 백상열 · 이찬복 · 안상복 [한국원자력연구원]
박광헌 [경희대학교]

P0269 이중냉각 및 원통형 핵연료 연구로 동시 조사시험 기술 ····· 249
김대호 · 방제건 · 김선기 · 양용식 · 구양현 [한국원자력연구원]

P0270 중성자 조사재료/핵연료 열확산도 시험 시스템 구축 ····· 251
박대규 · 안상복 · 주용선 · 백상열 · 유병옥 · 백승제 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0271 Zircaloy-4 피복관 처리를 위한 Zr 전해정련 ····· 253
이창화 · 강권호 · 전민구 · 허철민 · 양재환 [한국원자력연구원]

P0272 Borax와 Fly Ash 첨가량에 따른 인산세라믹의 압축강도 변화 ····· 255
양재환 · 이창화 · 전민구 · 허철민 · 강권호 [한국원자력연구원]

제3분과 방사성폐기물 처리 및 제염해체 (ORAL) 좌장:김학수(KHNP-CRI) · 최왕규(KAERI)

09:00 폐 피복관 처리기술개발-1 ····· 259
강권호 · 박근일 · 이창화 · 전민구 · 양재환 · 허철민 [한국원자력연구원]

09:20 염소화 반응물 종류에 따른 Zircaloy-4의 반응 거동 모사 ····· 261
전민구 · 강권호 · 박근일 · 이창화 · 양재환 · 허철민 [한국원자력연구원]

09:40 Fe_2O_3 함량에 따른 유리고화체 균질성 평가 ····· 287
김득만 · 김지연 · 김천우 [한수원중앙연구원]

10:00 방사성 HEPA 필터 폐기물의 열적 처리에 의한 감용 연구 ····· 265
윤인호 · 최왕규 · 이석철 · 양희철 · 민병연 · 이근우 [한국원자력연구원]

10:20 점성조제의 구조에 따른 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도변화 연구 ····· 267
윤석본 · 김창기 · 정종헌 · 최병선 · 이근우 · 문제권 [한국원자력연구원]

11:00 방사성 오염물 제거를 위한 박리성 고분자 코팅제의 제조 및 특성 분석 ····· 269
황호상 · 서범경 · 이근우 [한국원자력연구원]

11:20 원전 해체과정에서 발생되는 대형금속폐기물 처리방안 비교 ····· 271
김학수 · 정성환 · 박종길 [한수원중앙연구원]

11:40 방사성동위원소폐기물 자체처분 ····· 273
최광섭 · 정진우 · 손옥현 · 정재욱 [한국방사성폐기물관리공단]

12:00 공작기계를 활용한 금속류 제염 ····· 275
이승춘 · 장대성 · 전현진 · 구병진 [선광원자력안전㈜]

12:20 액체폐기물처리계통(LRS) 프로세스 개선을 통한 방사성폐기물 저감 ····· 277
이귀종 · 송영일 · 김덕기 [한수원㈜영광원자력본부]
박종길 [한수원중앙연구원], 박헌휘 [㈜이엔이]

제3분과 방사성폐기물 처리 및 제염해체 (POSTER)

P0301 침지형 증공사 여과막 처리공정의 막 교체 편의성 제고 설계기술 개발····· 281
조항래 · 이지훈 · 박종길 [한수원중앙연구원]

P0302 척도인자 주기검증을 위한 신규 발생 방사성폐기물의 척도인자 분석····· 283
황동현 · 이나라 · 박종길 [한수원중앙연구원]

P0303 이온교환수지 성능평가 시스템 구축 ····· 285
김정미 · 양호연 · 성기방 [한수원중앙연구원]

P0304 Flux를 이용한 용융 거동 특성 연구 ····· 263
조현제 · 박승철 · 김천우 [한수원중앙연구원]

P0305 우라늄변환시설 용융 금속폐기물의 자체처분을 위한 평가 ····· 289
홍상범 · 황두성 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0306 다양한 pH의 탄산염 및 NaCl 용액에서 UO_2와 SIMFUEL 전극의 전해 특성 비교 291
김광욱 · 이근영 · 성새름 · 현준택 · 이일희 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0307 고품위우라늄 혼합물의 과산화 수소 침전 특성 ····· 293
이일희 · 임재관 · 성새름 · 최은경 · 현준택 · 이근영 · 양한범 · 정동용 · 김광욱
[한국원자력연구원]

P0308 저품위우라늄 혼합물의 용해 특성 ····· 295
이일희 · 임재관 · 성새름 · 최은경 · 현준택 · 이근영 · 정동용 · 양한범 · 김광욱
[한국원자력연구원]

P0309 ITER B형 방사성폐기물 절단장치 개념설계 ····· 297
홍권표 · 오완호 · 홍대석 · 주용선 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]
이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소], 나병찬 [ITER]

P0310 스테레오비젼을 이용한 알파/베타선 오염도 측정센서 위치 제어에 관한 연구… 299
김성균 · 최영수 · 서범경 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0311 방사성 토양의 크기별 세척기술(Soil washing) 최적조건 개발 …… 301
손동빈 · 김계남 · 박혜민 · 김기홍 · 김완석 · 이건우 · 이기원 · 문제권 · 정운수
[한국원자력연구원]

P0312 CS^{+}, Co^{2+}, Eu^{3+} 및 Ce^{4+}로 오염된 알루미늄 표면에 대한 광용발 제염특성 … 303
정선희 · 원휘준 · 최병선 · 문제권 · 정종헌 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0313 초임계 이산화탄소를 이용한 폐액 중의 Co 추출법…… 305
성진현 · 김승일 · 김현기 · 강덕원 [한국정수공업㈜]
박광헌 [경희대학교]

P0314 소각재 폐기물의 고형 안정화 처리 …… 307
김완석 · 황두성 · 이기원 · 문제권 · 최휘경 [한국원자력연구원]

P0315 원자력시설 해체 정보 관리 시스템에서 최적화된 쿼리 구성 방식 …… 309
조운형 · 박승국 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0316 한국표준원전 증기발생기 전열관 Bobbin 검사의 폐기물발생 증가 요인 분석 … 311
심은섭 · 김광제 · 김희성 · 박천웅 · 서용범 [케이엔디티앤아이㈜]

P0317 냉중성자원 수소계통의 수소가스 배기 …… 313
한재삼 · 김민수 · 조성환 · 최호영 · 이문 · 허순옥 · 안국훈 [한국원자력연구원]
손우정 [고려공업검사㈜]

P0318 유리고화체 제조시 슬래그폐기물 내 함유된 산화철의 영향 조사…… 315
최휘경 · 황두성 · 최윤동 · 이규일 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0319 단계적 화학공정을 이용한 방사성 Cs으로 오염된 아스콘 제염에 관한 연구 … 317
이근영 · 정동용 · 양한범 · 이일희 · 김광욱 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0320 가연성폐기물처리시설 인허가 진행과정 및 그 결과 …… 319
이기원 · 홍상범 · 조광훈[한국원자력연구원]

P0321 Treatment of Radioactive Liquid Waste by the Forced-Air Circulation System ····· 321
Tae-Kuk Kim, Il-Sik Kang, Jong-Sik Shon, Young-Gerl Ryu, Won-Hyuk Jang, Sang-Min Bae, Young-Yong Ji, Dae-Seok Hong and Kyung-Kil Kwak [KAERI]

P0322 가연성 해체폐기물 감용처리 및 그결과 ····· 323
조광훈 · 이기원 · 홍상범 [한국원자력연구원]

P0323 DUF_6 실린더 장기저장 관리를 위한 예비조사 ····· 325
최윤동 · 최휘경 · 이규일 · 황두성 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0324 ISO 및 MCC-1 침출시험법에 의한 방사성 염폐기물 고화체의 내침출성 평가 ··· 327
박환서 · 조인학 · 안수나 · 안병길 · 김인태 · 조용준 [한국원자력연구원]

P0325 오존을 이용한 유기물 산화처리 연구 ····· 329
김기홍 · 나상호 [한국원자력연구원], 정동관 [우암신소재]

P0326 유기물 산화처리를 위한 오존 막접촉기의 설계 및 평가 ····· 331
김기홍 · 나상호 [한국원자력연구원], 정동관 [우암신소재]

P0327 산/중성염 혼합 용액에서의 금속 폐기물 제염을 위한 STS 304의 용해 특성 ··· 333
최혜민 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0328 동위원소 생산증가에 따른 방사성폐기물 추이 ····· 335
윤동원 · 윤병주 · 김창경 · 김민진 [한국원자력연구원]

P0329 사염화탄소와 톨루엔을 이용한 세슘오염 아스팔트콘크리트 제염실험 ····· 337
김기홍 · 김계남 · 손동빈 · 박혜민 · 김완석 · 이건우 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]
김병태 · 최영구 · 김대환 · 홍지식 · 권기현 [선광원자력안전㈜]

P0330 방사성폐기물 처리설비 경제성 평가 프로그램 개발 ····· 339
최광순 · 박정수 · 이병식 [한국전력기술㈜]

P0331 국내 원전의 액체유출물을 통한 환경배출 방사성물질 특성평가 ····· 341
이정근 · 송민철 · 정승영 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]

P0332 파이로전처리공정 준휘발성 핵종의 포집방안 분석 ····· 343
박장진 · 신진명 · 이재원 · 나상호 · 박근일 · 이정원 [한국원자력연구원]

P0333 우라늄 슬러지중 침전법에 의한 우라늄 처리 및 회수 연구 ····· 347
양한범 · 이일희 · 정동용 · 이근영 · 최은경 · 김광욱 [한국원자력연구원]

P0334 RACE2010 프로그램을 활용한 고체방사성폐기물 처리방식 경제성평가 ····· 349
박정수 · 최광순 · 이동진 [한국전력기술㈜]

P0335 칼슘필터를 이용한 텔루륨의 포집특성 ····· 351
신진명 · 박장진 · 이재원 · 나상호 · 김영자 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0336 고효율 필터의 용융시 방사성핵종 및 중금속의 거동 모사조건 해석-HEPA 필터의 열역학적 모델 분석 ····· 353
이석철 · 윤인호 · 최왕규 · 양희철 · 이준엽 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0337 마이크로버블을 이용한 제염장치의 버블 특성 및 제염장치 응용 ····· 354
전종선 · 이상헌 · 이상철 · 장미숙 · 김위수 · 한병섭 [㈜에네시스]

P0338 우라늄 함유 석회침전물로부터 우라늄 회수 ····· 355
정동용 · 최은경 · 양한범 · 이일희 · 김광욱 [한국원자력연구원]

P0339 우라늄함유 TBP 유기폐액 수증기개질공정 동역학적 모델연구 ····· 357
양희철 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0340 방사성오염토양의 생물학적 복원에서 미생물 종류가 제염효율에 미치는 영향 ··· 359
박혜민 · 김계남 · 손동빈 · 김완석 · 김기홍 · 이건우 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0341 Waste Form Canister 충격흡수부의 거동연구 ····· 361
김기영 · 전재언 · 최우석 · 서기석 [한국원자력연구원]

P0342 Radiochemical Analysis of Plutonium, Americium and Curium Isotopes in Radioactive Waste Samples ····· 363
Myung Ho Lee, Suk Hwan Han, Se Jin Oh, Byung Chul Song and Kyuseok Song [KAERI]

P0343 방사성 폐기물 처리용 나노구조체 제조를 위한 환경친화적 주형합성방법에 관한 연구 ··· 365
김종윤 · 윤석본 · 최병선 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]
유종성 [고려대학교]

P0344 Waste Form의 붕괴열에 따른 캐니스터 최대온도 평가 ····· 367
이주찬 · 서중석 · 방경식 · 서기석 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0345 연구로1호기 기념관화를 위한 제염해체 계획 ····· 369
정경환 · 홍상범 · 정운수 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0346 해체작업 단위 생산성 산출을 위한 프로그램 개발 ····· 371
박승국 · 조운형 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0347 Zircaloy-4 피복관의 산화특성 연구 ····· 373
허철민 · 강권호 · 이창화 · 전민구 · 양재환 [한국원자력연구원]

P0348 우라늄화합물로 오염된 금속폐기물의 $NaNO_3$ 전해액에 의한 제염연구····· 375
조영준 · 이의권 · 전관식 · 유성현 [㈜유이엔지]
조석주 · 설중군 · 류재봉 [한전원자력연료㈜]

P0349 황산-세륨 용액에서 SUS 304 금속산화물의 제염특성 평가 ····· 377
최병선 · 윤석본 · 이근우 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0350 방사성폐기물 핵종재고량 평가를 위한 제염지 전처리 ····· 379
최광순 · 표형열 · 안홍주 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0351 방사성폐기물고화체의 방사성 붕괴 생성물에 대한 열역학적 안정성 고찰: 세슘 또는 스트론튬을 포함하는 광물에 대한 연구 ····· 381
박태진 · 백민훈 · 최종원 [한국원자력연구원]
이용재 [연세대학교], Alexandra Navrotsky [Univ. of California]

P0352 적정법을 이용한 제염지 중 EDTA 분석방법 ····· 383
홍성준 · 김진길 · 박성철 · 이의동 · 김효철 · 이건화 [하나검사기술㈜]

P0353 원자력시설 바닥 및 벽면의 알파/베타선 오염도 원격 측정용 장비 개발 ····· 385
서범경 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]

제4분과 사용후핵연료 및 핵연료주기 (ORAL) 좌장:윤정현(KRMC) · 정종태(KAERI)

09:00 선진 핵연료 주기 고준위폐기물 처분시스템의 처분밀도 및 향상 방안 ····· 389
최희주 · 이종열 · 이민수 · 조동건 · 국동학 · 최종원 [한국원자력연구원]

09:20 파이로 처리 방사성폐기물 처분장 원계영역 내 핵종 이동거리 영향 ····· 391
이연명 · 정종태 [한국원자력연구원]

09:40 방사선에 의한 처분용기 재료의 부식 영향 ····· 393
이민수 · 최희주 · 최종원 [한국원자력연구원]

10:00 처분장 내 수소 발생 영향 평가 (I) ····· 395
강철형 · 정종태 [한국원자력연구원]

10:20 핵종의 수착메카니즘이 암반확산에 미치는 영향 평가 ····· 397
박정균 · 백민훈 · 정종태[한국원자력연구원]

11:00 몬모릴로나이트 영구음전하자리의 Eu(III) 및 Cu(II) 이온 흡착거동 비교 ····· 399
박경균 · 정의창 · 박양순 · 최광순 · 김종구 · 박순달 [한국원자력연구원]

11:20 옥살산 매질에서 Ni-Resin에 의한 Ni의 흡착 및 음이온교환수지법에 의한 정제 ··· 401
이창헌 · 최광순 · 김정석 · 이명호 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]

11:40 자연계에서 우라늄 이동에 결정적 영향을 주는 생촉매제 발견 및 규명 ····· 403
이승엽 · 오종민 · 백민훈 · 조혜륜 · 정의창 · 최종원 [한국원자력연구원]

12:00 GoldSim을 이용한 중저준위 방사성폐기물 천층처분장 기준모델의 핵종 누출 평가 ··· 405
김태형 · 박경호 · 김원직 · 박재우 [제주대학교]

12:20 암석의 열전도도를 이용한 암반손상대 평가에 관한 연구 ····· 407
이창수 · 전석원 [서울대학교], 권상기 [인하대학교], 최종원 [한국원자력연구원]

제4분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (POSTER)

P0401 멀티 패커를 이용한 순간충격시험에서 screen 길이가 수리전도도 예측에 미치는 영향 ····· 411
이항복 · 지성훈 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0402 관측공 자료 이용한 단일 단열내 지하수 유동의 불확실성 분석 ····· 413
고낙열 · 지성훈 [한국원자력연구원]

P0403 파이로폐기물 처분시스템 흡수선량 평가에 대한 소고 ····· 415
국동학 · 조동건 · 이민수 · 이종열 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0404 처분환경에서 셀레늄의 화학종 ····· 417
민제호 [충남대학교], 김승수 · 이재광 · 박태진 · 백민훈 [한국원자력연구원]

P0405 KURT지하수에서 테크네튬의 용해도 ····· 419
김승수 · 백민훈 [한국원자력연구원], 민제호[충남대학교]

P0406 단열다공 암반에서의 유사 콜로이드 이동이 고준위 폐기물 처분장에 미치는 영향··· 421
정미선 · 강철형 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0407 환기시스템이 적용된 고준위 방사성 폐기물 처분장 내 온도에 관한 CFD 연구 ··· 423
윤찬훈 · 최종원 [한국원자력연구원], 권상기 · 김진 [인하대학교]

P0408 고준위폐기물처분장의 열해석에서 재포화 현상의 중요성 ····· 425
조원진 · 김진섭 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0409 다목적 심부환경 현장 조사 시스템 국내외 현황 ····· 427
김건영 · 박경우 · 고용권 · 김병우 [한국원자력연구원]
정해룡 [한국방사성폐기물관리공단]

P0410 Consideration of water pressure change at a hydraulic test in a sparsely fractured rock ····· 429
S-H Ji, Y-K Koh and J. Choi [KAERI]

P0411 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 공학적 방벽 콘크리트 Mock-up 실험 ····· 431
김기범 · 김도겸 · 이호재 [한국건설기술연구원]

P0412 암석 및 단층물질의 유전율 상수 측정을 위한 장치 개발 ····· 433
최정해 · 김용제 · 채병곤 [한국지질자원연구원]

P0413 원전 현장에서 적용 가능한 EDTA 분석 방법에 대한 고찰 ····· 435
김진길 · 홍성준 · 박성철 · 이의동 · 김효철 [하나검사기술㈜]

P0414 지표지진탐사를 이용한 단층조사 ····· 437
김우석 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]
Takao MIYATA [Kobe Univ.] · 장태우 [경북대학교]

P0415 Smoothed Wigner-Ville Distribution과 Theoretical Model을 이용한 분산성 매질 내 탄성파 신호의 신뢰성 있는 도달시간차 측정기법 분석 ····· 439
김진섭 · 최영철 · 이경수 · 최종원 [한국원자력연구원], 조계춘 [KAIST]

P0416 부지특성조사에서 시추공 단열 조사를 이용한 예비 단열대 도출 연구 ····· 441
박경우 · 김경수 · 고용권 · 배대석 [한국원자력연구원]

P0417 절리면의 Gouge에 의한 절리 암반의 동적 거동특성 파악 ····· 443
이준호 · 조계춘 [KAIST], 김진섭 [한국원자력연구원]

P0418 단층변위 모델을 대상으로 한 3차원 수치해석의 적용성 평가 ····· 445
서용석 · 장형수 [충북대학교], 채병곤 [한국지질자원연구원]

P0419 방사성폐기물처분장의 안정성 향상을 위한 합리적인 P파의 도달시간 결정 알고리즘 연구 ····· 447
이경수 · 김진섭 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0420 파이로공정 발생 고준위폐기물 처분용기 구조적 안정성 분석 ····· 449
이종열 · 조동건 · 국동학 · 이민수 · 김현아 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0421 결정질 암반에서 수리지질 특성 평가를 위한 순간충격시험의 적용····· 451
박경우 · 이대형 · 김경수 · 김우석 [한국원자력연구원]

P0422 단층운동에 따른 주변지반거동의 3차원 유한요소해석 ····· 453
서용석 · 유영민 [충북대학교], 김광염 [한국건설기술연구원]

P0423 국외 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 사고평가 사례분석 ····· 455
윤정현 · 홍성욱 · 윤시태 [한국방사성폐기물관리공단]

P0424 지하 처분장내 고준위 방사성 폐기물 발열량에 따른 자연환기력 분석 ····· 457
노장훈 · 김진 [인하대학교], 최희주 [한국원자력연구원]

P0425 폴리머고화체의 방사선조사에 의한 가스발생 특성 시험 ····· 459
이지훈 · 박종길 [한수원중앙연구원], 김홍태 [한국원자력안전기술원]

P0426 고준위 방사성 폐기물 처분장 설계 및 Diagonal 공기 회로내 공기흐름 분석에 관한 연구 ····· 461
황인필 · 김진 [인하대학교], 최희주 [한국원자력연구원]

제5분과 방사선안전 환경 및 기타 (ORAL)　　좌장 : 손순환(KHNP-CRI) · 김신(제주대)

09:00 고방사선 환경 하 중성자 측정을 위한 탄화규소 중성자 계측기 개발 ····· 465
박준식 · 김한수 · 신희성 · 김호동 · 박세환 [한국원자력연구원]
이철호 · 김용균 [한양대학교]

09:20 경주시 주요 유적지의 토양 속 라돈 농도 조사 ····· 467
김신재 · 박찬희 · 장소영 · 이정민 · 문주현 [동국대학교]

09:40 영광원전 방사성폐기물 처분인도를 위한 드럼자동적재설비 개발 ····· 469
최종락 · 김민철 · 강기두 [한수원중앙연구원]

10:00 울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따른 계통 선량률 저감평가 ····· 471
최진수 · 양호연 · 박경록 [한국수력원자력㈜]

10:20 국제핵융합실험로 삼중수소 저장 및 공급계통 삼중수소 재고관리 방안 ····· 473
송규민 · 고병욱 · 손순환 [한수원중앙연구원]
장민호 · 윤세훈 · 강현구 · 조승연 · 정기정 [국가핵융합연구소]
정홍석 [한국원자력연구원]

11:00 연구원 핵물질 계량관리시스템과 RFID 및 핵연료가공시설 시스템간 연계 체제 개발 ···475
고한석 · 이병두 · 박호준 · 이성호 · 김현숙 [한국원자력연구원]

11:20 난연성이 향상된 전자선 가교 고분자 복합 방사선 차폐재 ····· 477
서덕봉 · 신범식 · 김재우 · 강필현 [한국원자력연구원]
서창의 · 김광주 · 김형원 [국방과학연구소]

11:40 공학적방벽 콘크리트의 황산염 침식 저항성에 대한 실험적 연구 ····· 479
이호재 · 김도겸 [한국건설기술연구원]

제5분과 방사선안전 환경 및 기타 (POSTER)

P0501 팬텀부착위치에 따른 개인선량계 영향 평가 ····· 483
고종현 · 원유호 · 맹성준 [한수원중앙연구원]

P0502 삼중수소를 이용한 발광제품의 피폭선량 평가 ····· 485
임경섭 · 최명수 · 김광표 [경희대학교], 한상은 · 조대형 [한국원자력안전기술원]

P0503 경주 처분장 주변 밭토양에 대한 콩의 Tc-99 흡수 실험 ····· 487
임광묵 · 최용호 · 전인 · 최상도 · 금동권 [한국원자력연구원]

P0504 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설 방사선 안전성 평가 ····· 489
지영용 · 홍대석 · 곽경길 · 류우석 [한국원자력연구원]

P0505 방사성요오드 공기시료채취기용 첨착 활성탄 필터 성능시험 결과 고찰····· 491
성기방 · 김정미 · 양호연 [한수원중앙연구원]

P0506 우라늄 저장시설의 저장구역 변경에 대한 핵임계 안전성 평가····· 493
김영수 · 신희성 · 박희대 · 이윤상 · 박종만 · 김호동 [한국원자력연구원]
서지선 [한양대학교]

P0507 Synthesis and Spectroscopic Properties of Cerium Doped Lanthanum Fluoride Nanoparticles ····· 495
이준형 · 김재우 · 서덕봉 · 김현진 [한국원자력연구원]

P0508 ALARA형 방사선감시시스템 설계요건 개발 ····· 497
강기두 · 최종락 · 손중권 [한수원중앙연구원]

P0509 중성자 측정을 위한 GEM 검출기 재구성 ····· 499
박광준 · 박세환 · 이태훈 · 한보영 · 조영환 · 신희성 [한국원자력연구원]

P0510 LSDTS 시스템의 차폐구조물 민감도 평가····· 501
노경용 · 박창제 · 이용덕 · 이정원 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0511 Methodology Study of Unattended Monitoring System for Reference Pyroprocessing Facility in the ROK ····· 503
Jong-Kyu Jeon [KINAC]

P0512 극 저준위 감마분광시스템을 이용한 미량 cotton swipe filter 분석 및 결과 검증 ··· 505
이완로 · 정근호 · 조영현 · 김원영 · 강문자 · 이창우 · 최근식 · 김영수 [한국원자력연구원]

P0513 건식저장 용기모사 단순 원통쉘의 부분 유체점유 조건에 따른 동특성 변화····· 507
이강희 · 강홍석 · 김재용 · 김형규 · 이영호 [한국원자력연구원]

P0514 방사성동위원소 생애관리 체계 방안 모색 ····· 509
김인환 · 이기복 · 박병현 · 고재동 · 이재성 · 김완태 [한국원자력안전기술원]

P0515 금속촉매 담지 탈기모듈의 용존산소 제거효율 평가 ····· 511
강덕원 · 황인호 · 성진현 · 김승일 · 김현기 [한국정수공업㈜]

P0516 원자력손해배상협약 가입을 위한 법적, 정책적 검토 ····· 513
이대성 · 원병출 · 정환삼 · 윤성원 · 송숙자 · 김대형 [한국원자력연구원]

P0517 공학적방벽 콘크리트의 염화물 침투저항성에 대한 실험적 연구 ····· 515
이호재 · 김도겸 · 이장화 · 김기범 [한국건설기술연구원]

P0518 탈기기술을 이용한 원자로 계통수 관리 방안 ····· 517
김승일 · 강덕원 · 황인호 · 성진현 · 김현기 [한국정수공업㈜]

P0519 이동식 공기정화기 및 HEPA 청소기의 성능평가····· 519
김광남 · 최진규 · 강선행 [㈜한국필터시험원]

P0520 원자력용 입상활성탄의 물리적 성능 시험 ····· 521
김서리 · 박찬영 · 김선민 · 강선행 [㈜한국필터시험원]

P0521 Fiber laser를 이용한 조사시험 연료봉의 핀 용접 ····· 523
이민숙 · 이철용 · 김수성 · 주기남 [한국원자력연구원]

P0522 KAERI 확대신고 전산시스템 개발 ····· 525
이성호 · 이병두 · 고한석 · 김현숙 · 박호준 [한국원자력연구원]

P0523 VISTA-ITL을 이용한 정상상태에서의 피동잔열제거계통 성능시험: 출력 100% ··· 527
민병연 · 박현식 · 신용철 · 최남현 · 이성재 [한국원자력연구원]

P0524 소듐냉각고속로 통합관리시스템 개발과 운영 ····· 529
조충호 · 장진욱 · 김영균 · 김영일 [한국원자력연구원]

P0525 The Risk Assessment on Arbitrary Accidents Orignating in the TSF for LILW Management ····· 531
Min Ho Ahn, Won Tae Hwang, Hyo Joon Jeong, Eun Han Kim and Moon Hee Han [KAERI]

P0526 원자력 발전소내 수소제어설비(PAR) 적용 세라믹 허니컴 촉매의 수소제어 특성 ··· 533
강연석 · 김기왕 · 홍성창 [경기대학교], 서필원 · 이승현 [㈜세라컴]

P0527 사용후핵연료 검증용 광섬유 기반의 체렌코프 방사선 측정 센서 제작을 위한 기초연구 ····· 535
장경원 · 유욱재 · 문진수 · 한기택 · 이봉수 [건국대학교]
김신 [제주대학교], 박병기 [순천향대학교]

P0528 몬테카를로 방법에 기초한 진단용 엑스선 발생장치의 엑스선 스펙트럼 계산 ··· 537
한동현 [서해대학교], 이범수 · 강상구 · 안성환 · 김종일 [전북대학교]

SPECIAL SESSION

Chair Persons : Yongje KIM[KIGAM], Yong-Seok Seo[Chungbuk Nat'l Univ.]

09:00 Nuclear Waste Management and Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Due to the Great East Japan Earthquake ····· 541
Y. Ichikawa, K. Kimoto [Okayama Univ.]

09:20 Practical Lessons on the Geologic Disposal of Nuclear Waste ····· 542
F. W. Schwartz [The Ohio State Univ.], Yongje Kim [KIGAM]

09:40 Characteristics of lithology and tectonic setting in the Korean peninsula ··· 543
Byung-Joo Lee, Byung-Gon Chae and Jung-Hae Choi [KIGAM]

10:00 Experience from Siting and Design of the Wolsong Low-and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center in Korea ····· 545
Jin Beak Park, Kyung Ku Lee and Eun Young Lee [KRMC]

10:40 Variation of properties of smectites in terms of layer charge ····· 548
-Molecular dynamics simulation study-
KAWAMURA and Katsuyuki [Okayama Univ.]

11:00 Microbial Transformations of Actinides and Fission Products in Radioactive Wastes ····· 552
A. J. Francis [Brookhaven National Laboratory]

11:20 Natural and Synthetic Barriers to Immobilize Radionuclides ····· 554
Wooyong Um [POSTECH]

11:40 A Rock Mechanics and Coupled Hydromechanical Analysis of Geological Repository of High Level Nuclear Waste in Fractured Rocks ····· 557

Ki-Bok Min [Seoul National Univ.]

제 1 분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

빈 면

사용후핵연료의 노심연소후 경과시간이 핵연료 저장시설 반응도에 미치는 영향

안준기, 김형헌
한국전력기술주식회사, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 113
jgahn@kepco-enc.com

1. 서론

연소도를 고려하는 사용후핵연료에 대한 임계해석에서는 노심에서의 핵분열로 인한 핵분열성물질의 감소, 액티나이드 핵종의 생성과 붕괴, 그리고 핵분열생성물의 생성과 붕괴를 반영해 핵연료 구성물질을 적용한다. 그런데, 사용후핵연료의 구성물질은 노심연소후 방출된 후에도 해당 핵종과 선행핵종의 핵적 특성에 따른 방사성붕괴로 그 생성, 감소가 계속 진행된다. 본 연구에서는 연소도고려 임계해석에서 노심연소후 경과시간이 반응도에 미치는 영향을 사용후핵연료의 초기농축도, 방출연소도, 임계해석에 고려한 핵연료 핵종 등의 인자에 대해서 분석하였다.

2. 본론

2.1 연소계산 및 임계해석 대상

본 임계해석 영향 평가는 APR+ 원전의 연소된 HIPER 연료가 저장된 사용후핵연료 영역 II 저장대를 대상으로 하였다. APR+ 원전 사용후핵연료 영역 II 저장대는 중성자흡수재 겸 구조재로 Borated Stainless Steel을 사용하며, 저장되는 사용후핵연료의 연소도를 고려한다.

2.2 사용후핵연료 연소계산

연소된 HIPER 연료의 사용후핵연료 구성 물질은 SCALE6 전산코드[1]의 ORIGEN-ARP 모듈로 계산했으며 ORIGEN-ARP 연소계산에는 PLUS7 연료의 핵단면적 자료[2]를 사용하였다. HIPER 연료의 주요 설계 인자를 임계해석 측면에서 비교하면 기존 표준원전과 APR1400 원전에 장전되는 PLUS7 연료와 동일하다.

연소계산은 사용후핵연료 영역 II 저장대에 저장 가능한 사용후핵연료의 초기농축도와 연소도와 연관하여 4가지 조건을 고려하였으며, 노심연소후 경과시간은 40년까지 고려하였다. 노심연소로 인해 연소되거나 생성, 붕괴되는 수많은 액티나이드 핵종과 핵분열생성물 핵종 중 연소도고려 임계해석에서 고려한 핵종은 액티나이드 핵종 12종, 핵분열생성물 핵종 15종이다.

2.3 사용후핵연료 저장대 임계해석

HIPER 연료가 저장되어 있는 APR+ 원전 사용후핵연료 영역 II 저장대에 대한 반응도 계산은 SCALE6 전산코드의 CSAS5 모듈을 이용하여 계산하였다. 임계계산에 적용된 핵단면적 자료는 ENDF/B-VII Release 0에 기반한 238군 핵자료집(V7-238)이다.

사용후핵연료 영역 II 저장대에 대한 임계해석은 액티나이드 핵종과 핵분열생성물 핵종 모두의 생성, 붕괴를 고려하는 경우와 액티나이드 핵종의 연소 및 생성, 붕괴만을 고려하는 경우(Actinide Only)의 두 조건에 대해서 수행하였다. 임계해석에 적용한 사용후핵연료의 초기농축도와 방출연소도, 노심연소후 경과 시간은 각각 표 1에 제시된 것과 같다.

HIPER 연료를 저장한 APR+ 원전 영역 II 저장대에 대한 임계해석을 위한 기하학적 모델은 그림 1과 같다.

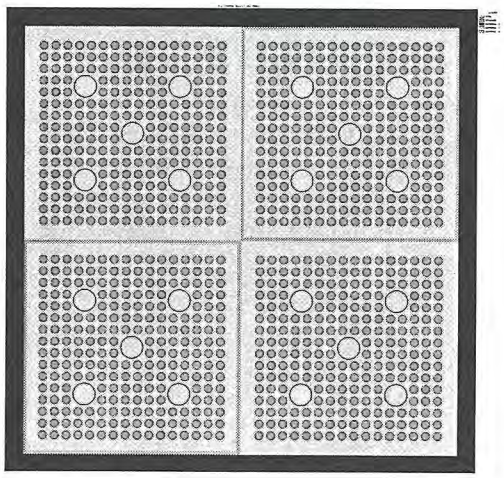


Fig. 1. Geometry Model of Region II Spent Fuel Storage Rack of APR+.

2.4 사용후핵연료 저장대 유효증배계수

사용후핵연료의 초기농축도, 방출연소도, 고려하는 핵종, 노심연소후 경과시간 별로 계산된 APR+ 원전 사용후핵연료 영역 II 저장대의 유효증배계수는 표 1과 같다.

Table 1. k-eff of Region II Spent Fuel Storage Rack of APR+.

(Actinides + Fission Products)

Decay time		Enrichment(wt%) & Burnup(GWD/MTU)			
		(2.5, 12)	(3.5, 24)	(4.5, 36)	(5.0, 45)
0	d	0.92687	0.92401	0.92050	0.89800
7	d	0.92357	0.92116	0.91737	0.89557
1	y	0.91883	0.91489	0.91002	0.88675
5	y	0.91236	0.90200	0.89187	0.86513
15	y	0.90118	0.88281	0.86574	0.83413
40	y	0.89158	0.86432	0.84190	0.80560

(Actinides Only)

Decay time		Enrichment(wt%) & Burnup(GWD/MTU)			
		(2.5, 12)	(3.5, 24)	(4.5, 36)	(5.0, 45)
0	d	0.96045	0.97737	0.98862	0.97606
7	d	0.96194	0.97900	0.98951	0.97775
1	y	0.96131	0.97607	0.98544	0.97381
5	y	0.95562	0.96665	0.97331	0.95837
15	y	0.94632	0.94968	0.95111	0.93185
40	y	0.93540	0.93129	0.92637	0.90179

2.5 냉각기간에 따른 반응도 변화

사용후핵연료의 초기농축도, 방출연소도, 고려하는 핵종 별로 사용후핵연료 영역 II 저장대의 유효증배계수가 노심연소후 경과시간에 따라 감소하는 정도(노심연소후 경과 시간이 없는 경우에 대한)는 표 2와 같다.

Table 2. Decrease of k-eff according to Decay Time.

(Actinides + Fission Products)

Decay time		Enrichment(wt%) & Burnup(GWD/MTU)			
		(2.5, 12)	(3.5, 24)	(4.5, 36)	(5.0, 45)
7	d	0.330	0.285	0.313	0.243
1	y	0.804	0.912	1.048	1.125
5	y	1.451	2.201	2.863	3.287
15	y	2.569	4.120	5.476	6.387
40	y	3.529	5.969	7.860	9.240

(Actinides Only)

Decay time		Enrichment(wt%) & Burnup(GWD/MTU)			
		(2.5, 12)	(3.5, 24)	(4.5, 36)	(5.0, 45)
7	d	-0.149	-0.163	-0.089	-0.169
1	y	-0.086	0.130	0.318	0.225
5	y	0.483	1.072	1.531	1.769
15	y	1.413	2.769	3.751	4.421
40	y	2.505	4.608	6.225	7.427

노심에서 연소된 이후 상당한 정도의 냉각기간이 경과하면 모든 경우에서 유효증배계수는 전반적으로 감소한다. 액티나이드 핵종만을 고려하는 임계해석의 경우에는 원자로 정지후 수일정도의 짧은 시간이 경과할 때는 오히려 반응도가 미세한 정도로 증가하기도 한다. 그러나, 수년이 경과한 이후부터는 경과기간에 따라 반응도가 감소하는데 그 정도는 연소도에 거의 비례하는 경향을 보인다. 노심연소후 수일에서 1년 정도의 경과 시간에 의한 반응도 변화는 노심연소에 의한 반응도 감소의 수% 정도에 불과한 작은 값이지만 노심연소후 40년이 경과하면 그 비율이 30% 정도로 증가함을 볼 수 있다. 시간 경과에 따른 전체 반응도 감소에서 핵분열생성물이 기여하는 정도는 1/3 정도이며 이는 노심연소에 의한 반응도 감소에서 핵분열생성물이 기여하는 정도와 유사한 정도이다.

3. 결론

노심연소후 수년의 시간이 경과하면 이에 따른 추가적인 반응도 감소가 유의할 정도인 것으로 확인되었다. 이에 따라 사용후핵연료에 대한 임계해석시 노심연소후 시간 경과를 고려할 수 있는 조건이라면 이를 반영하여 사용후핵연료 저장대 추가 설치, 수송, 중간저장 등에 대한 설계에 대한 최적화를 이루는 것이 가능할 것이다.

4. 참고문헌

[1] ORNL/TM-2005/39, Version 6, SCALE: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Oak Ridge National Laboratory, 2009.

[2] KOPEC/09-TN-9A9, 방사선해석코드 UPDATE 및 설계방법론 재정립, 한국전력기술주식회사, 2009.

사용후핵연료 이송율과 원자로 정지 후 노내 냉각시간이 사용후핵연료 저장조 포괄온도에 미치는 영향 고찰

김기범, 이상동, 손희동, 류억형
두산중공업(주), 경남 창원시 성산구 두산볼보로 22
kibum1.kim@doosan.com

1. 서론

원자력 발전소 운전중에 배출되는 사용후핵연료를 사용후핵연료 조밀저장대에 안전하게 저장하고, 저장 용량 증대에 따른 사용후핵연료 저장조의 건전성 확보를 위하여 원자로 운전 정지 후 사용후핵연료가 원자로내에서 냉각되는 시간 및 원자로에서 조밀저장대로의 사용후핵연료 이송률이 저장조 냉각계통에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 저장조 사양

사용후핵연료 저장조는 원자력발전소의 핵연료 건물에 위치하며[1], 본 연구에 적용된 사용후핵연료 저장조 및 사용후핵연료 조밀저장대 사양은 Table 1과 같고, 저장조 Layout은 Fig. 1과 같다.

Table 1. Specifications of Spent Fuel Storage Pool and Racks.

구 분	사양	
저장조	가로 10.4m x 세로 8.6m x 깊이 11.3m	
조밀 저장대	Region I	3개 모듈, 핵연료 250개 저장용량
	Region II	9개 모듈, 핵연료 1208개 저장용량

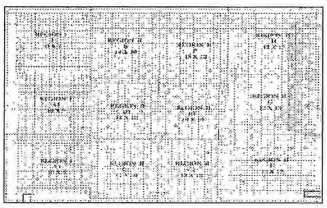


Fig. 1. Spent Fuel Storage Pool Layout.

2.2 허용 기준

사용후핵연료 저장조의 포괄온도 냉각 요건은 정상운전, 재장전운전, 비정상운전에서 60℃ 이하의 온도로 유지되도록 규정하고 있다[1]. 이중 재장전운전은 두 개의 냉각계통 중에서 하나만 가동되고, 원자로 정지 후 150시간 동안 노내 냉각기간을 거쳐 전노심(사용후핵연료 177다발)이 조밀저장대로 이송되는 조건으로서 세 가지 운전 조건 중에서 가장 높은 포괄온도 결과 값을 가지는 조건이므로 본 연구에서는 재장전운전 조건을 기준으로 평가를 수행하였다.

2.3 가정 사항[2]

보수적인 해석을 위하여 사용후핵연료 저장조 벽면을 통한 전도 및 복사 열전달은 무시하고, 저장조 내부 냉각수의 열용량을 고려할 때, 저장대 상부를 기준으로 위쪽에 있는 냉각수 양만을 기준으로 하였다. 그리고 이미 저장대에 저장된 핵연료의 붕괴열은 시간이 지나도 일정하다고 가정하고, 저장대에 저장되는 모든 핵연료는 노내 운전 동안에 최대로 연소가 되어 붕괴열이 극대화 되었다고 가정하였다. 또한 사용후핵연료 저장조의 정화를 위한 정화수는 순환되지 않고, 보충되지 않게 함으로써 정화수에 의한 냉각 효과는 없는 것으로 가정하였다.

2.4 사용후핵연료 저장조 포괄온도

원자로 정지 후 시간 경과에 따른 사용후핵연료의 붕괴열 계산은 USNRC에서 발행된 ASB-9.2[3]의 계산식을 적용하였다.

사용후핵연료 저장조의 포괄온도 계산은 사용후핵연료에서 발생되는 붕괴열과 냉각계통(Q_{HX}), 자연대류(Q_{NC}), 증발(Q_{VAP}) 등으로 제거되는 열 에너지 평형식을 통하여 계산할 수 있다.

$$\frac{d}{dt}(M_w C_w T_w) = Q_D(t) - Q_{HX}(t) \cdots\cdots (1)$$
$$- Q_{NC}(t) - Q_{VAP}(t)$$

여기서, M_w = 수조 냉각수 질량(kg)
C_w = 냉각수 비열(J/kg-K)
T_w = 냉각수 온도(Pool Bulk Temp)

이미 저장된 사용후핵연료로부터 발생하는 붕괴열은 시간에 관계 없이 일정한 것으로 가정하는데 비해 새로 인출되어 사용후핵연료 저장조에 저장되는 사용후핵연료는 시간 경과에 따른 붕괴열 변화를 고려한다 ($Q_D(t) = Q_{OLD} + Q_{NEW}(t)$).

2.5 평가 결과

재장전운전을 기준으로 사용후핵연료 저장조의 포괄온도를 평가한 결과, 사용후핵연료를 한꺼번에 사용후핵연료 조밀저장대로 이송하였다고 가정할 경우, 60.9℃(141.59°F)로 허용기준인 60℃를 초과하였다. 이에 따라 사용후핵연료의 이송율과 원자로 정지 후 냉각 시간 변화를 각각 적용하여 포괄온도를 평가하였고, 그 결과는 Table 2와 Table 3에 나타내었다.

Table 2. Application of Spent Fuel Transfer Rate.

구 분	Case1	Case2	Case3	Case4
핵연료 이송율(/hr)	59다발	20다발	6다발	3다발
포괄 온도(℃)	60.8	60.6	59.6	58.4

Table 3. Application of Hold Time After Reactor Shutdown.

구 분	Case1	Case2	Case3	Case4
Hold Time(hr)	160	170	180	190
포괄 온도(℃)	60.3	59.8	59.3	58.9

사용후핵연료의 이송율을 적용하여 저장조의 포괄온도를 평가하였을 경우, 시간당 6 다발이 이송되면 허용기준인 60℃이하를 만족하였고, 원자로 정지 후 냉각 시간을 적용하였을 때, 170시간 후에는 사용후핵연료가 한꺼번에 저장대로 이송이 되더라도 허용기준을 만족하여 건전성을 유지할 수 있는 것으로 평가되었다.

3. 결론

사용후핵연료 저장조에서 사용후핵연료 이송율과 원자로 정지 후 노내 냉각 시간의 변화는 저장조의 포괄온도에 영향을 주는 것으로 평가되었다. 두 가지 사항 모두 원자로 정지 후 사용후핵연료가 노내에서 냉각되는 시간이 늘어남에 따라 저장조 냉각계통의 냉각부하를 줄여 포괄온도가 낮아지는 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] Technical Specification for YGN/UNC #5,6 Spent Fuel Storage Rack, Rev.1, Oct. 2010.
[2] 10 CFR Part 50, Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants, Criterion 34 "Residual Heat Removal."
[3] USNRC Branch Technical Position ASB 9-2, "Residual Decay Energy for Light Water Reactors for Long Term Cooling",Rev.2, July, 1981.
[4] Regulatory Guide 1.13 (Rev. 2), "Spent Fuel Storage Facility Design Basis," March, 2007.

사용후핵연료 건식저장시 핵연료 피복관의 열화거동과 연구방향

김현길, 양용식, 김일현, 최병권, 박정용
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
hgkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장은 국내 원자력 산업의 중요문제로 인식되고 있는데, 이는 사용후핵연료의 안정적인 관리가 이루어져야만 원자력에 대한 대국민 수용성의 증대와 차후 사용후핵연료의 재활용을 위해서도 매우 중요하기 때문이다. 국내에서는 사용후핵연료 저장방식이 건식저장으로 구체화되고 있다. 건식저장 시 발생할 수 있는 핵연료의 손상은 대부분 피복관의 손상에 기인되며, 이러한 손상기구는 연소에 의한 피복관의 산화, 조사손상, 수화물 생성을 기반으로 한다[1]. 연소된 피복관은 건식저장 중에 피복관의 외측으로 크립변형이 발생하는데, 이 문제가 핵연료피복관 파손의 주기구가 된다. 따라서 건식저장 조건에서 연소피복관에 대한 피복관의 크립변형을 평가하는 것이 피복관 건전성을 예측하는 척도로 이용되고 있다. 건식저장 중 발생할 수 있는 다른 사고요인은 건식저장 Cask가 지진 등 외력에 의해 넘어지거나 이송 중 크레인 또는 차량에서 떨어지는 경우이다[2]. 이러한 상황에서는 피복관에 충격을 가하기 때문에 열화 된 피복관의 기계적 손상이 예측된다. 따라서 본 연구에서는 건식저장 피복관의 열화에 미치는 크립변형 거동과 충격에 의한 피복관의 손상요소를 분석하고 평가하여 건식저장시 안전규제에 필요한 연구방향을 도출하고자 하였다.

2. 본론

2.1 크립변형에 의한 피복관 손상

건식저장 중에 핵연료피복관의 크립변형은 핵연료의 온도와 피복관 내압에 의존한다. 피복관의 크립변형에 미치는 온도 및 압력기준은 미국의 규제요구에서 정의 하고 있는데 그림 1과 같다[3]. 즉 정상상태 저장 및 운송시 피복관의 온도는 400℃ 이상으로 증가되지 않아야하고 원주방향응력은 90MPa 이하로 유지되어야 한다. 사고조건에서는 피복관의 온도가 570℃를 초과하지 말아야 한다. 이는 피복관의 크립변형량과 크립변형에 의한 수화물의 재배열을 주요인으로 해석한 것이다. 피복관에 원주방향 응력이 90 MPa 이상으로 인가되면 원주방향으로 형성된 수소화물이 반경방향으로 재배열하게 되고[3], 반경방향으로 성장된 수소화물이 존재하면 피복관은 매우 낮은 변형에서도 파손이 발생하기 때문이다[4, 5].

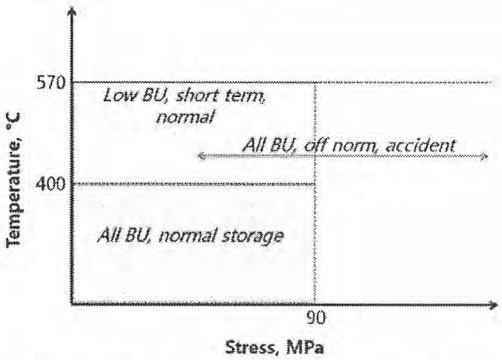


Fig. 1. Cladding Regulation Limits for Dry Storage in the USA.

건식저장 피복관에서 수소에 기인되는 열화거동중에 하나로는 크립변형과 병행하여 나타나는 DHC (Delayed Hydrogen Cracking) 현상이다. DHC는 중수로 압력관의 손상원인 중에 하나로 건식저장 조건에서 핵연료피복관이 장시간 노출시에 발생될 수 있을 것으로 분석되고 있다.

수소화물의 배열뿐만 아니라 수소화물 rim도 건식저장 피복관의 파손에 미치는 중요 인자로 작용한다. 수소화물 rim은 노내연소 중에 피복관의 특정부분에 응력이 높거나 산화막의 손상으로 온도가 낮은 부분에서 집중적으로 발생하게 되며 취성이 매우 강한 특성을 가지고 있다. 따라서 수소화물 rim이 발생된 영역은 피복관의 다른 영역에 비하여 더욱 낮은 충격/변형량에서 파손이 발생하기 때문에 반드시 고려해야하는 인자이다.

상기의 결과와 같이 건식저장시 피복관에서 발생되는 열화는 매우 다양하기 때문에 피복관에 대한 안전요건은 개개의 열화요소 뿐만 아니라 복합적으로 작용할 경우를 고려하여 평가해야만

한다.

2.2 Cask의 기계적 충격에 의한 피복관 손상

미국 NRC에서 제시한 사용후핵연료 저장용 Cask의 사고기준 중에 하나는 9m 높이에서 자유낙하한 충격량에 의해 Cask 내부의 핵연료가 안전성을 유지해야 한다는 것이다[2]. Cask의 자유낙하에 의한 충격량은 내부 핵연료집합체의 변형을 유발하고 핵연료집합체를 구성하는 피복관에 그림 2와 같은 형태의 손상을 유발하게 된다[6].

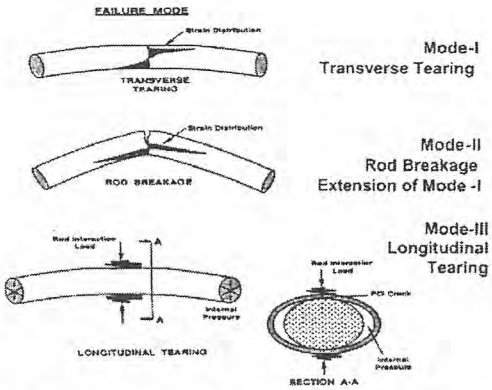


Fig. 2. Possible modes under cask drop in horizontal orientation.

그림에서 나타난바와 같이 피복관은 세가지 모드의 파손이 발생할 수 있다. 이와 같은 파손에 영향을 미치는 주요요인은 연소된 피복관의 연성을 감소시키는 산화막 두께, 수소화물 rim, 반경방향으로 배열된 수소화물 그리고 크립변형량으로 생각할 수 있다. 그러나 현재까지는 cask 사고시 연소 피복관에 대한 평가결과가 정립되지 않은 실정이다. 따라서 연소 피복관을 모사할 수 있는 시편을 제작하여 이에 대한 굽힘, 인장, 뒤틀림 등을 평가하는 것이 당면과제로 남아 있다.

건식저장을 위한 핵연료피복관의 실험적 근거 마련을 위해서는 국내 연소 피복관에 대한 다음과 같은 평가 연구를 제안할 수 있다.

- Construction of creep deformation map
  - Maximum cladding temp. < 600℃
  - Maximum cladding hoop stress < 100MPa
- Analysis of hydrogen induced cladding failure
  - Hydride re-orientation threshold
  - DHC behavior in dry storage condition
  - Effect of hydride rim on cladding ductility
- Mechanical behavior of cladding with creep deformation and hydride effect
  - Transverse tearing test
  - Transverse tearing with extension test
  - Ring compression and Impact test

3. 결론

국내에서는 사용후핵연료에 대한 건식저장의 필요성을 인지하고 이를 실행하기위한 준비가 진행되고 있으며, 사용후핵연료에 대한 안전규제조건은 원전선진국에서 제시한 기준 및 규정을 준용하고 있다. 그러나 국내 상용로에서 연소된 핵연료의 연소도 및 환경이 다르기 때문에 이를 검증할 실증자료가 확보에 대한 연구가 요구된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] H.G. Kim, Y.H. Jeong, K.T. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 42 No. 3, pp. 249-258, 2010.

[2] G. Bjorkman, Paper CO 3/2, SMiRT 19, Toronto, Aug. 2007.

[3] R. Einziger, C. Brown, G. Horneth, and C. Interrante, Radwaste Solutions, Apr. 2005

[4] A. Racine, M. Bornert, D. Caldenmaison, C. C. Sainte, and C. Cappelaere, Proc. 18th International Conference in Structural Mechanics in Reactor Technology, SMiRT 18-C04-6, Beijing, China, Aug. 2005.

[5] 김현길 외, 한국방사선폐기물학회 추계학술대회, Nov. 2009.

[6] T. Sanders et al., SANDIA Report 90-2406, TTC 1019, UC-820, Nov. 1992.

사용후핵연료 저장조 조밀저장대 기술기준 분석

정성환, 김학수, 박종길
한국수력원자력(주) 한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
shchung@khnp.co.kr

1. 서 론

원전의 사용후핵연료 임시저장용량을 확충하기 위하여 사용후핵연료 저장조의 기존저장대를 조밀저장대로 교체 또는 저장조의 여유공간에 조밀저장대를 추가로 설치하고 있다. 조밀저장대는 저장대 셀의 중심간 간격을 최소로 하여 저장조의 저장능력을 극대화시키는데(Fig. 1 참조), 사용후핵연료의 미임계 유지, 잔열제거, 방사선차폐, 격납 및 구조적 건전성 등을 유지할 수 있어야 한다. 이러한 조밀저장대에 대하여 우리나라는 아직까지 구체적인 기술기준이 수립되지 않았다. 여기서는 국내외 규정요건을 분석하여 사용후핵연료 저장조의 조밀저장대에 적용하는 기술기준을 고찰하였다.

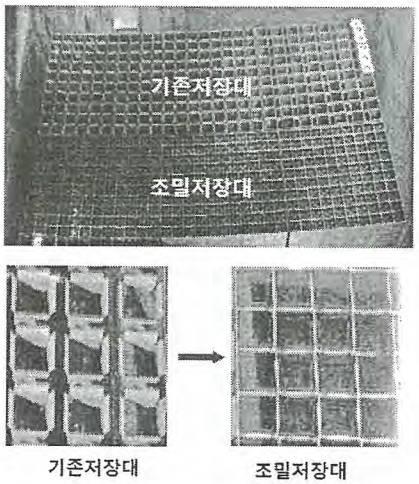


Fig. 1. 기존저장대 및 조밀저장대.

2. 본 론

2.1 국내 기술기준

"원자력법시행령" 제102조는 사용후핵연료 저장에 관하여 안전조치를 취하도록 규정하고 있고, "원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙" 제33조 연료취급장치 및 저장설비 기준에서 사용후핵연료를 저장하는 설비는 최적감속조건에서 사용후핵연료가 임계에 도달하지 않아야 하며, 붕괴열을 제거할 수 있는 능력과 적절한 차폐·격납·제한·정화할 수 있는 능력을 구비하여야 하며, 붕괴열 제거능력의 상실 및 과도한 방사선준위를 감지하고 적절한 안전조치를 취할 수 있어야 하며, 충격, 과도한 응력 및 부식 등에 의하여 사용후핵연료가 손상되지 않아야 한다고 규정하고 있다.

2.2 IAEA 기술기준

"IAEA Safety Series No.116 사용후핵연료 저장시설 설계기준"의 201~260항(일반지침)은 미임계 유지, 잔열제거, 방사선방호, 격납, 자재 등에 대한 요건을 제시하고 있으며, 312~318항(특별설계요건)은 습식저장에 대한 미임계 유지, 구조 및 배치, 잔열제거, 방사선방호, 격납, 자재, 취급 등에 대한 기준을 제시하고 있다. "IAEA Safety Series No.117 사용후핵연료 저장시설 운전기준"의 301~330항(운영에 대한 기본 안전성 고려)은 미임계, 차폐, 격납, 잔열제거, 낙하하중 등에 대한 기준을 제시하고 있다. "IAEA Safety Series No. 118 사용후핵연료 저장시설 안전성평가기준"의 2.1~2.5항(안전성평가)은 일반적인 평가방법을 제시하고, 3.1~3.8항(운전상태 안전성평가)은 구조, 구성품 성능, 미임계 보장, 붕괴열 제거, 방사선방호 등에 대한 기준을 제시하며, 4.1~4.5항(사고안전성평가)은 미임계, 붕괴열 제거, 방사선방호, 내진 등에 대한 기준을 제시하고 있다.

2.3 미국 기술기준

미연방규정 "10 CFR Part 50 Appendix A"는 저장대에 대한 일반설계기준(GDC)을 제시하는데 조밀저장대의 설계에 적용하는 주요 기준은 다음과 같다 :

- Criterion 2(자연현상에 대비한 설계기준)
  지진, 토네이도, 태풍, 홍수, 지진해일 등의 자연재해로 인한 영향으로 미임계, 냉각, 피폭 등 저장조의 안전기능을 유지하도록 내진 1등급으로 설계하여야 한다.
- Criterion 4(환경 및 동적효과 설계기준)
  환경조건, 내외부발생 비상체의 동적영향 및 기기파손으로 인한 저장수 유출방지, 방사성물질 보존 및 미임계 유지가 가능하도록 설계하여야 한다.
- Criterion 5(구조물. 계통 및 구성품 기준)
  저장대 구조물이 해당호기와 인접호기의 안전

성능에 손상을 주지 않도록 설계하여야 한다.

○ Criterion 61(연료저장/취급 및 방사선 기준)
연료저장, 취급, 방사성폐기물 또는 방사능을 함유하는 기타계통은 정상 및 가상사고 조건에서 적합한 안전성을 보장하기 위하여 안전성에 중요한 기기에 대한 적합한 주기적 검사 및 시험이 가능하고, 방사선방호에 적합한 차폐성능과 적합한 격납·제한·정화계통을 구비하고, 붕괴열 제거 등에 대한 안전성을 반영하는 신뢰성과 시험성을 갖는 잔열제거능력을 구비하여야 하며, 사고 시 저장수의 감손을 방지할 수 있도록 설계하여야 한다.

○ Criterion 62(연료저장/취급 시 임계방지기준)
기하학적으로 안전한 형상을 이용하여 임계를 방지하도록 설계하여야 한다.

○ Criterion 63(감시기준)
잔열제거성능 상실 및 고방사선준위를 감지할 수 있고 방사성물질의 유출을 방지하도록 설계하여야 한다.

"10 CFR Part 50 Section 50.68(임계사고요건)"은 임계사고를 방지할 수 있어야 하며, 저장영역이 비붕산수로 채워진 경우 유효증배계수가 0.95 이하가 되도록 설계하여야 하며, "10 CFR Part 20 Section 20.1101(방사선방호계획)"은 ALARA (As Low As Resonably Achievable) 원칙에 따른 방사선방호설계를 하여야 한다고 규정하고 있다.

이러한 기술기준의 준수를 위하여 NRC의 "R.G 1.13(사용후핵연료 저장시설 설계기준)"은 저장조의 구조물, 계통 및 구성품은 냉각 또는 차폐에 부적합한 수위를 야기하는 저장수 손실, 연료의 기계적 손상 및 방사능 유출 또는 냉각수 손실로 인한 피폭을 방지할 수 있어야 하며, 잔열제거가 가능하여 연료의 냉각이 유지되도록 설계지침을 제시하고 있다. 또한, NRC의 "NUREG-0800(경수로용 표준심사지침서)" 9.1.2항(사용후핵연료 저장기준)에서 예측이 가능한 운전 및 사고 조건에서 연료가 안전하고 미임계를 유지하며 저장되는지에 대하여 저장조에 저장된 연료수량, 저장대, 저장조 및 저장조 라이너에 작용하는 설계하중의 영향, 지진(안전정지지진, 운전기준지진), 토네이도, 지진해일 등 자연현상 대처 성능, 냉각계통 성능, 저장조 라이너의 누설방지 성능, 저장조 및 중량물 낙하사고 가능영역, 방사선 피폭방지에 대한 차폐를 위한 적정수위 유지, 수문누설사고 등에 대하여 냉각기능 유지를 위한 설계사항, 저장조 수위, 온도, 방사선 준위 등을 감지하는 감시계통, 해당호기 및 인접호기에 대한 안전성 조치, 저장조 라이너 누설방지 성능 등에 대하여 주요 안전성을 검토하여야 한다고 제시하고 있다.

3. 결 론

국내외 규정에 따라 사용후핵연료 조밀저장대는 미임계를 유지하고, 붕괴열로 인한 잔열제거기능을 구비하여야 하며, 사고 시 연료의 파손으로 인하여 주변으로 방사성물질이 누출되지 않도록 건전성을 유지하여야 한다. 즉, 정상 및 사고 조건에 대하여 미임계, 잔열제거 냉각능력, 지진 및 사고 시 낙하충격하중에 대한 구조적 건전성, 중성자흡수체의 재료건전성, 방사선차폐 및 허용피폭선량 유지 등의 성능을 유지하여야 한다.

조밀저장대는 사용후핵연료를 저장하기 위한 설비이나, 원자로에 장전하기 전의 신연료도 저장할 수 있어야 하는 설비로서, "원자력법" 제2조 및 "시행령" 제9조에 따른 관계시설인 핵연료물질 취급 및 저장시설이므로, "원자력법" 제21조, "시행령" 제33조 및 "시행규칙" 제15조에 따라 조밀저장대를 설치하기 위해서는 교육과학기술부장관으로부터 운영허가를 받아야 한다. 따라서 사용후핵연료 조밀저장대의 설치는 원전의 최종안전성분석보고서 및 운영기술지침서를 변경하여야 하며 "원자력법" 제21조에 따라 교육과학기술부장관의 허가를 받아야 한다. 이러한 인허가 획득을 위하여 조밀저장대는 국내외 규정의 기술기준을 만족시키도록 설계하고 건전성을 평가하여야 한다.

4. 참고문헌

[1] 원자력법/시행령/시행규칙/원자로규칙, 2010
[2] US, 10 CFR Part 50, Appendix A, General Design Criteria for NPPs, 2010.
[3] US, 10 CFR Part 20, Standards for Protection Against Radiation, 2010.
[4] US NRC, Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, 2007.
[5] US NRC, NUREG-0800, Standard Review Plan for the Review of SAR for NPPs(LWR Ed.), 2009.
[6] US ANS, ANSI/ANS-57.2, Design Requirements for LWR Spent Fuel Storage Facilities at NPPs, 1983.
[7] IAEA, Safety Series No.116, Design of Spent Fuel Storage Facilities, 1994.
[8] IAEA, Safety Series No.117, Operation of Spent Fuel Storage Facilities, 1994.
[9] IAEA, Safety Series No.118, Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities, 1994.

핫셀용 운반용기의 안전성 평가 해석

최우석, 방경식, 이주찬, 이상훈, 서기석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
wschoi@kaeri.re.kr

1. 서 론

한국원자력연구원에서는 핫셀에 접속하여 핫셀 내부의 방사성 물질을 운반용기에 담거나, 운반용기의 방사성 물질을 핫셀 내부로 이동할 때 사용되는 핫셀용 운반용기를 개발하였다. 개발된 핫셀용 운반용기는 다목적 운반용기로서 하나의 용기본체에 서로 다른 3종의 뚜껑을 결합하여 3종의 각기 다른 운반용기로 사용가능하도록 설계되었다.[1] 운반용기의 주요 구성요소 치수는 구조해석을 통하여 선정되었다. 개발된 운반용기는 용기 플랜지 부위에 격납유지를 위한 이중 O-ring이 장착되며, 낙하사고시에 운반용기가 받는 충격에너지를 흡수하기 위하여 운반용기 상하부에 충격완충체가 장착된다. 개발된 신규 핫셀용 운반용기는 핫셀의 리어도어와 접속하여 회전운동을 통하여 뚜껑이 개방되며 내부 컨테이너가 이송경로를 따라 핫셀 내부를 향해 이송할 수 있는 구조로 되어 있다.[2] 국내외 관련 규정에 따라 개발된 신규 핫셀용 운반용기에 대한 안전성 평가 해석 및 시험이 수행되었다. 안전성평가 해석 및 시험을 통하여 개발된 핫셀용 운반용기가 운반사고조건하에서 안전성을 확보함을 입증하였다. 본 논문에서는 안전성평가 해석에 대하여 기술하고자 한다.

2. 개발된 핫셀용 운반용기 설명

핫셀용 운반용기는 그림 1과 같이 운반용기 본체와 상하부의 충격완충체로 구성된다. 완충체를 포함한 운반용기의 직경은 1,270 mm이고 길이는 1,790 mm이다. 핫셀용 운반용기의 중량은 완충체가 약 0.7톤, 운반용기 본체가 4톤이며, 운반내용물을 포함할 경우 총 중량은 약 4.8톤이다.

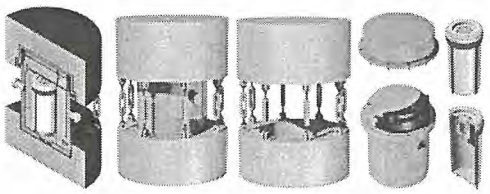


Fig. 1. Major components of transportation package.

2.1 운반용기 본체(Cask body)

운반물인 사용후핵연료 또는 공정물질로부터 발생하는 방사선을 차폐하기 위한 핫셀 운반용기 본체는 감마선 차폐체인 납과 중성자 차폐체인 K-resin이 채워진 원통형 쉘과 뚜껑으로 구성되어 있다. 핫셀 운반용기의 구조재는 스테인리스강 SA240 Type 304 재료로 설계하였다. 운반용기 본체에 뚜껑을 체결하였을 때 핫셀 운반용기 본체의 플랜지를 포함한 치수는 직경 960 ㎜, 높이 1,140 ㎜이다. 운반용기의 내부에는 격납경계를 갖는 밀봉 컨테이너가 장착되며, 내부 컨테이너의 내경은 270 ㎜, 높이는 634 ㎜이다. 운반용기 본체와 뚜껑은 플랜지 형태로 체결되며, ASME SA 193-B7와 동등한 재료의 M24 육각머리 볼트 8개로 조립된다.

2.2 오링(O-ring) 및 격납경계

오링은 내압 및 외부충격 등으로 부터 격납 건전성을 유지시키기 위하여 핫셀 운반용기는 2중 격납구조를 갖는다. 1차 격납경계는 운반용기 내부 컨테이너이며, 컨테이너 본체와 뚜껑 사이에 밀봉 가스켓 설치하여 밀봉을 유지될 수 있도록 하였다. 2차 격납경계는 운반용기의 밀봉 덮개이며, 밀봉덮개 내부에 원형 단면의 2중 오링을 설치한다. 내부 컨테이너의 밀봉 가스켓 및 원형 단면의 2중 오링의 재질은 Fluorocarbon rubber 계열의 재질로서 사용온도 범위는 -40 ~ 250 ℃이다.

2.3 완충체(Shock absorber)

운반용기 본체를 보호하기 위한 완충체는 스틸케이스와 발사우드로 구성되어 있다. 완충체의 구조재인 스틸케이스는 4 ㎜, 또는 10 mm의 두께를 가진 스테인리스강 ASME SA240 type304 또는 이와 동등한 재질로 설계하였다. 상하부의 완충체는 8개의 턴버클을 이용하여 결합된다. 상하부 완충체에는 턴버클 조립을 위한 리그가 용접되어 있다. 턴버클은 단조형으로 재질은 SUS를 사용하였다. 완충체 내부 및 외부 쉘 사이는 구조 형상 지지를 위하여 3 ㎜ 두께로 원통형 쉘과 스테인리스 강판 8개를 방사선 방향으로 설치하였다. 완

충체 내부 구조물은 다공판 형식으로 충격 시 쉽게 좌굴이 발생하는 구조를 갖고 있다.

3. 안전성 평가 해석

개발된 핫셀용 운반용기의 정상운반조건과 운반사고조건에 대한 안전성평가 해석을 수행하였다. 구조해석의 경우, 각각의 운반조건하에서의 해석결과 및 응력비교를 정리하여 표 1에 나타내었다. 핫셀용 운반용기는 9m 낙하충격 후 ASME 한계응력인 $3.6S_m$ 및 $3.0S_m$(볼트)을 만족하였다. 여기서, S_m은 설계응력강도(Design stress inten- sity)를 의미하며 이는 재료의 고유 물성치이다. 일부 운반사고조건하에서 최대응력이 응력한계를 초과하였으나 이는 매우 국부적인 응력이거나 격납경계에서 떨어진 곳이므로 격납건전성에는 영향을 주지 않는 것으로 판단하였다. 최종적인 건전성 유지여부는 안전성시험으로 평가한다.

운반사고조건인 800°C 화재사고조건하에서 열해석 평가를 수행하였다. 과도시간에 따른 운반용기의 주요부위에서의 온도시간이력, 운반용기 전체모델의 온도분포, 반경방향 온도분포를 그림 2에 나타내었다. 핫셀용 운반용기의 방사선 차폐해석을 Monte Carlo 방법을 사용하는 확률론적 범용 프로그램 MCNP를 사용하여 수행하였다. 핫셀용 운반용기의 MCNP 해석모델은 그림 3과 같다. 정상운반조건 및 가상사고조건에 대하여 차폐해석을 수행하여 차폐성능이 충분히 보장되며 B-type 운반용기의 방사선 안전성이 충분이 입증됨을 증명하였다. 핫셀용 운반용기의 임계해석을 위해 NUREG-1617에 제시된 SCALE5 코드의 KENO-Va 모듈을 이용하여 해석을 수행하였다. 임계해석을 위해 고려한 운반용기 내부 단면도는 그림 3과 같다. 정상운반조건 및 가상사고조건에 대하여 임계안전성이 유지됨을 입증하였다.

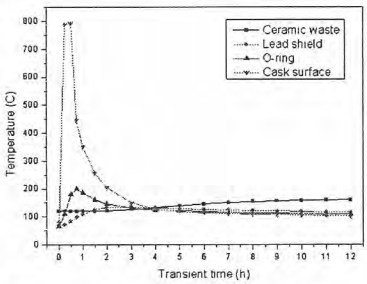
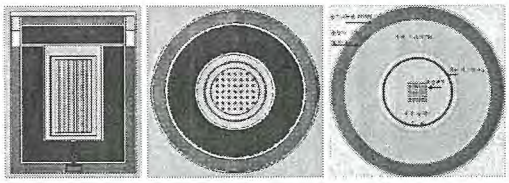


Fig. 2. Temperature history @ major components under fire accident.



(a) (b) (c)

Fig. 3. (a) MCNP analysis model for the side, (b) MCNP analysis model for the section, and (c) criticality analysis model.

Table 1. Stress limit and maximum stress under the NOC and HAC.

		Normal operating conditions		Hypothetical accident conditions	
		Stress limit [MPa]	Max. stress [MPa]	Stress limit [MPa]	Max. Stress [MPa]
Bottom Down	P_m	138	19.06	331	275.27
	P_m+P_b	207	21.43	497	275.27
Top down	P_m	138	46.03	331	412.11
	P_m+P_b	207	46.03	497	412.11
Side	P_m	138	245.61	331	238.02
	P_m+P_b	207	254.30	497	393.79
COG	P_m	138	20.38	331	177.55
	P_m+P_b	207	21.13	497	340.73
Oblique (10°)	P_m	138	110.88	331	295.75
	P_m+P_b	207	110.88	497	452.77

4. 결 론

한국원자력연구원에서는 기존 핫셀 및 신규 핫셀에서 사용할 다목적 핫셀용 운반용기 3종을 개발하였다. 개발된 신규 핫셀용 운반용기에 대하여 구조, 열, 임계, 차폐분야의 해석을 통하여 안전성을 검증하였다. 해석결과와 이후 수행된 안전성 평가 시험결과를 비교하여 해석방법론의 타당성을 검증하였다. 또한, 개발된 핫셀운반용기가 정상운반조건 및 가상사고조건하에서 안전성을 확보함을 입증하였다. 개발된 핫셀용 운반용기는 KINS로부터 2011년 4월 설계인허가를 획득하였다.

5. 참고문헌

[1] 최우석 외, "다목적 핫셀운반용기 및 접속시스템 개발", 방폐학회, 춘계학회 논문집, pp.359-360, 2010.

[2] 최우석 외, "방사성물질 수송용기의 개폐시스템 개발", 방폐학회, 춘계학회 논문집, pp.285-286, 2008.

원형크기 사용후연료 운반용기의 안전성시험시설 개념설계

최종서, 임지윤, 김무성, 이충상, 서기석*, 방경식*, 김형진**, 윤정현**
대우건설, 서울시 종로구 신문로 1가 57
*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989
**한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89
jongseo.choi@daewooenc.com

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 사용후연료를 중간저장 또는 처분시설까지 안전하게 이송하기 위해서는 운반용기의 안전성이 규제요건에 따라 확인되어야 한다. 안전성을 확인하는 방법은 원형크기 운반용기 모형에 대한 시험, 공학적 경험에 기반한 적정 비율의 용기 모형에 대한 시험 등의 방법을 사용하거나 또는 이들의 조합에 의할 수 있다[1]. 이들 방법 중 원형크기 운반용기 모형을 이용한 입증시험은 규제요건 준수여부를 직접적으로 확인할 수 있고, 용기의 특성을 명확히 파악할 수 있는 등 안전성의 입증 측면에서 우월한 장점을 갖고 있다[2]. 현재 국내에는 한국원자력연구원(KAERI) 내에 10톤 규모의 낙하시험설비를 포함한 축소모형 운반용기를 위한 안전성시험시설이 있으나, 이는 향후 사용후연료 운반용기 수요에 대비한 원형크기 모형의 시험 수행에는 적합하지 않은 측면이 있다. 이에 본 논문에서는 원형크기 사용후연료 운반용기의 안전성시험시설에 대한 개념설계를 제시해 보고자 하였다.

2. 안전성시험시설 개념설계

개념설계 수립은 크게 3단계로 수행하였다. 첫 번째로 국내·외 기술요건 검토와 한국방사성폐기물관리공단(KRMC) 및 KAERI 전문가의 요건을 수렴하였다. 두 번째로는 국내 유일의 축소모델 시험시설인 KAERI 시설 현황과 함께, 세계적으로 운반용기의 안전성시험에 관한 선도적 위치에 있는 독일 BAM(Federal Institute for Materials Research and Testing) 및 일본 CRIEPI(Central Research Institute of Electric Power Industry)의 시험시설을 방문하여 시행 사례 정보를 입수, 검토하였다. 끝으로 입수 및 검토한 내용을 토대로 개념설계안을 구성하였다. 이 내용은 KRMC의 주관 하에 미국 SNL(Sandia National Laboratories)과의 협의를 통한 검토를 수행하였다. 이들 기관 들의 경험 및 연구결과를 근거로 우리나라의 여건과 관련 기준에 적합하도록 설계안에 반영하였다.

2.1 KAERI 및 KRMC 요건

KAERI 및 KRMC 전문가와의 협의를 통해, 안전성시험시설은 기본적으로 원형크기 운반용기 시험체에 대하여, 국내 법규와 미국 및 IAEA의 요건[3]에 명시된 정상운반조건과 운반사고조건에 대한 입증시험을 할 수 있어야 함을 확인하였다. 또한 시험기능과 함께, 원활한 운반용기 운영을 위해 사용검사 및 보수 기능을 갖추어야 한다. 안전성시험시설 설계를 위한 운반용기 제원의 기준은 향후의 신규제품 개발 수요, 원전 크레인 용량 확대 추세 등을 반영하여 개발예정 용기 제원 대비 20% 이상의 여유율을 고려하였다. 이 외에 모든 시험용 구조물 및 설비는 전천후 시험이 가능하고, 설비 노화를 최소화 할 수 있도록 건물 내 배치하는 등 8건의 요건을 도출하였다.

2.2 독일과 일본의 안전성시험시설 현황

독일 BAM의 시험시설 중 용기의 안전성시험과 관련한 설비는 낙하 및 화재시험설비이다. 낙하시험설비의 경우 특이한 점은, 바닥에 계측기를 매립, 설치함으로써, 충격에너지가 용기 자체로 얼마나 흡수되는지를 측정할 수 있도록 고려한 점, target 구조물과 주변 바닥 구조물 사이에 충진재를 넣어 진동 전달을 최소화 하였고, 낙하시 크레인 방향으로의 반발력을 조절하기 위하여 용기를 잡아주는 밧줄 고정장치를 바닥에 완충기(snubber)로써 고려한 점이라고 할 수 있다. 화재시험설비의 경우, open pool 형태의 설비로 옥외에 배치하였는데, 시험시 발생하는 배출가스에 대한 별도의 조치없이 방출하는 방법은 국내에 적용하기에는 어려움이 있을 것으로 판단되었다.

일본의 안전성시험시설은 1980년도에 건설되었으나, 약 20여 년 사용된 후 현재는 해체가 완료된 상태이다. 해체 사유는 용기의 연구개발이 계획대로 완료되었고, 옥외 노출설비인 관계로 설비 자체의 노화와 이에 따른 운영비의 지속적인 발

생에 기인한 것이라고 할 수 있다. CRIEPI의 시설은 낙하, 화재(800℃), 방사능 차폐, 침수, 살수 및 열시험(38℃)설비가 일렬 형태로 배치되었고, 시험용기는 갠트리(gantry) 크레인으로 공용 취급하도록 고려되었다. 일본시설에서는 집적된 형태로 설비가 배치된 점, 화재시험설비의 경우 배출가스 취급을 고려한 실내 가열 개념, 용기의 차폐체 건전성을 확인하는 용도로 사용된 차폐시험설비가 참조할 수 있는 내용이었다[4].

2.3 건물배치 및 설계요건

안전성시험시설의 건물 배치는 시험건물, 복합건물 및 행정건물로 구성하였다. 시험건물은 낙하, 화재 및 침수시험을 수행하는 기능을 포함하며, 복합건물은 정기검사 및 유지보수, 운반용기의 보관과 함께 방사능차폐시험 수행기능을 갖는다. 행정건물은 시험자료 분석과 사무실 용도로 사용된다.

안전성시험설비 설계요건으로는 낙하시험 Target 구조물의 장기적 건전성을 위한 Load spreader[4] 개념을 적용하는 등 11건의 필수적인 요건을 도출하였다. 이러한 내용을 반영한 시험건물의 배치를 Figure 1에 나타내었다. 본 개념설계를 통하여 총 25종류의 장비 및 25 종류의 계측장비가 도출되었다.

3. 결론

KAERI 및 KRMC의 요건, BAM, CRIEPI 및 SNL의 경험을 고려하여 안전성시험시설의 개념설계를 수행하였다. 이 결과로 20여 건 이상의 설계요건을 도출하였고, 시설배치도 1건, 시험건물 및 복합건물 일반배치도 각 1건, 기기 및 계기리스트 각 1건을 생산하였다. 금번 개념설계를 통해 해외 선도기술 경험과 국내 여건에 따른 개념설계를 수립할 수 있었으며, 향후 시설 건설의 최적화 수행에 보탬이 될 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 논문은 한국원자력연구원의 위탁과제 용역으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] 교육과학기술부 고시, 방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정 고시 2009-37, 제37조 (기술기준 준수에 대한 입증), 2009.

[2] R.J.Halstead, F.Dilger, Implications of the Baltimore Rail Tunnel Fire for Full-Scale Testing of Shipping Casks, WM'03 Conference, p.4, 2003.

[3] 고원일, 서기석 외, 사용후연료 소외수송 방안분석 용역 최종보고서, KAERI/CR-320, pp.7~16, 2008.

[4] 남세우, 이충상 외, 원형모델 안전성시험 설계요건 검토 및 개념설계용역 최종보고서, pp. 21~37, 50, 2011.

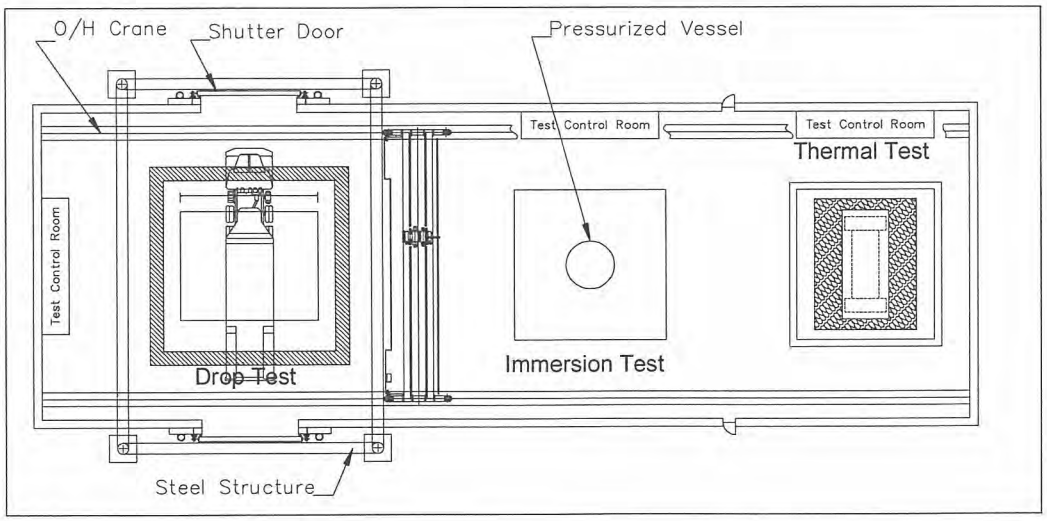


Fig. 1. General Arrangement for Test Building.

금속겸용용기의 고속충돌 해석 및 시험평가

이상훈, 방경식, 최우석, 김기영, 전재언, 서기석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*shlee1222@kaeri.re.kr

1. 서론

원전을 비롯하여 유해한 물질을 다량 보유하고 있는 위험시설에 대한 항공기 충돌 안전성 평가의 필요성은 1960년대부터 인식되어 왔으나 9.11 테러사건 이후 항공기 운항 중에 발생하는 사고 외에 테러 목적의 항공기 납치에 의한 충돌의 위험성이 대두되면서 보다 엄격한 안전성 평가 및 설계 기준의 필요성이 제기되어 왔다. 미국, 독일, 일본 등 선진국들은 원전건물 뿐 아니라 사용후핵연료의 수송/저장시스템에도 항공기 충돌에 대비한 설계기준을 적용하고 안전성을 해석적, 시험적으로 검증하는 노력을 지속적으로 해오고 있다.[1,2]

국내에서는 원전의 방호건물 등의 항공기충돌 안전성 평가를 해석적으로 수행해오고 있으나 이를 시험적으로 검증한 사례는 보고된 바 없다. 본 논문에서는 현재 방사성폐기물관리기술개발사업의 일환으로 개발 중인 금속수송저장겸용용기를 대상으로 하여 항공기 충돌에 대한 안전성 해석 평가를 수행하고 이를 시험적으로 검증한 연구 결과에 관하여 기술하고자 한다. 금속수송저장겸용용기는 현재 개발 중인 모델이기 때문에 본 연구에서는 상기 시스템의 안전여부의 평가보다는 전산해석을 통한 안전성 평가체계를 구축하고 이를 시험적으로 검증하고자 하는 노력을 기울였다.

2장에서는 연구대상이 된 시스템 및 고려된 항공기충돌 시나리오에 대하여 기술하고 3장에서는 전산해석을 통한 평가결과를, 4장에서는 시험평가를 수행한 내용을 기술한다.

2. 대상 시스템 및 충돌조건

2.1 금속수송저장겸용용기

본 연구에서 고려한 시스템은 현재 (주)코네스코퍼레이션에서 개발 중인 금속수송저장겸용용기로서 사용후핵연료 바스켓이 장입된 후 용접으로 밀봉되는 캐니스터와 외부 캐스크로 구성되는 시스템이다. 해석 및 시험평가를 위하여 상기 시스템의 1/3 스케일 모델이 설계, 제작되었고 제작의 용이성을 위하여 사용후핵연료 바스켓 등 일부 설계는 아래 그림과 같이 단순화되었다.

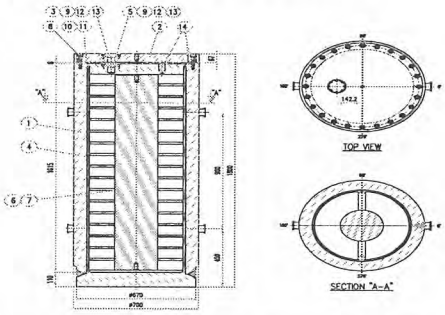


Fig. 1. 1/3 scale model of dual purpose metal cask.

상기 모델의 캐스크 및 더미하중은 탄소강 재질이며 캐니스터는 스테인리스강으로 만들어진다. 모델의 총 무게는 3578 kg이다.

2.2 충돌조건 선정

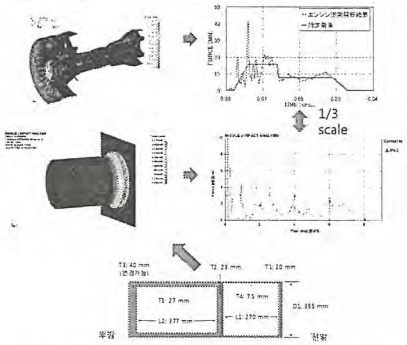


Fig. 2. Design of simplified missile.

본 연구에서는 민항기 Boeing 747이 별도의 방호건물 없이 콘크리트패드 위에 직립해 있는 금속겸용용기의 뚜껑을 수직으로 타격하는 충돌시나리오를 산정하였다. 충돌속도는 150 m/s[1]로 선정되었으며 항공기 구조에서 가장 강성이 큰 엔진이 직격하는 가혹한 조건을 선정하였다. Boeing 747의 엔진 GE CF6-80C2를 모사하기 우하여 CRIEPI에서 제시한 의 충돌하중 시간이력곡

선[2] 및 상사성 이론을 바탕으로 유사한 충돌특성을 가지는 단순화된 발사체를 설계하였다. 이 발사체는 무게 167 kg, 직경 355 mm의 원통형 구조를 가지며 탄소강 재질로 만들어졌다.

3. 안전성 해석평가

해석에는 유한요소해석코드 LS-DYNA가 활용되었다. 고속충돌 시 재료의 변형률속도 의존성을 고려하기 위하여 각 재질에 대하여 수행한 동적 재료물성시험 데이터가 활용되었다. Fig. 3에 보이는 바와 같이 용기의 바닥면이 강체벽에 의해 지지되는 경계조건을 부여하였으며 dynamic relaxation을 이용하여 볼트에 예하중을 가하였다. 해석결과 용기의 뚜껑에 상당한 소성변형이 예측되었으며 이로 인하여 캐니스터의 상단 및 측면 용접부에도 강한 충격이 전달되고 있음을 확인하였다. 또한 뚜껑의 변형으로 인하여 볼트가 휘는 현상이 예측되었는데 휘는 각도가 최대 0.5도 정도로 예측되었다. 볼트의 소성변형과 더불어 뚜껑과 본체의 틈도 아래 Fig. 4와 같이 최대 0.8 mm 발생하는 것으로 예측되어 격납경계의 건전성을 유지하기 힘든 것으로 평가되었다.

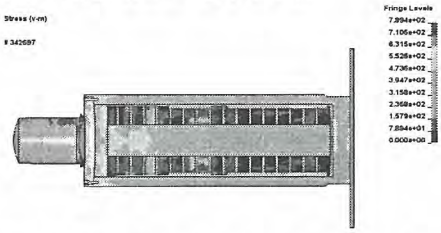


Fig. 3. Stress contour (2.5 ms after impact).

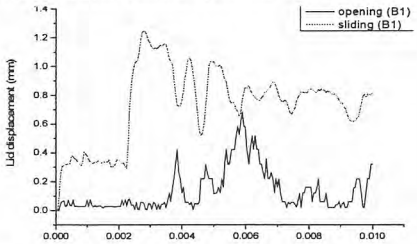


Fig. 4. Lid opening-sliding displacement (@B1).

4. 안전성 시험평가 및 해석검증

안전성 시험평가는 국방과학연구소 종합시험단에서 수행되었다. 발사체는 Counter Mass Gun을 활용하여 발사되었고 측정된 충돌속도는 155 m/s였다.

Fig. 5에 충돌전후의 영상을 실었다. 각 계측지점에서의 가속도 및 변형률을 비교한 결과 전산해석의 결과가 시험결과와 잘 일치였고 시험 후 수행한 캐스크와 캐니스터의 누설검사에서 모두 미량이지만 누설이 발생하여 해석으로 예측된 바와 같이 격납이 유지되지 않음을 확인하였다.

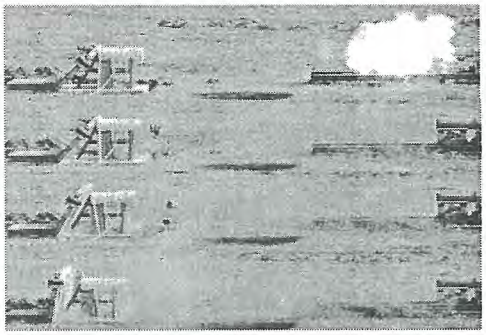


Fig. 5. Comparison of strain history (test-simulation).

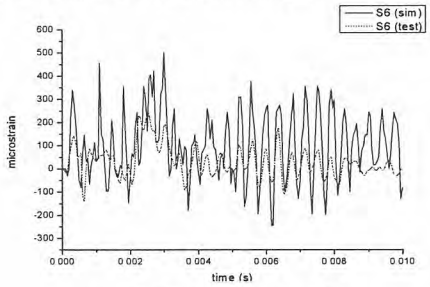


Fig. 6. Strain history (S6).

5. 결 론

이상과 같이 금속겸용기의 항공기충돌조건을 고려한 안전성 해석 및 시험평가를 수행하였다. 구현된 전산해석체계를 통하여 보수적이며 정확한 구조안전성평가를 수행할 수 있음을 보였으며 추후 실제 시스템의 평가에 활용하기 위한 기반을 마련하였다.

6. 참고문헌

[1] NEI, "Deterring terrorism: Aircraft crash impact analyses demonstrate nuclear power plant's structural strength," NEI, 2002.

[2] K Shirai et al. "Safety analysis of dual purpose metal cask subject to impulsive load due to aircraft engine crash," Journal of Power and Energy Systems, Vol. 3, pp. 72-82.

A Study on the Regulatory Requirements of Nuclear Energy Systems in the Area of Proliferation Resistance

H. L. Chang, W. I. Ko, Y. H. Lee and E. Haas*
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea 305-600
*International Atomic Energy Agency, Wagramer Strasse 5, A-1400 Vienna, Austria
hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

KAERI has been developing potential regulatory requirements of nuclear energy systems in the area of proliferation resistance (PR) based on the INPRO methodology. This paper presents general concepts and fundamentals, including relevant issues, of proliferation resistance that are to be considered in the licensing process (design and operation) of nuclear energy systems.

2. Concepts and Fundamentals of Proliferation Resistance

The INPRO PR methodology is an internationally validated tool for assessing PR of innovative nuclear energy systems (INSs) for sustainability [1]. It provides a framework for the qualitative evaluation of the proliferation resistance of nuclear reactors and fuel cycles at State level, nuclear energy system (NES) level, and facility level including facility specific pathway level [2]. It defines a Basic Principle for proliferation resistance which requires five user requirements (URs) to be fulfilled by the State, the designers and operators to achieve users' acceptance for sustainability of a given INS.

Proliferation Resistance is that characteristic of a nuclear system that impedes the diversion or undeclared production of nuclear material, or misuse of technology, by States in order to acquire nuclear weapons or other nuclear explosive devices [3]. Observing proliferation resistance in the licensing process of INSs does not mean that it prevents technologies that have been proven to be safe, secure and economical (following the INPRO definition of sustainability) but to assure that the system will "continue to be an unattractive means to acquire fissile material for a nuclear weapons program".

3. Regulatory Requirements for Proliferation Resistance

The INPRO URs set out the measures to be taken by technology developers or designers, by owners/ operators of nuclear facilities, and by the State to ensure fulfillment of the basic principle to which they relate in regard to the design requirements. For each UR, a Criterion (CR) (or more than one) is required to enable the INPRO assessor to determine whether and how well a given user requirement is being met by a given INS. An INPRO criterion consists of an Indicator (IN)and an Acceptance Limit (AL). Indicators may be based on a single parameter, an aggregate variable, or a status statement.

The degree of proliferation resistance results from a combination of, inter alia, technical design feature, operational modalities, institutional arrangements and safeguards measures. To minimize the proliferation concerns associated with nuclear energy systems, intrinsic proliferation resistance features and extrinsic proliferation resistance measures shall be implemented throughout the full life cycle for innovative nuclear energy systems, meaning from initial planning through operation to the decommissioning stage, for innovative nuclear energy systems.

Regulatory requirements on PR in the licensing process of nuclear energy systems are part of States' commitment to non-proliferation. They should include obligations in relation to all those above-mentioned four categories, and should answer fundamental questions about commonly used criteria, such as:

- Nuclear material attractiveness: can the nuclear material in the NES be easily used in a nuclear weapons program?
- Nuclear technology attractiveness: can the NES be misused for the production of nuclear material that could be easily used in a nuclear weapons program?
- Difficulty and detectability of diversion/misuse: does design and operation of the NES facilitate the implementation of IAEA safeguards? Can the NES be safeguarded effectively and efficiently by the safeguards authorities (accountability, amenability for C/S measures and other monitoring, transparency of design and processes, etc.)?
- Optimization of design: does design and operation of the NES provide cost-efficient PR both to the facility operator and the safeguards authorities and compatibility with other design considerations as safety, security, and operation?
- Institutional arrangements: do institutional structural arrangements like multinational ownership or commercial arrangements that control access to and use of nuclear material support facility and enterprise undertaking to PR?

3.1 Attractiveness of Nuclear Material and Technology

In case of attractiveness of nuclear material and

technology, the indicators are nuclear material quality, quantity, classification and technology used in NES, and the acceptance criteria are that nuclear material characteristics and technology considered in design of NES should be low enough based on expert judgment. The criteria are somewhat ambiguous, but the procedure to draw expert judgment could be drawn in the regulatory requirement.

3.2 Difficulty and Detectability of Diversion

For the difficulty and detectability of diversion of nuclear material and misuse of technology, the indicators are accountability for IAEA safeguards, amenability of containment of surveillance (C/S) at the nuclear facility, detectability of nuclear material, difficulty to modify process and facility design, and detectability of misuse of technology or facility. These indicators can be evaluated using parameters which can be defined in the regulatory requirements for the licensing process, and the acceptance criteria could be that the evaluation results for the indicators are equal or better than existing facility meeting international state of practice based on expert judgment.

In addition to the difficulty and detectability of diversion, the design and operation of NES should facilitate the implementation of IAEA safeguards, defectively and efficiently in terms of accountability, amenability of C/S measures and other monitoring, including transparency of design and processes, etc.

The Acceptance Criteria allow to answer the fundamental PR related questions and show strengths and weaknesses regarding proliferation resistance of an INS. Therefore, the regulatory requirements should be based on the acceptance limits of each user requirement, and the designer is supposed to provide the justification that the NES meets the acceptance limits in those relevant areas.

3.3 Multiplicity and Robustness of Proliferation Barriers

User requirement 4 says that innovative nuclear energy systems should incorporate multiple proliferation resistance features and measures. However, the assessment of this user requirement requires an acquisition/diversion pathway analysis to be performed by PR experts, and to fulfill this requirement, all plausible acquisition paths should (or can) be covered by extrinsic measures on the facility or State level and by intrinsic features which are compatible with other design requirements. Regarding the robustness of barriers against proliferation, it is measured by determining if, and how, the safeguards goals of the safeguards authorities can be met effectively and efficiently.

3.4 Optimization of Design

UR5 says that the combination of intrinsic features and extrinsic measures, compatible with other design considerations (in the design and engineering phase) should be optimized to provide cost-efficient proliferation resistance. The developer should consider proliferation resistance as soon as sufficient technical information is available in the development of a new INS. This should be no later than the conceptual design stage and could begin earlier as fundamental design concepts are discussed. Early consideration provides opportunity for the design to be guided, in part, by proliferation resistance, before significant design decisions are finalized.

The costs for the introduction of the new intrinsic features and extrinsic measures or the modification of existing intrinsic features and extrinsic measures are to be considered. The cost effectiveness analysis should be implemented by the designer to show that cost effective features have been employed taking into account a balance between facility and verification costs

3.5 Institutional Arrangements

The government may support the nuclear industry in establishing institutional structural arrangements such as multinational ownership or commercial arrangements that control access to and use of nuclear material support facility and enterprise undertaking to PR that are capable to enhance proliferation resistance. However, this should not be a mandatory measure in the licensing process.

4. Conclusion

The study indicates that reasonable guidelines can be developed based on the concepts, principles and fundamentals of proliferation resistance. The regulatory body is responsible for drafting and establishing regulatory requirements for the licensing process (design, operation, and maintenance) of nuclear energy systems, in line with State's commitments, obligations and policies regarding non-proliferation. The requirements would include enforcement ordinance, enforcement regulations, including technical codes and standards for design, operation, and maintenance, in the area of proliferation resistance of an NES.

5. REFERENCES

[1] IAEA, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual - Proliferation Resistance, TECDOC-1575 Rev.1, November 2008.

[2] H. L. Chang, et al., PRADA-Next Steps, Proceedings of INMM 52nd Annual Meeting, Desert Palms, CA(2011).

[3] International Atomic Energy Agency, Proliferation Resistance Fundamentals for Future Nuclear Energy Systems, IAEA STR-332, IAEA Department of Safeguards, IAEA, Vienna (2002).

월성원자력 현안에 대한 이해관계자 참여 사례

이병일, 정진욱, 문주현*
월성원전 · 방폐장 환경감시센터, 경북 경주시 양북면 와읍리 394
*동국대학교, 경북 경주시 석장동 707
byunglee@wsnesc.or.kr

1. 요약

2009년 4월에 신월성원전 건설현장의 차수벽이 파손되면서 해수가 유입되는 사고가 발생한 적이 있다. 이때 주민의 요구에 따라 사업자와 주민이 참여하는 공동조사위원회가 구성되어 침수구조물에 대한 안전성을 공동으로 평가하였다. 최근에는 주민이 참여하는 지역공동협의회를 구성하여 방폐장 안전성을 확인하였고, 삼중수소 방사능에 대한 역학조사를 진행하고 있다.

본 논문에서는 경주 지역에 원자력현안 발생시 지역주민이 해결과정에 참여하여 성공적으로 해결했던 사례를 살펴봄으로써, 현재 사회적 해결과제로 떠오른 사용후핵연료 공론화 과정에서 고려해야 하는 시사점을 도출하고자 하였다.

2. 서론

정부는 에너지 안보와 지구온난화 문제에 대응하기 위해 2008년 제1차 에너지 기본계획을 발표한 바 있다. 이 계획의 핵심적 내용 중 하나는 2030년까지 원자력발전 비중을 59 %까지 확대하는 것이다.

경주는 국내 유일하게 선 · 후행 핵주기 시설을 동시에 보유하고 있으며, 월성원전 1호기 계속운전, 신월성 원전 및 중 · 저준위 방사성 폐기물 처분장 건설 관련 안전성 우려 등 다양한 현안을 안고 있다. 이 때문에 경주는 우리나라 원자력사업의 향방과 2030년 원자력 비중 확대의 목표달성 가능성을 가늠해 볼 수 있는 시험대라고 볼 수 있다.

최근 사용후핵연료 관리방안에 대한 공론화가 주요 이슈가 되고 있다. 원자력은 에너지 자체뿐만이 아니라 정치, 환경, 위험 관리, 지속가능성 등의 속성이 포함된 복잡한 사회적 문제이다. 이제 원자력은 사업자와 규제기관 사이만의 문제가 아니라 지역주민을 이해관계자로 포함해야 한다는 인식이 확대되고 있다. 이는 원자력시설로 인해 생기는 이득은 전 국민이 동등하게 나누어 갖는 반면 이와 같은 시설로 인한 리스크와 갈등은 그 시설이 있는 지역에 집중되는 현실과 무관하지 않다.

본 논문에서는, 2009년에 신월성 원전 건설현장 해수침수 사고 때, 이 문제를 해결하기 위해 주민이 참여하는 과정과 그 결과를 살펴봄으로써, 원자력사업을 추진함에 있어 이해관계자 참여 의 중요성을 확인하고, 사용후핵연료 관리방안 공론화 과정에서 고려해야 할 시사점을 도출하였다.

3. 본론

신월성 원전건설 현장 해수침수 사고 공동조사위원회[1][2]: 월성에서 건설 중인 신월성 원전 1·2호기는 1000MWe 가압 경수로이다. 신월성 원전은 발전소의 효율을 높이고, 인근 연안의 온배수 문제를 최소화하기 위해 해상에 인공구조물인 수로를 설치하여 원거리에서 취·배수를 하도록 설계되었다. 2009년 취·배수로 건설을 위해 그림 1과 같이 바닷물의 유입을 막도록 설치된 차수벽이 파손되면서 건설현장으로 해수가 유입되어 그림 2와 같이 건설 중에 있던 주요 구조물들이 상당 부분 침수되는 사고가 발생하였다.

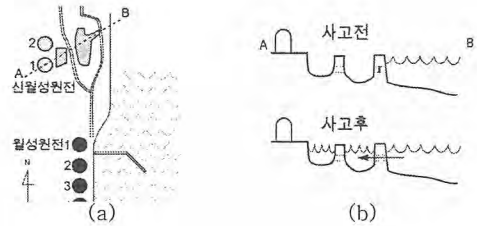


Fig. 1. 월성원전 배치도(a) 및 침수사고 전 · 후 개략도(b).

월성원전민간환경감시센터(이하 '감시센터')에서는 사고 발생 직후 주민설명회를 수차례 개최하여 주민에게 진행 상황을 신속하게 전달하고

주민의 의견을 청취하였다. 이 자리에서 수렴된 주민 의견은 첫째, 침수된 구조물의 안전성을 확인하는 것, 둘째, 이 과정에 주민들이 참여해야 한다는 것이다. 감시센터는 이런 내용을 포함한 해결과정 로드맵을 사업자에게 설명하였다. 사업자는 주민 의견이 타당함을 인정하고 침수된 구조물의 안전성을 평가하기 위해 주민이 참여하는 공동조사위원회 구성에 합의하였다.

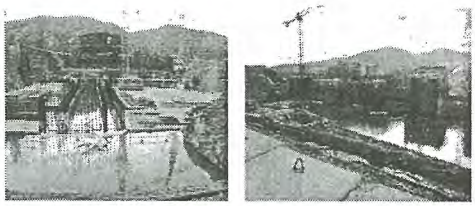


Fig. 2. 원자로 및 취/배수구조물 침수.

공동조사위원회는 총 8차례의 회의를 개최하여 이 문제를 다루었다. 공동조사위원회는 전문조사단과 자문단으로 건설기술연구원과 콘크리트학회를 각각 선임하고 그들의 조사방법과 결과를 검토 및 확인하는 역할을 수행하였다. 제8차 회의에서 주민설명회 개최를 의결함에 따라, 주민설명회를 개최하여 조사위원회의 전 활동과 조사결과를 발표하였다. 그림 3은 공동조사위원회의 주요 경과 내용을 요약한 것이다.

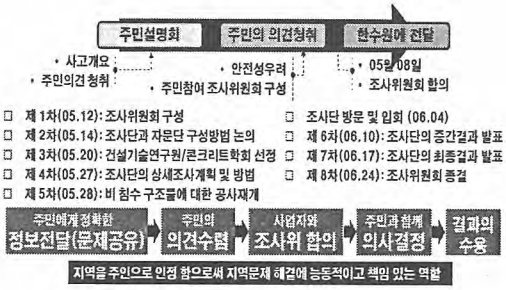


Fig. 3. 공동조사위원회 주요 경과.

기타 유사 사례: 2010년 방폐장 준공지연 발표 이후 안전성 논란이 제기되자, 경주시 의회와 방폐물 공단은 공동조사위원회를 벤치마킹하여 지역주민과 사업자가 참여하는 지역공동협의회를 구성하여 운영하고 있다. 최근에는 월성원전 주변의 삼중수소에 대한 주민의 불안감을 해소하고자 주민이 참여하는 가운데 삼중수소의 영향에 대한 역학조사가 실시될 예정이다.

4. 고찰 및 결론

신월성 원전 건설현장 해수 침수사고 공동조사위원회는 지역에서 발생한 현안을 지역주민이 직접 해결과정에 참여하여 성공적으로 해결된 사례로 볼 수 있다. 공동조사위원회가 진행된 과정을 보면, 문제가 발생했을 때 즉시 주민설명회를 개최하여 지역주민과 문제를 공유하고, 지역주민의 의견을 수렴하여 사업자와 합리적 해결 방안을 찾아나갔다. 이 문제의 성공적 해결을 이끈 핵심적 요인은 이 문제를 기술적 문제로만 치부하지 않고 지역주민을 이해당사자로 인정하고 그들에게 문제해결 과정에 참여하고 판단할 수 있는 기회를 제공했다는 것이다.

OECD/NEA가 구성한 '이해당사자 신뢰에 대한 포럼(Forum on Stakeholder Confidence)'에서 발간한 자료에서도 '원자력 관련 현안에 대해 이해당사자의 참여에 대한 요구가 점차 증가하고 있으며, 단계적 의사결정 과정에 있어 이해당사자의 참여가 필수적이다.'라고 언급하고 있다[3].

이런 측면에서 볼 때, 사용후핵연료 관리방안 공론화 과정에 사용후핵연료 임시 저장시설이 입지해 있거나 중간 저장시설이 입지할 후보 지역주민이 참여하여 능동적으로 활동할 수 있는 기회를 제공하는 것이 필요하다고 판단한다.

5. 참고문헌

[1] 이병일 외, '신월성원전 건설 중 해수침수사고와 해결과정의 고찰', 한국방사성폐기물학회 2009년 추계학술발표회, pp.39-40, 2009.

[2] '신월성침수사고에 대한 조사위원회 활동보고서', 환경감시기구, 2009.

[3] OECD, NEA, 'Stakeholder Involvement Techniques', ISBN 92-64-02087-X, 2004.

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

빈 면

경수로 사용후핵연료 연소도 및 농축도 특성 분석

김민철, 정성환, 강기두
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
mchkim@khnp.co.kr

1. 서론

국내 경수로 원전에서 발생한 사용후핵연료의 방사능 특성을 분석하기 위하여 사용후핵연료의 농축도 및 연소도 특성을 분석하였다. 기존 시스템을 개선하여 한층 체계화한 한수원(주)의 사용후핵연료 이력 관리시스템을 활용하여 2008년 말까지 발생된 사용후핵연료 11,121 다발을 대상으로 연료별 초기농축도와 주기 말 노심에서 방출시의 연소도 특성 현황을 조사·분석하였다.

2. 연소도

2.1 원전별 연소도 분포

평가대상인 경수로 사용후핵연료 11,121 다발의 평균연소도는 36,461 MWD/MTU로 나타났다. 고리, 영광 및 울진 원전에 저장된 사용후핵연료의 연소도 분석을 위하여 Fig. 1과 같이 6개 구간으로 나누어 구간별 사용후핵연료 발생빈도를 나타내었다. 또한, 경수로 원전 전체에서 연소도 구간별 발생율을 Fig. 2에 제시하였다. 40-45 GWD/MTU 연소도 구간이 전체의 28.41%로 가장 많은 핵연료가 분포하고 있고, 40 GWD/MTU 미만의 구간에 약 57%의 연료가 분포하는 것으로 나타났다.

2.2 기간별 연소도 분포

경수로 상업운전이 시작한 1978년부터 2008년 말까지 약 10년 간격으로 세 구간('78～'89, '90～'99, '00～'08)으로 나누어 연소도 6개 구간에 대한 발생경향을 살펴보았다. Fig. 3에 제시한 바와 같이 핵연료가 40 GWD/MTU 이상의 고연소도화 추세에 있음을 확인하였다. 이러한 경향은 경수로 원전에 대하여 1990년대 이후부터 12개월 주기에서 18개월 주기로 장주기운전이 단계적으로 적용됨에 따른 영향인 것으로 판단된다.

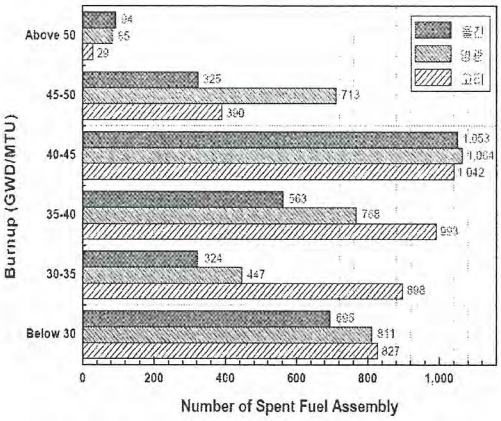


Fig. 1. Burnup Distribution by respective site.

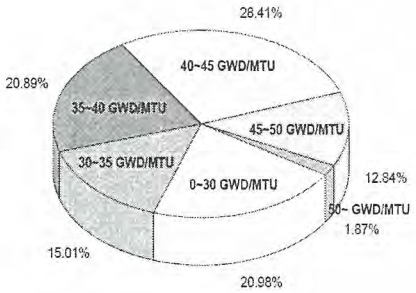


Fig. 2. Burnup Distribution.

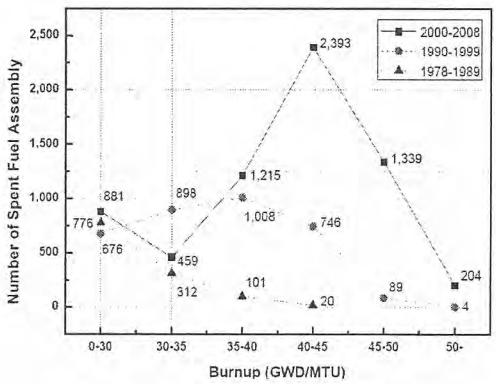


Fig. 3. Burnup Distribution by Time Term.

3. 농축도

3.1 원전별 농축도 분포

평가대상 연료의 평균농축도는 3.53 wt%로 나타났다. 농축도 3.5~4.5 wt% 사이를 4개 구간으로 나누어 경수로 원전별 농축도 구간별 사용후핵연료 발생빈도를 Fig. 4에, 각 구간별 분포비를 Fig. 5에 각각 제시하였다. 3.5 wt% 미만의 농축도 구간이 전체의 약 40%로 가장 많은 수의 연료가 분포하는 것으로 나타났다.

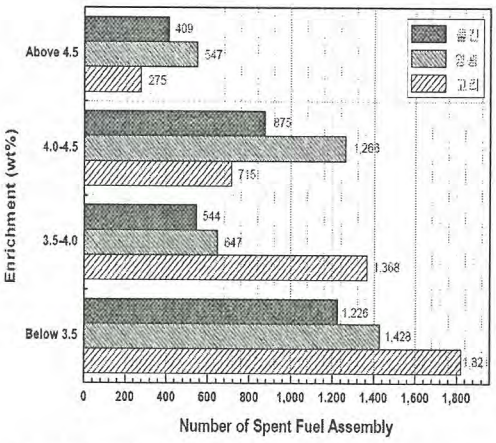


Fig. 4. Enrichment Distribution by respective site.

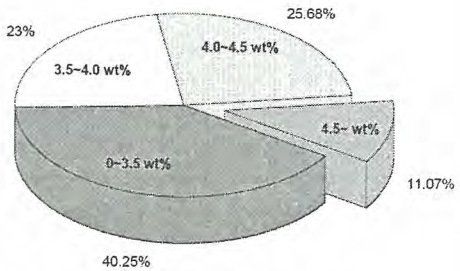


Fig. 5. Enrichment Distribution.

3.2 기간별 농축도 분포

10년 간격의 구간 분류에 따른 핵연료 농축도별 사용후핵연료 발생량을 Fig. 4에 나타내었다. 2000년대에 들어 농축도 4.0 wt% 이상으로 점차 핵연료의 고농축도 경향을 보이는 것을 확인할 수 있으며, 이는 원전 운영경험의 축적 및 장주기 운전 모드의 영향인 것으로 판단된다.

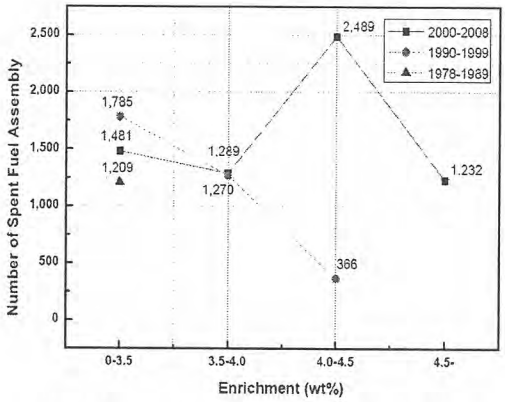


Fig. 6. Enrichment Distribution by Time Term.

4. 사용후핵연료 최대이력특성

원전별 연소도의 최대값은 고리, 영광, 울진본부 각각 55,279, 55,307, 57,853 MWD/MTU 이고, 농축도의 최대값은 4.51, 4.53, 4.51 wt% 인 것으로 나타났다.

5. 결론

사용후핵연료 방사능량의 주요 기여인자인 연소도 및 농축도 이력특성에 대하여 평가대상 사용후핵연료 11,121 다발에 대하여 조사하였다. 장주기운전 추세 및 운전경험의 축적 등에 따라 40 MWD/MTU 이상의 고연소도로 진행되고 있고, 4.0 wt% 이상의 고농축도 경향을 나타내고 있는 것으로 분석되었다. 본 연구를 통하여 한수원(주)의 사용후핵연료 이력 관리시스템을 한층 체계화함으로써 자료의 신뢰성을 제고하였으며, 수송·저장 계통 설계기준연료 설정을 위한 기본자료를 확보하였다.

6. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방폐물관리기술개발 중장기 기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

[1] 경수로 사용후핵연료 이력특성 분석 보고서, 한수원중앙연구원, 2011.

[2] PWR Nuclear Design Report, 한전원자력연료.

사용후핵연료 건식저장 캐니스터 장기열화 평가인자 분석

이영호, 김형규, 김재용, 윤경호, 강홍석, 이강희
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
leeyh@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료에 대한 처리문제가 시급한 상황에 와 있으며 이에 따라 국내 습식저장고에 보관된 사용후핵연료를 건식저장 시설에 적용하기 위한 연구가 진행 중에 있다. 건식저장의 장점은 습식저장과는 달리 별도의 냉각장치를 필요로 하지 않고 자연대류에 의한 냉각방식을 적용하고 있어 안전성과 경제성이 우수한 특징을 가진다. 최근 발생한 후쿠시마 원전에서 쓰나미 재난에 따른 습식저장고의 냉각수 유출은 사용후핵연료의 손상과 격납건물 파손을 일으켜 방사성물질의 대량유출이라는 심각한 사고를 경험하였으나, 원전 내 건식저장 시설에 대한 피해는 보고되지 않아 건식저장 시설의 안전성을 검증하였다. 이미 해외 원전기술 선진국에서는 상용 건식저장 시설을 적용하여 가동 중에 있으며 국내에서도 자체개발 혹은 기술도입 방식 등으로 건식저장을 시작할 예정에 있다. 본 연구에서는 건식저장 구조물의 가장 중요한 구조부품 중의 하나인 캐니스터 재질의 국내 적용성을 검토하기 위하여 재질에 따른 열화거동을 조사하였고, 국내 환경에서 충분히 검토해야할 환경적 영향을 고려하였으며, 이를 바탕으로 상용 열-유체 연성해석 프로그램인 ADINA를 이용하여 국내환경조건하에서의 장기열화평가 방법론을 제시하고자 한다.

2. 장기열화평가

2.1 캐니스터 열화

사용후핵연료가 저장되는 캐니스터는 내부에서 발생하는 고온 및 고방사선 환경을 차폐하고 외부의 대기환경으로 붕괴열을 전달하는 역할을 수행한다. 따라서 캐니스터 벽면은 고온환경에 노출되어 있으며 캐니스터의 구조상 축방향 및 횡방향으로 용접에 의한 접합이 필수적으로 적용되므로 일정한 크기의 잔류응력이 존재하는 동시에 예민화된 미세조직을 가지게 된다. 또한 건식저장 시설이 발전소내 부지에 설치될 수 밖에 없는 국내의 상황을 고려해본다면 그림 1과 같이 해안가의 높은 염분 환경 조건이 자연적으로 생성되므로 장기건전성측면에서는 부식에 의한 열화가 가장 중요할 것으로 생각된다. 캐니스터에 발생할 수 있는 부식의 종류로는 일반부식, 틈부식, 응력부식균열 등으로 요약할 수 있으며 이중에서도 국내 환경을 고려해볼 때 캐니스터 재질인 스테인레스 강의 응력부식균열현상이 매우 중요한 열화기구로 판단된다.

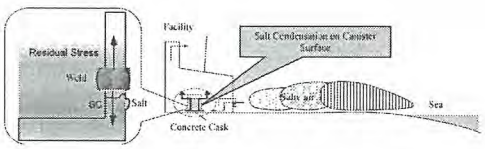


Fig. 1. Stress corrosion cracking on canister surface near the sea coast [1].

2.2 국내 환경

상술한 바와 같이 사용후핵연료를 국내에 적용할 경우, 설치되는 위치는 가동 중 원자력발전소 부지가 가장 유력하며 거의 대부분이 해안가에 위치하고 있다. 따라서 필연적으로 해수면의 염분에 의한 영향이 클 것으로 예상되며 계절에 따른 온도변화, 높은 상대습도로 인해 캐니스터로 유입되는 공기는 내부 캐니스터의 벽면에 응축되어 부식을 가속시킬 수 있다. 특히 캐니스터 벽면의 미세하게 존재하는 불균일한 용접부는 예민화된 재질, 높은 잔류응력과 함께 염분에 의한 부식이 가속화되어 응력부식균열을 반드시 검증되어야 한다. 상용으로 운전하고 있는 건식저장 시설의 캐니스터 재질별 부식특성은 명확히 알려져 있지 않은 상태에서 국외 시설을 도입 혹은 국내 개발 시 이러한 국내환경조건을 반드시 만족해야 한다.

2.3 열해석

사용후핵연료 건식저장 시스템의 열해석은 범용 CFD 코드가 이용되고 있으며 국외 인허가 및 사업시행에 있어 중요한 평가기준으로 적용되고 있다. 캐니스터 내부 사용후핵연료 붕괴열을 시간

에 따라 계산이 가능하며 내부 바스켓, 중성자흡수체 등의 온도변화와 함께 캐니스터 벽면의 온도를 열-구조 연성해석 결과로 표현이 가능하다. 그러나 장기열화평가를 위해서는 열-구조 연성해석과 함께 캐니스터 벽면에서의 유입공기 특성에 따른 유동분포를 고려해야하며 특히 응축이 가능한 온도에서 시스템의 형상별 유동분포가 매우 중요하다. 본 연구에서는 캐니스터 벽면의 온도에 따른 유동분포를 단순화된 시스템 구조에 적용하여 유동분포의 특징을 관찰하였으며 이를 바탕으로 현재 문헌으로 알려진 캐니스터 재질의 응력부식균열속도의 고려하여 장기열화평가를 수행하였다. 대표적인 결과를 그림 2에 나타내었으며 평가를 위해 사용된 캐니스터 재질의 부식속도는 기존의 문헌을 참고하였다[2].

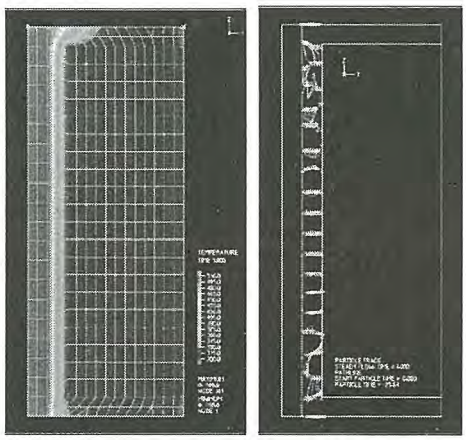


Fig. 2. Typical results of simple DCSS temperature distribution and air flow velocity.

캐니스터의 응력부식균열에 대한 수명은 벽면의 온도가 부식 발생 가능 온도에 도달하는 시간, 균열생성시간 및 균열전파속도로 나눌 수 있다. 일반적으로 캐니스터 벽면온도는 내부에 저장된 사용후핵연료의 연소도, 습식저장 기간 및 건식저장 환경 등에 따라 결정된다. 그러나 국내 저장환경하에서 해안가에서 유입되는 염분의 농도를 고려해 볼 때 응축이 시작되는 온도가 변할 수 있으므로 보수성을 고려한다면 벽면에서 부식이 시작되는 온도는 상대적으로 높을 것으로 생각된다. 또한 응력부식균열 생성시간은 실험적으로 산출된 결과가 대부분이며 특히 가혹한 환경조건(60℃, 90% RHS, NaCl)하에서 가속화 시험[3]을 수행한 것으로 이를 적용하면 304 스테인레스 강에서는 약 3년 정도의 시간이 필요한 것으로 보고하고 있다. 한편, 응력부식균열 전파속도의 경우 환경적 요인이 매우 중요한데 Stress Intensity Factor K값이 0.5-30 $MPam^{1/2}$ 범위에서 1.0 x 10^{-10} m/s의 범위를 가지며 대기중에서는 이보다 10배 정도 낮은 값을 보인다. 그러나 이러한 결과는 실험실 단위시험에서 나타난 결과로 실제 장기거동평가에 적용하기엔 적합하지 않다. 특히 장시간동안 해안가에서 캐니스터와 동일한 재질을 자연상태로 그대로 두고 15년 동안 부식거동을 관찰한 결과[4] 다량의 부식현상이 관찰되었기 때문이다. 따라서 국내에서 개발될 혹은 해외로부터 도입될 건식저장 시설의 건전성은 국내환경조건하에서 충분한 검토가 필요하며 재질별 열화거동을 충분히 파악할 필요가 있다.

3. 결론

최근 국내 습식저장고의 포화로 진행되고 있는 건식저장 시스템에서 중요한 구조부품중의 하나인 캐니스터에 대한 장기열화평가 방법을 분석하였고 이를 국내에 적용하기 위해 고려되어야 할 사항을 분석하였다. 향후 국내에서 개발되거나 도입될 건식저장 시스템의 장기건전성은 반드시 국내 저장 환경을 고려하여 평가되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원 자제연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] J. Saejusa et al., Nuclear engineering and design, Vol.238, pp. 1168-1174, 2008.

[2] S. Todd et al., NACE Corrosion 2009, Paper No. 09295.

[3] K. Akio, Nuclear Engineering and Design, Vol. 238, pp. 1233-1240, 2008.

[4] Y. Toshima et al., NACE Corrosion 2000, Paper No. 00456.

고연소도 사용후핵연료 집합체 구조건전성 평가 요건 검토

이영호, 김재용, 이강희, 윤경호, 강홍석, 김형규
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
leeyh@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전의 중요한 장점중의 하나인 우수한 경제성은 안전성을 동시에 만족시켜야하는 부담을 항상 지니고 있다. 최근 발생한 후쿠시마 원전사고에서는 경제성보다는 안전성을 중요시하는 계기가 되었으며 신규원전 건설이 다소 위축될 수 있기에 원전의 경쟁력 확보를 위해서는 정비 및 핵연료 주기비용을 감소시킬 필요가 있다. 고연소도 연료는 이러한 목적을 충분히 만족시킬 수 있기 때문에 기본적인 재질 특히 우수한 소결체, 고연소도용 피복관 개발 등에 대한 연구가 진행되고 있다. 그러나 고연소도 핵연료를 적용하기 위해서는 우수한 지르코늄 합금의 개발, 핵연료집합체의 건전성 확보, 재질내 수화물 생성 및 재분포, 연료봉 내부압력 상승, PCI 및 PCMI와 같은 열화현상에 대한 연구가 반드시 선행되어야 한다.

한편, 국내 원자력발전소의 가동률은 90%이상을 웃돌고 있어 단연 세계 최고수준이며 [1], 이것은 국내 자체기술로 제작된 핵연료집합체의 우수한 특성이 이를 뒷받침하고 있기 때문이다. 그러나 이를 바꾸어 말하면 노심내 핵연료집합체는 가혹한 환경조건하에서 장시간동안 노출된 것을 의미하며 연소도가 증가할 경우 사용후 핵연료집합체는 잠재적인 손상 가능성 또한 현저히 증가하게 된다. 일반적으로 노심에서 연소된 핵연료집합체는 습식저장고에서 일정한 시간동안 붕괴열을 제거한 후 중간 저장단계를 거쳐 아직 국내에서는 정책적으로 결정되지 않고 있지만 건식저장, 파이로 혹은 영구처분 될 것으로 예상된다. 특히, 습식저장고의 용량이 얼마 남지 않은 상황에서 최근 건식저장에 대한 연구가 활발히 진행되고 있으며, 국외의 경우 건식저장 시스템이 상용으로 적용되고 있어 중간저장 방식으로 건식저장 시스템이 적용될 것으로 예상된다. 그러나 건식저장 시스템의 SRP(Standard Review Plan)에서는 연료봉에 대한 제한조건만을 상술하고 있으며 핵연료집합체에 대한 건전성을 논의하고 있지는 않다 [2]. 이것은 핵연료집합체의 구조손상이 발생할 경우 핵연료봉 또한 손상위험이 있다는 것을 고려해본다면 집합체의 건전성 또한 매우 중요한 이슈가 된다. 본 논문에서는 건식저장 시스템으로 사용후 핵연료집합체가 저장될 때 연료봉을 제외한 핵연료집합체가 가져야 할 구조 건전성에 대해 분석하고자 한다.

2. 고연소도 핵연료 집합체

2.1 부식 및 구조변형

핵연료집합체의 연소도가 증가하게 되면 열화에 대한 여유도가 감소하며 핵연료집합체의 구조부품에서 고려해야 할 사항은 다음과 같다. 우선 안내관 및 계측관은 연료봉과 동일한 재질인 지르코늄 합금이 사용되며 핵연료집합체 구조를 유지하는 기본적인 기능을 가진다. 일차 냉각수 환경하에서 부식에 의한 산화막 형성, 조사성장 등 핵연료봉에 비해 열적 영향은 다소 작을 수 있으나 유사한 부식현상이 발생할 수 있다. 이러한 부식현상의 예로 사용후핵연료 집합체를 저장조에서 인양하는 도중 상부노즐로부터 분리되어 핵연료집합체 아래부분이 저장조로 떨어지는 사고를 경험한 바가 있다 [3]. 이러한 문제점의 원인은 응력부식균열현상으로 판단하고 있으나 명확한 자료는 없지만 불균일한 안내관의 조사성장이 핵연료집합체의 뒤틀림을 발생시키고 구조변형이 발생한 응력집중부는 부식반응에서 수소의 침투가 용이하여 수조내에서 국부적인 응력부식균열의 진행이 우세하였기 때문이라 사료된다.

한편, 안내관의 치수변화는 이와 용접된 지지격자체의 구조변형을 야기시키고 지지격자체내 연료봉의 변형을 일으킬 수 있다. 특히 지지격자 스프링 및 딤플은 노심내에서 온도, 조사취화 등으로 응력이 이완된 상태이므로 구조변형에 의한 응력이 연료봉으로 직접 전달되어 산화피막과 함께 수화물이 형성된 핵연료봉의 파손 위험도는 증가시킬 수 있으며 봉간 접촉의 가능성이 있어 사용후핵연료의 건선정 평가에서는 집합체 구조 건전성을 반드시 고려해야한다.

2.2 지지격자 수소취성

핵연료 지지격자체는 연료봉을 일정한 공간상에 위치시키는 역할을 하며 연료봉의 조사성장을 고려하여 탄성을 가지는 스프링 및 딤플구조를 가진다. 노심내에서 연소도가 증가할수록 내부 온도 및 중성자 조사취화에 의해 스프링력을 상실하게 되어 최종적으로 연료봉과 이를 지지하는 지지격자체 사이에 특정한 간극을 형성하게 된다. 핵연료봉을 지지하는 지지격자체는 연료봉과 동일한 지르코늄 합금으로 고온조건에서 부식이 발생할 경우 기지금속에 수화물을 형성하게 되어 매우 취성의 재질로 변경된다. 또한 0.5mm 내외의 두께를 가지고 있으므로 미세한 충격에도 쉽게 파손되는 특징을 가지며 이것은 연소도가 증가할수록 산화피막의 두께 및 수소함량 또한 증가할 것으로 예상되기 때문이다.

2.3 용접부 취성

핵연료집합체는 노심내에서 연소도가 증가함에 따라 지르코늄 합금재질의 안내관 또한 조사성장이 필연적으로 발생하며, 다수의 안내관에서 비균일한 성장이 발생할 경우 안내관과 지지격자체 사이의 용접부에 응력이 발생되어 손상의 위험이 있다. 특히 지르코늄 합금에서 필연적으로 생성되는 산화막과 수소에 의한 수화물 형성은 취성파괴의 위험도를 증가시키게 된다. 용접부는 기본적으로 잔류응력을 포함하고 있으며 금속학적으로 기지금속과는 조직상의 차이가 있고 중성자 조사에 의한 취화가 발생이 가능하므로 사용후핵연료 집합체의 용접부 건전성에 대한 충분한 연구가 필요하다.

2.4 저장고내 지진

사용후핵연료 집합체가 장전된 습식저장고는 렉방식을 이용하여 집합체를 보관하고 있으며 건식저장에서는 바스켓을 이용하고 있고, 저장고 설계 시 렉의 규격은 저장환경, 집합체 치수 및 외부 열화요인(지진, 부식, 인출작업 등)을 고려하여 설계하게 된다. 만약 국내에서도 일본 후쿠시마에서 발생한 대규모 지진사태의 가능성을 고려한다면 취약한 사용후핵연료 집합체와 렉 사이의 접촉에 의한 충격하중 발생이 가능하다. 특히 구조적으로 변형된 사용후핵연료 집합체의 경우 간격이 좁아지므로 충격 가능성은 현저히 증가하게 된다. 지진이 발생하게 되면 반드시 여진이 따르므로 초기 지진에 의한 손상이 발생하게 되면 여진에 따라 대량파손의 위험이 증가할 수 있고, 이것은 핵연료집합체의 주요 구조부품의 손상이 연료봉의 손상으로 직결될 수 있기 때문이다.

이상의 손상가능성을 고려해 볼 때 고연소도 핵연료집합체에서는 기존에 고려하지 못한 항목에 대한 충분한 연구가 진행되어야 하며 집합체의 설계요건은 선행 및 후행을 모두 고려해야 할 것으로 사료된다.

3. 결론

고연소도 핵연료집합체는 안내관의 부식과 함께 구조변형에 대한 허용 변형량, 지지격자체 중성자 조사 및 수소취성, 용접부 건전성을 반드시 고려해야 하며, 연소도 증가에 따른 저장수조 및 건식저장 바스켓의 규격 적합성과 저장기간 동안의 구조변형에 따른 안내관 위치별 임계허용응력, 산화막 두께, 수화물 형성 및 응력부식균열 전파속도가 충분히 고려되어야 한다. 특히 고연소도 핵연료에서는 기존의 핵연료집합체 구조부품의 설계 개념을 확장하여 선행 및 후행을 모두 고려해야 하며, 고연소도용 핵연료 소재개발과정에서 이를 충분히 검토해야 할 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 송명재, 원자력산업, 한국원자력산업회의, 2008.
[2] Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREC-1536.
[3] Inside NRC, Vol.32, No. 18, pp. 12-13.

사용후핵연료 수송시스템 개념모델의 임계안전성 평가 및 모델링 민감도 분석

김태만, 이대기, 이경구, 이강욱*
한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4
tmkim@krmc.or.kr

1. 서론

상용원전에서 발생된 사용후핵연료를 운반하기 위해서는 수송용기와 취급시스템을 갖추어야 하며, 이는 기술기준에 부합하는 설계와 평가를 수행하여야 한다. 특히, 수송시스템의 설계분야 중 임계안전성 확보를 위해서는 정상조건와 함께 모델링사항에 대한 민감도분석 결과를 정량적으로 제시할 수 있어야 한다.[1] 이에 본 연구에서는 국내/외 기술기준 및 표준을 바탕으로 국내 고유시스템 수립을 위한 사용후핵연료 수송시스템 개념모델의 임계안전성 평가와 모델링 가정사항에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 평가모델 및 가정조건 설정

본 연구에서 임계안전성 평가도구는 3차원 기하학적 구조의 문제에 대한 다군 수송방정식을 몬테카를로 방법으로 유효증배계수 값을 계산하는 KENO.Va 모듈로 구성된 SCALE5.1 코드 시스템의 CSAS 모듈을 적용하였다.[2][3] 또한, 경수로시스템에 적합한 ENDF/B-V 44군 라이브러리을 기반으로 하였으며, 통계적 오차가 최소가 되도록 설정하여 수행하였다.[4]

2.1.1 설계기준연료 설정

임계안전성의 보수성을 확보하기 위하여 실제 WH형 17X17OFA의 핵연료설계보고서에 근거하여 가정사항을 설정하였다.

가. 핵연료집합체 안내관의 연소도제어봉과 지지격자는 제외(안내관 및 계측관 내부영역은 충수됨).

나. 기준연료는 신연료를 가정하였으며, UO2의 설계밀도는 95.25%를 적용.

2.1.2 수송용기 모델 및 가정사항 수립

사용후핵연료 21다발을 수납할 수 있는 수송용기 개념모델의 캐니스터 내부 공간에는 바스켓셀, 지지판, 디스크 지지봉 등으로 구성된 바스켓 집합체가 있으며, 지지판과 바스켓 사이의 공간에는 핵연료에서 방출된 중성자를 Boral에 도달하기 전 열중성자로 감속시키기 위한 바스켓 간 이격거리가 유지되고 있다. 바스켓 외부 Boral의 길이는 4,000㎜로 설계기준연료의 유효핵연료길이보다 크기에 핵연료집합체가 축방향을 따라 중성자흡수체가 존재하지 않는 영역으로 이동할 가능성은 없다. 바스켓셀 내부의 핵연료집합체 및 배열방식, 지지판의 위치 등을 Fig.1.에 제시하였으며, 모델링에 대한 가정사항은 다음과 같다.

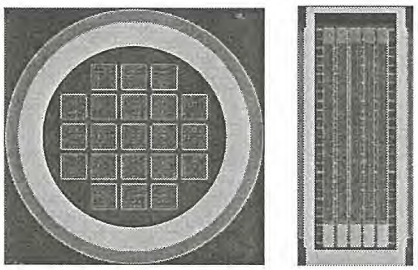


Fig. 1. System Model Drawing.

가. 안전성평가의 보수성을 확보하기 위하여 수송용기의 반경방향으로 무한배열을 가정하여 핵임계안전지수는 '0'으로 한다.

나. 수송용기의 상·하부 중성자차폐체는 제외하며, 내부는 실온상태의 순수 침수조건으로 설정한다.

다. 바스켓 내부의 핵연료의 위치는 중앙으로 배열하며, 편향조건에 대한 평가는 제외한다.

2.2 정상운반조건에 대한 평가

사용후핵연료 수송용기의 정상조건에서의 핵임계 안전성 평가를 수행한 결과는 Table.1과 같다. 또한, 다량의 수송용기는 배열조건에 따라 미치는 영향이 다를수 있으나, 그 영향이 미미하다고 판

단되어 본 연구에서는 제외하였다.

2.3 모델링에 조건변화에 따른 민감도 분석

평가모델의 충수조건에 대한 임계안전성 평가는 수송 시 취급상의 인적실수 등으로 야기되는 사고 중 부분충수에 대한 조건을 대상으로 분석을 수행하였다. 특히, 미국 10CFR71.55 에는 감속재 충진 시 미임계 상태를 유지하도록 규정되어 있다. 이에, 해당 요건 충족 여부를 확인하기 위해 수송용기의 수직방향에 대한 충수 정도에 따라 5단계로 구분하여 수행하였으며, 그 결과를 Table.1에 나타내었다.

Table 1. Result of Evaluation.

항 목	k_{eff}	σ
정상운반조건	**0.90984**	**0.00029**
충수 조건(90%)	0.91010	0.00028
충수 조건(80%)	0.90931	0.00027
충수 조건(70%)	0.90776	0.00026
충수 조건(60%)	0.90650	0.00035
충수 조건(50%)	0.90279	0.00032

3. 결론

사용후핵연료 수송용기의 운영중에는 사용후핵연료 장전과 같이 운영상 침수조건을 갖는 정상운반과 달리 건식조건 하의 수송과정에서 발생할 수 있는 침수조건으로서, 일반적으로 정상운반조건에서의 최대유효증배계수보도 상당히 낮은 결과를 갖게 된다. 그러나, 정상운반 및 다양한 침수조건에서의 임계안전성 평가시 유효증배계수는 95%은 신뢰 수준에서 95%이상의 확률로 계산한 모든 편이(bias)와 불확실도를 고려하여 0.95를 초과할 수 없으므로, 향후 본 연구에 평가된 결과에 이를 고려하여야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방폐물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 교육과학기술부 고시 제2009-37호, "방사성물질등의 포장 및 수송에 관한 규정".

[2] "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," ORNL/TM-2005/39, Version 5, 2005.

[3] L. M. Petrie and N. F. Landers, "KENO-Va: An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping," ORNL/TM-2005/39, Version 5, Sect. F11, 2005.

[4] Computational Benchmark for Estimation of Reactivity Margin from FPs and Minor Actinides in PWR BUC, NUREG/CR-6747, 2000.

PWR 사용후핵연료 수송용기 개념모델의 차폐 안전성 평가

김형진, 김아름, 이대기, 이경구, 고재훈*
한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4
arkim@krmc.or.kr

1. 서 론

국내 원전에서 발생한 PWR 사용후핵연료는 현재 습식저장하고 있으며, 2016년 포화될 것으로 예상된다[1]. 아직 국가적인 사용후핵연료 관리 정책이 정해지지는 않았지만, 향후 처리, 처분을 위해서는 사용후핵연료의 이송이 불가피하다. 국내에서는 90년대 초부터 소내수송을 목적으로 KSC-4, KN-12, KN-18 등을 개발하여 인허가를 취득하였다[2]. 하지만 핵심 설계기술은 외국에 의존하고 있으며, 인허가를 취득한 수송용기들은 저장중인 사용후핵연료에 대한 전체적인 분석을 반영하지 못하였다. 이에 본 연구에서 향후 사용후핵연료 국가 정책에 대비하여, 국내 실정을 고려한 사용후핵연료 수송용기를 모델링하고 차폐평가를 수행하였다.

2. 본 론

2.1 차폐설계 기술기준

사용후핵연료 수송용기에 대한 방사선적 안전성 평가시 적용되는 국내 기술기준은 교육과학기술부령 제24호, "방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙" 과 교육과학기술부고시 제2009-37호, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정" 에 나타나 있다.

또한, 국외 기준으로 IAEA Safety Standard Series, No. TS-R-1, 10CFR71을 기준으로 삼고 있다. 이러한 기준들을 바탕으로 차폐해석을 만족하는 기술기준을 아래 Table 1.과 같이 정리할 수 있다.

Table 1. The regulation of cask for shielding.

	평가위치	기술기준
정상운반조건	수송용기 표면	2mSv/hr
	수송용기 표면 2m 이격지점	0.1mSv/hr
가상사고조건	수송용기 표면 1m 이격지점	10mSv/hr

2.2 차폐 안전성 평가

2.2.1 평가방법

사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐 안전성 평가에서는 대표적인 몬테칼로 방법의 전산코드인 MCNP5 코드를 이용하여 분석을 수행하였다. 핵종에 대한 반응단면적 라이브러리는 연속 에너지에 대한 ENDF/B-VI 라이브러리를 기반으로 사용하였다.

2.2.2 가정사항

사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐해석에 적용한 가정사항은 다음과 같다.

① 보수적인 가상의 핵연료집합체 적용
- 유효핵연료영역의 가로×세로 길이는 WH 17 RFA 핵연료의 사양을 적용(WH형 : 21.4cm, CE형 : 20.8cm)하고 높이는 상대적으로 길이가 긴 CE Type 핵연료의 사양(WH형 : 365.8cm, CE형 : 381.0cm)을 적용
- 상하부 구조재의 길이 및 불순물(Co-59)의 함량은 WH형 연료에 비해 상대적으로 길이가 길고 함량이 많은 CE형 연료의 제원을 적용

② 유효 핵연료 영역 : UO_2 연료봉과 피폭관으로 구성

2.2.3 계산모델

사용후핵연료 수송용기 내부의 캐니스터는 21다발 연료집합체 적재용량이며 제원이 상이한 연료집합체를 포함하기 위하여 가정사항에서 기술한바와 같이 CE형 연료의 높이와 WH형 연료의 가로×폭을 선택하여 모델링하였다.

사용후핵연료 수송용기는 정상운반조건하에서 구조적 건전성이 유지되며, 사용후핵연료를 포함한 캐니스터 및 용기본체, 중성자 차폐체, 레진외피 및 충격완충체가 반영된 사항을 모델링하였고, Fig. 1에 나타냈다.

가상사고조건의 경우 앞서 가정한 바와 같이 교과부 고시의 규정에 의한 입증시험 이후 충격완충체 및 중성자 차폐체(레진) 모두가 파괴, 소실된 상황을 반영하여 모델링하였으며, Fig. 2에 제시하였다.

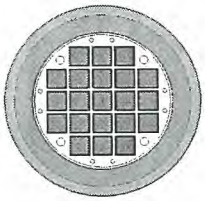


Fig. 1. The horizontal plane of normal condition.

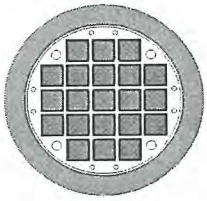


Fig. 2. The horizontal plane of accident condition.

결과값은 FMESH tally를 통해 측정지점에 가상의 구역을 설정하여 해당 영역에 대한 평균선속(flux)을 측정한 후, 선속-선량률 환산인자(flux to dose conversion factor)를 입력함으로써 출력파일에 선량률이 표시되도록 하였다. 이러한 환산인자는 ICRP-74의 자료를 사용하였다.

2.3 차폐 안전성 평가결과

2.3.1 정상운반 조건

사용후핵연료 수송용기는, 정상조건에서 용기표면에서 방사선량률이 2 mSv/hr 미만이어야 하며 용기표면 2m 이격지점에서의 선량률은 0.1 mSv/hr 미만을 만족해야 한다. 차폐평가 결과 수송용기 외부의 각 측정 위치에서 표면선량률과 2m 이격 선량률은 Table 2와 같다.

Table 2. Dose rate of normal condition.

(단위 : mSv/h)

위 치	표면선량률	2m 이격 선량률
충격완충체 상부	0.0018	0.0008
용기측면	0.5548	0.0822
충격완충체 하부	0.0523	0.0037
기술기준	**2.0**	**0.1**

2.3.2 가상사고 조건

가상사고조건은 충격완충체를 장착하여 수송과정에서 차폐특성에 영향을 미칠 수 있는 여러 형태의 사고, 즉 낙하 및 화재사고 등이 연속해서 발생한 상황을 의미한다. 보수적 관점에서 사고 이후 충격완충체 및 중성자 차폐체(레진) 모두가 파괴, 소실되어 수송용기의 차폐가 용기 몸체와 용기뚜껑만으로 이루어지는 것으로 가정하였으며, 사용후핵연료 수송용기는 가상사고 조건에서 용기표면으로부터 1m 지점에서의 선량이 10mSv/hr 미만이 되어야 한다. 가상사고시 선량률은 아래 Table 3과 같다.

Table 3. Dose rate of accident condition.

(단위 : mSv/h)

위 치	전체 선량
운반용기 상부	0.1595
용기측면	2.6556
운반용기 하부	1.1785
기 술 기 준	**10.0**

3. 결 론

국내 임시저장중인 45,000MWD/MTU 이하의 전체 PWR 사용후핵연료를 수용하기 위한 21다발 수송용기에 대한 방사선 안전성 차폐해석을 수행하였다. 정상운반조건 및 가상사고조건에서의 방사선량률은 기술기준에서 요구하는 값 이하로 만족하였으며, 해석시 사용한 가정사항 및 해석결과의 여유를 고려하면 본 수송용기는 방사선적 안전성이 확보되었다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방폐물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국원자력연구원, 일본의 사용후핵연료 중간저장시설 기준체계, KAERI/TR-4131/2010, 2010.

[2] 서기석, 사용후핵연료 저장 및 운반기술 개발현황, 원자력산업 pp. 38-44, 2006.

사용후핵연료 건식저장 캐니스터 격납 건전성 평가방안

채경선, 박병목, 신경욱, 이주형, 황영진
세안기술(주), 서울시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리2차 910호
gschae7@sae-an.co.kr

1. 서론

사용후핵연료 관리정책에 유연성을 제공 할 수 있는 경수로형 사용후핵연료의 건식저장을 위한 연구개발이 국내·외 연구진에 의해 진행되고 있다. 사용후핵연료 건식저장의 주요 안전기능으로서 일반인과 방사선작업종사자에 대해 방사선 피폭상의 영향이 미치지 않도록 사용후핵연료에 함유된 방사성물질을 적절하게 가두는 격납기능을 갖는 캐니스터는 사용후핵연료 다발을 담는 용기로서 수조내에서 충분히 냉각된 사용후핵연료를 적재후 건조과정, 헬륨기체 충진과정 등 일련의 절차를 통해 완전밀봉하여 금속 또는 콘크리트 캐스크내에 저장 보관한다. 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙[1] 제67조에 정하는 사용후핵연료 중간저장시설의 구조 및 설비에 관한 기술기준에 명시한 격납기능은 사고시를 포함한 해일·태풍 등의 불가항력적인 자연현상 일지라도 어떤 사유로든 일반인에게 방사선에 의한 장해가 발생하지 않도록 요구하고 있으므로 정상, 비정상, 사고조건 및 자연재해 상황에서 고유안전성 평가와 관련하여, 건식저장용기의 낙하, 살수, 파열, 관통, 화재 및 침수시험 등을 포함하는 안전성 입증시험을 거쳐 건식저장의 구조물, 계통 및 기기의 건전성을 확인하고 있다. 관련 요건[2,3]에서는 안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기는 그 안전기능의 중요도에 상응하는 안전등급 및 규격에 따라 설계, 제작, 설치, 시험 및 검사되도록 하고 있는데, 사용후핵연료 건식저장 캐니스터는 "안전기능의 중요도에 결정적"인 안전성등급분류 항목으로 분류하고 있다. 격납방법선정이나 격납건전성 평가 등은 사용후핵연료의 수송 및 저장 안전성 확보측면에서 중요하며, 사용후핵연료를 캐니스터에 적재후 용접에 의한 격납 방법을 일반적으로 사용하고 있는데 용접부에 대한 건전성 확인방법으로서 비파괴평가(Non-Destructive Evaluation; NDE)를 고려할 수 있다. 용접부에 대한 NDE 적용기술은 검사대상 재료와 상태, 용접형태, 검사환경 등에 따라 다양한 검사기법을 적용할 수 있다. 경수로형 사용후핵연료는 발생 온도와 방사선량률이 중수로형 사용후핵연료보다 높게 나타나는데 필요에 따라 비파괴검사자의 방사선피폭 저감을 위한 적절한 수단이 마련되어야 한다. 경수로형 사용후핵연료를 건식저장하기 위한 캐니스터 격납 건전성 평가방안을 캐니스터 설계단계에서 부터 검토할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 관련근거

경수로형 사용후핵연료의 건식저장이 상용화된 미국의 경우 10CFR72에 따라 부지별허가와 일반허가제도를 시행중으로 NRC가 안전성평가와 관련하여 개발한 심사지침을[4,5] 적용하여 사용후핵연료 건식저장에 대한 인허가가 이루어지고 있다. 최종안전성분석보고서(FSAR), 부합성인증서(CoC; Certificate of Compliance) 및 제반 인허가 서류에 명시된 기술적 사항과 허가조건들에 따라 NDE 결과가 건식저장 허가수명기간 또는 영구적으로 관리 운영되어야 하고, NDE 적용규정, 평가시기, 평가방법 및 절차 등에 대한 사항들도 특성에 따라 다양하게 명시하고 있는데 CoC로 허가받은 건식저장의 종류만도 약 30여종이다. 공통적으로 건식저장 구조물, 계통 및 기기의 모든 용접부에 대해서 ASME B&PV Code(Section III, V, IX 등)나, AWS 등에 정하는 방법과 절차에 따라 NDE를 실시하도록 되어있는데, 품질보증체계에 의한 용접사의 자격인증과 승인된 용접절차서와 병행하여 비파괴검사자의 자격인증과 승인된 비파괴검사방법 및 절차에 의한 NDE만이 최소한의 캐니스터 격납안전성을 보장할 수 있다는 것이다.

2.2 NDE 제한요소

캐니스터 격납건전성 평가를 위한 다양한 NDE 적용검사방법의 선택 제한사항으로는 사용후핵연료가 갖는 온도와 방사선에 의한 영향이 지배적이다. 경수로형 사용후핵연료는 사용후핵연료인도규정고시에서 정한 것 처럼 별도협의가 없는 한

최소 5년 이상의 냉각기간이 경과한 사용후핵연료를 건식저장하도록 규정하고 있으나 실제 피복관 온도는 약 300℃를 상회하고 있고, 방사선량률도 수송용기(캐스크) 표면기준으로 10mSv/h 이내이지만 캐스크 내부 캐니스터 상부의 방사선량률은 보다 높게 나타날 것이므로, 비록 실제 사용후핵연료 다발의 격납이 이루어지는 캐니스터 몸통과 상부 뚜껑 용접부 검사부위의 온도는 떨어질지라도 캐니스터 상부뚜껑의 밀봉용접이 완료된 상태에서 검사 및 평가가 가능한 비파괴검사 적용방법을 결정하는 것도 쉽지 않을 뿐만 아니라 검사시간 경과에 따라 비파괴검사자가 받게 될 방사선량도 무시할 수 없기 때문이다.

2.3 해외사례

미국의 경우는 사용후핵연료의 건식저장의 격납 건전성평가를 위해 가동전검사(Pre-operational tests)와 가동중검사(Operational tests)로 구분하고, 품질보증체계에 따른 비파괴검사자의 자격인증과 승인된 검사방법 및 절차에 따라 NRC 입회하에 건식저장 캐니스터의 격납 및 회수성 등을 평가하고 있다. 캐니스터의 비파괴검사자에 대한 교육 및 자격인증 요건은 SNT-TC-1A에 정하고 있고, 검사방법은 침투탐상시험(PT;Liquid Penetrant Test- -ing), 육안검사(VT;Visual Testing), 누설시험(LT; Leak Test) 방법 등을 사용하고 있다. 콘크리트 건식저장 시스템인 HI-STORM 100의 캐니스터에 대한 용접부위 및 검사요건을 Table.1에 나타내었다.

Table 1. HI-STORM 100 NDE Requirements for Multi Purpose Canister Welds[6].

Weld Location	Requirement	Applicable Code
Lid-to-shell	PT, UT	ASME Section V, Article 6(PT), Article 5(UT)
Closure ring-to-shell	PT	ASME Section V, Article 6(PT),
Closure ring-to-Lid	PT	ASME Section V, Article 6(PT),
Vent & Drain port cover plate plug welds	PT	ASME Section V, Article 6(PT),

스웨덴 및 핀란드는 사용후핵연료를 건식저장이 아닌 직접 처분을 하고 있는데 캐니스터 자체 및 격납 용접부에 대한 NDE는 주로 선형가속기를 이용한 디지털 방사선촬영방법을 사용하고 있다. 최근에는 캐니스터 검사결과의 신뢰도향상을 위한 결함검출확률(POD; Probability of Detection)과 다양한 검사기법(VT, ECT, UT, RT 등) 적용 및 비파괴검사자에 의한 인적오류를 최소화하기 위해 원격검사(AUT등)방법에 의한 NDE 연구개발이 지속되고 있다.

3. 결론

경수로형 사용후핵연료 건식저장 캐니스터 격납건전성 평가 방안으로 용접부에 대한 비파괴평가 방법을 고려할 수 있다. 국내 사용후핵연료 여건에 적합한 건식저장 캐니스터 설계가 이루어지는 단계에서 향후 격납건전성 평가와 주기적 안전성평가 관리 목적의 NDE 최적화 검토가 병행되어야 한다. 완벽한 격납설계도 중요하지만 비파괴평가가 난해하다거나 신뢰성 검증을 위한 적절한 평가방안이 마련되지 않는다면 사용후핵연료 건식저장의 안전성 보장과 관리대안의 장해요인이 될 소지가 있다. 캐니스터 설계단계에서 비파괴평가 방안을 고려하는 것은 격납 안전성확보와 향후 주민 수용성 확보 측면에서 의미 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행중인 연구과제입니다.(No.2011171020001B-21-3-030)

5. 참고문헌

[1] "방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙", 교육과학기술부령 제24호, 2009.

[2] "Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components---", NUREG/CR-6407, INEL, 1996.

[3] "Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in the Transport of Radioactive Material", Reg.Guide 7.10, USNRC, 2005.

[4] "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities", NUREG-1567, 2000.

[5] "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage ---", NUREG-1536, Rev1A, 2010.

[6] "Final Safety Analysis Report for the HI--STORM100 Cask System", Holtec International.

사용후 핵연료의 장기건전성 종합시험 장치를 위한 예비 열해석

신창환, 양용식, 국동학, 인왕기
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
shinch@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로내에서 연소를 마친 사용후 핵연료는 습식저장조로 옮겨진 후 냉각된다. 조밀랙 방식의 도입에도 불구하고 사용후핵연료의 습식저장은 저장용량의 한계가 있으므로 이에 대한 해결책으로 건식저장 방식이 유력하다. 이러한 건식저장을 위해서는 사용후 핵연료의 각종 열화기구에 대한 거동을 평가모델 및 코드를 통하여 예측하고, 실제 사용후 핵연료를 사용한 시험분석을 통하여 예측한 값을 검증하고 종합평가하는 일련의 과정을 통해 건전성을 평가하기 위한 기술의 개발이 필요하다.

사용후핵연료 건전성 종합평가시험은 헬륨 가스 분위기의 고온조건에서 사용후핵연료 열화를 가속시켜 건전성을 평가하는 것을 목적으로 하고 있다. 따라서 이를 위한 히터의 설계가 우선적으로 이루어져야 한다. 본 논문에서는 건전성 종합시험에서 요구되는 고온조건에 도달하기 위한 가열부의 사양을 결정하기 위한 열손실 평가 및 기본설계에 의한 연료봉 표면에서 획득할 수 있는 온도분포에 대한 검토를 전산유체해석(CFD)를 통해 해석하였다.

2. 기본설계

2.1 연료봉 배치

사용후핵연료 집합체에서는 일정량의 붕괴열이 존재하기 때문에 실제 건식저장시 핵연료 피복관 온도는 매우 높이 상승하지만, 건식저장 종합시험에서는 사용되는 봉의 개수가 적어 열출력이 거의 존재하지 않기 때문에 시험온도까지 온도를 상승시키기 위해서는 가열기를 사용하여야 하며, 사용후 핵연료봉의 온도를 400 ℃ 이상의 고온조건으로 장기간 유지할 수 있도록 설계되어야 한다. 현재 계획상 6~7 개의 사용후 핵연료봉에 대한 시험을 수행할 예정이므로 그림 1과 같은 개념을 도입하였다. 개별 온도 제어가 가능한 7개의 환상형 가열기를 설치하고 가열기 내에 사용후 핵연료를 장입한다. 환상형 가열기는 중간에 지지구조물을 삽입하고, 이를 단열재로 감싸는 구조로 압력용기내에 설치되도록 하였다.

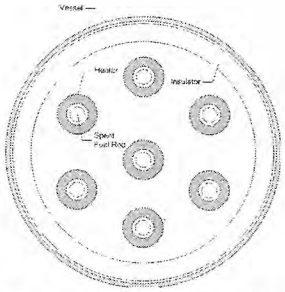


Fig. 1. 사용후핵연료 장기건전성 평가를 위한 용기 개념.

2.2 경계조건

기본설계에서 압력용기의 대략적인 형상 칫수들의 결정이 필요하다. 용기는 조사후시험시설내의 수조에 설치되므로 용기외벽은 25 ℃ 물에 의한 자연대류조건을 갖게 된다. 이때 자연대류에 의한 용기내의 열손실의 계산을 통해 용기내에 일정온도를 유지하기 위한 최소의 열량 계산이 필요하다.

벽면에서 균일한 열유속이 존재하는 조건에서 자연대류 평균 열전달 계수는 다음과 같은 관계식이 제안되었다 [1,2].

$$Nu=1.25(0.60Gr^{*}\ Pr)^{0.2} \quad (층류) \qquad (1)$$

$$Nu=1.136(0.568Gr^{*}\ Pr)^{0.22} \quad (난류) \qquad (2)$$

이상의 식으로부터 열전달계수를 구하기 위해서는 열유속의 가정이 필요하다. 열유속변화에 따른 열전달계수의 변화를 그림 2에 나타내었다. 열손실의 평가에서 용기외면을 통한 열손실을 보수적으로 평가하는 것이 바람직하다.

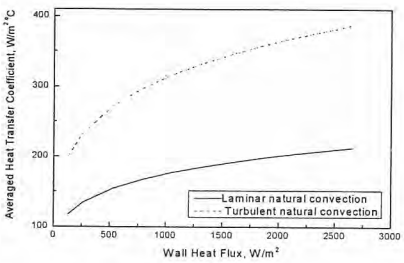


Fig. 2. 열유속에 따른 자연대류 열전달 계수.

2.3 열손실의 평가

열손실의 평가는 중심부에 600 °C의 가스가 존재하고, 단열재와 용기로 형성되어, 용기 외벽을 통해 25 °C의 물에 의해자연대류가 되는 조건으로 열저항에 의해 용기내부온도와 수조온도 차에 의한 열손실은 용기의 크기 및 두께, 단열재의 두께 등에 의해 평가하였다. 용기의 재료는 스테인레스 계열의 금속재를 사용함으로 두께에 의한 효과는 거의 미미하다. 원통형 단열재 내부 직경과 단열재 두께에 의한 효과는 그림 3과 4에 비교하였다. 용기의 내부직경변화에 대하여 열손실은 선형적으로 변화하므로, 용기의 크기는 가능한 작게 설계되어야 한다. 그림 4에는 단열재의 두께에 따른 열손실에 대한 평가이다. 단열재의 두께는 실험후 폐기물의 총량의 증가를 유발하므로, 최소한의 단열재를 사용하여 설계할 필요가 있다. 따라서 이상의 평가로부터 300 mm의 용기크기를 고려하는 경우 최대 열손실은 500 W정도임을 알 수 있다.

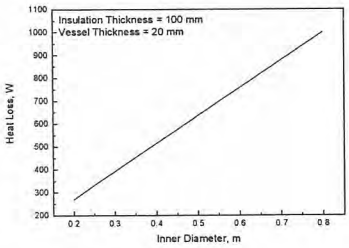


Fig. 3. 용기 내부직경에 대한 열손실.

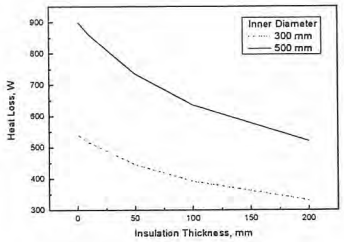


Fig. 4. 단열재 두께에 대한 열손실.

2.4 전산해석

이상의 열손실 평가로부터 설계된 용기내에 7개의 가열봉을 배치하고, 이들의 열출력을 각각 0.5 kW로 하는 경우 내부에 장입된 핵연료봉 표면의 온도를 전산해석을 통해 평가하였다. 현재의 해석에서는 보수적인 접근을 위해 단열재와 용기의 두께는 고려하지 않았다. 전산해석은 상용코드인 CFD-ACE [3]를 사용하였다.

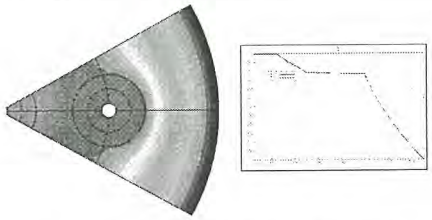


Fig. 5. 수치해석에 의한 단면 온도분포.

용기단면에서의 온도분포는 그림 5에 나타내었다. 용기에 단열과 개별 가열기의 단열을 고려하지 않은 상태에서 중심에 배치된 히터에서 626 °C로 설계요건을 만족하고 있다.

3. 결론

사용후 핵연료의 건식저장 장기건전성 평가를 위한 종합시험에 사용할 시험장비에 대한 예비열해석을 수행하여 다음과 같은 결론을 도출하였다.

- 용기외부의 물에 의한 자연대류 열전달계수는 보수적인 평가를 통해 최대 400 W/m^2 °C로 예측하였다.
- 열손실 평가를 통해 용기의 크기는 최소화하고, 단열재의 두께는 두껍게 하는 것이 유리하다. 하지만 단열재 두께의 경우 시험후 폐기물의 양을 증가시키게 된다.
- 전산해석을 통해 예비설계의 용기와 가열봉 출력에서 얻을 수 있는 핵연료봉 최대온도는 626 °C로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] Vliet, G. C., and Liu, C. K., "An Experimental Study of Natural Convection Boudary Layer," J. Heat Transfer, 91C, pp. 517-531, 1969.

[2] Vliet, G. C., "Natural Convection Local Heat Transfer on Constant-Heat-Flux Inclined Surface," J. Heat Transfer, 91C, pp. 511-516, 1969.

[3] CFD-ACE, Version 2003, CFD Research Corporation, Huntsville, Alabama.

격실 화재에서의 화염온도 평가

방경식, 이주찬, 김기영, 서중석, 서기석, 김형진*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nksbang@kaeri.re.kr

1. 서 론

차량의 충돌에 따른 Kerosene 누출에 의한 화재와 항공기 충돌에 따른 Jet 연료의 누출에 의한 격실 화재에서의 화염온도를 평가하기 위해 격실 조건에서 화원으로 Kerosene과 Jet-A-1을 사용하여 과도화재시험을 수행하였으며, 금속저장용기의 축소모델을 격실 내에 설치한 후 가장 높게 측정된 시험결과의 조건으로 과도화재시험을 수행하여 금속저장용기가 화염온도에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 열 시험

2.1 시험시설

열 시험을 수행하기 위한 시험시설은 10 cm 두께의 경량 콘크리트를 사용하여 4 m(W) × 4 m(L) × 4 m(H) 크기의 격실로 제작되었으며, 격실의 정면과 후면에 40 cm(H) × 70 cm(W) ~ 50 cm(H) × 80 cm(W)로 크기를 조절할 수 있도록 개구부를 제작하였으며, 지붕에는 굴뚝의 효과를 나타내기 위해 30 cm 직경의 구멍을 내었으며, 격실 내의 화염온도를 측정하기 위해 ungrounded, inconnel-sheathed, K-type 열전대를 격실 내부의 바닥으로부터 80 cm, 200 cm 및 320 cm 높이에 각 21개씩 총 63개를 설치하였다.

2.2 열 시험

격실에서 발생하는 열전달현상은 상층부는 화원으로부터 질량과 에너지를 공급받아 인접한 벽면으로 전도와 복사에 의해, 격실 하층부로는 복사에 의해, 그리고 개구부로는 대류에 의해 에너지를 전달하게 된다.

열 시험에 사용한 화원은 Kerosene과 일반 항공기에 사용하는 Jet-A-1 두 종류를 적용하여 각각 시험조건을 바꾸며 3번씩 시험을 수행하였다.

Test-1은 격실에 Kerosene 350 litter를 채우고 개구부의 크기를 50 cm(H) × 80 cm(W)로 적용하여 수행되었다. 이 연료량은 4 m × 3.5 m 크기의 pool에서 화재시험을 수행할 시 10분간 연소할 수 있는 량으로 격실화재 시 약 20분 정도 연소할 것을 기대하였으나 상부 평균 약 561 °C의 온도가 약 2시간 정도 지속되었다. Test-2에서는 화염온도를 좀 더 높이기 위해 개구부의 크기는 50 cm(H) × 80 cm(W)를 적용하고 격실의 지붕에 굴뚝 효과를 내기 위해 설계한 30 cm 직경의 홀을 열고 Kerosene 50 litter를 격실에 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 15분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 675 °C로 측정되었다. Test-3은 개구부의 크기는 40 cm(H) × 70 cm(W)를 적용하고 격실 지붕의 30 cm 직경의 홀을 열고 격실에 Kerosene 50 litter를 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 24분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 611 °C로 측정되었다.

Test-4는 Jet-A-1 50 litter를 격실에 채우고 개구부의 크기를 50 cm(H) × 80 cm(W)로 적용하여 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 15분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 618 °C로 측정되었다. Test-5는 50 cm(H) × 80 cm(W)를 적용하고 격실 지붕의 30 cm 직경의 홀을 열고 Jet-A-1 50 litter를 격실에 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 12분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 692 °C로 측정되었다. Test-6는 개구부의 크기는 40 cm(H) × 70 cm(W)를 적용하고 격실 지붕의 30 cm 직경의 홀을 열고 격실에 Jet-A-1 50 litter를 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 17분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 646 °C로 측정되었다.

Test-7은 금속저장용기 1/3 축소모델을 격실에 안착한 후 화염온도가 가장 높게 측정된 Test-5 조건을 적용하고, Jet-A-1 연료 170 litter를 적용하여 시험을 수행하였다. 시험결과 성염시간은 약 40분 정도 지속되었으며, 화염의 평균온도는 상부에서 약 701 °C로 측정되었고, 중앙부에서는 약 707 °C로 측정되었으며, 하부에서는 약 608 °C로

측정되었다. Test-5 조건의 성염 시간인 12분간의 화염온도와 비교해 보면, 상부에서 633 °C, 중앙부에서 621 °C 및 하부에서 510 °C로 Test-5 조건보다 낮게 측정되었다.

2.3 열 방출속도 및 연료 소모량

격실 화재에서 화염의 온도에 영향을 미치는 중요한 요소는 열 방출속도이다. 격실에서의 화재 시 열 방출속도는 유효 연소열을 사용하여 아래의 식으로부터 계산할 수 있다[1].

$$\dot{Q} = \begin{cases} \dot{m}_f \Delta h_c, & \phi < 1 \\ \dot{m}_{air} \Delta h_{air}, & \phi \geq 1 \end{cases} \quad \cdots\cdots (1)$$

여기서, $\dot{Q}$는 열 방출속도(kW), $\dot{m}$는 질량 연소유속(kg/s), Δh는 유효 연소열(kJ/kg)로서, 소비되는 공기의 단위 질량당 방출되는 유효 연소열은 3,000 kJ/kg 정도로 일정하게 유지된다. ϕ는 등가상수로서 식(2)로부터 결정되며, s는 화학량론으로 식(3)으로부터 산출될 수 있다.

$$\phi = \frac{s\dot{m}_f}{m_{air}} \quad \cdots\cdots (2)$$

$$s = \frac{\Delta h_c}{\Delta h_{air}} \quad \cdots\cdots (3)$$

Table 1은 화원으로 Kerosene과 Jet-A-1을 사용했을 때 계산된 열 방출속도와 그에 따른 연료 소모량을 보여주고 있다. 여기에서, Kerosene의 유효 연소열은 43,200 kJ/kg을 적용하였고[2], Jet-A-1의 유효 연소열은 한재섭의 논문[3]에서 (주) SK로부터 ASTM 방법에 따라 수행한 품질검증 결과에서 산출된 43,333 kJ/kg을 적용하였다.

격실에서의 화재시험에서 연료는 50 litter를 사용하였으며, 화재 성장기와 쇠퇴기의 연료 소모량을 제외하면 성염상태에서의 연료 소모량은 약 45 litter 정도로 판단되며, 이 소모량을 고려하여 질량 연소유속과 열 방출속도를 평가하였다.

Table 1에서 보면 Kerosene보다 Jet-A-1의 열 방출속도가 큼을 알 수 있다. 따라서, Jet-A-1의 연소 시간이 Kerosene보다 짧았으며, 그에 따라 Jet-A-1에서의 화염온도가 높게 측정되었음을 알 수 있다. 개구부의 크기에 따른 연료 소모율은 개구부의 크기가 클 경우 작은 경우보다 큼을 알 수 있다. 따라서, 역시 개구부의 크기가 클 경우 화염의 온도가 높게 측정되었음을 알 수 있다.

격실화재 시험결과 화염의 성염온도는 점진적으로 증가하는 것으로 나타났다. NUREG-1805[2]에 따르면, 격실화재에서 화염의 온도는 8시간에 이를 때까지 점진적으로 증가하여 화염의 온도가 1,260 °C에 도달한다고 나타내고 있다.

금속저장용기가 격실 내에서 화염으로부터 받는 열은 식 (4)로부터 구할 수 있다.

$$Q_C = \left(\pi DL + 2 \times \frac{\pi D^2}{4}\right) \sigma F T^4 \cdots\cdots (4)$$

여기서, σ는 Stefan-Boltzmann constant, F는 형태계수이다. 식 (4)로부터 금속저장용기가 격실 내에서 화염으로부터 받는 열은 약 115 kJ/s로 계산되었다. 따라서, 격실 내 화염의 온도는 금속저장용기가 받는 열량만큼 화염의 온도가 낮아지는 것으로 판단된다.

3. 결 론

i) Kerosene보다 Jet-A-1의 열 방출속도 및 질량 연소유속이 크게 나타났다. 따라서, Jet-A-1의 연소 시간이 Kerosene보다 짧았으며, Jet-A-1에서의 화염온도가 높게 측정되었다.

ii) 연료 소모율은 개구부의 크기가 클 경우 작은 경우보다 크게 나타났다. 따라서, 개구부의 크기가 클 경우 화염온도가 높게 측정되었다.

iii) 격실 내에 금속저장용기가 저장되었을 때 저장용기가 화염으로부터 받는 열량만큼 화염의 온도는 낮아지는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] James G. Quintiere, Fundamentals of fire pheno- mena, Wiley, 2006.

[2] NUREG-1805, Fire Dynamics Tools, U.S. NRC Washington, DC, October 2004.

[3] 한재섭 외, 액적간격이 고정액적의 연소율상수에 미치는 영향에 관한 연구, 한국추진공학회지, Vol.6, pp 47~54, 2002.

Table 1. Heat Release Rate and Mass Flow Rate.

	Kerosene		Jet-A-1	
	Test-2	Test-3	Test-5	Test-6
열 방출속도(kJ/s)	1,714	1,155	2,160	1,524
질량 연소유속(kg/s)	0.040	0.027	0.050	0.035
연소 시간(s)	930	1380	720	1020
밀도(kg/m^3)	820	820	797.6	797.6
연소열 상수(k_0)	0.070	0.075	0.088	0.099

초음파 처리를 이용한 에폭시 중성자 차폐재 물성향상

김현진, 김재우, 서덕봉, 이준형, 박성한*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*(주)엔바이로코리아, 대전시 유성구 용산동 528
skykhj@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력산업을 비롯한 가속기, 의료 및 우주산업은 방사선 차폐효율이 우수하며 동시에 경량이면서 높은 방사선 저항구조를 가지는 재료들을 필요로 하고 있다 [1,2]. 특히 원자력산업에 있어서 사용후핵연료 수송-저장용기, 저장시설 등은 중성자의 효율적인 차폐 및 흡수를 통한 임계조절이 필수적이다. 일반적으로 중성자를 차폐하기 위해서는 수소함량이 높은 물이나 고분자에 열중성자를 흡수할 수 있는 보론화합물 등 중성자흡수단면적이 높은 입자를 혼합하여 사용하고 있다. 특히 사용후핵연료 수송용기같이 물을 사용하기 어려운 환경에서는 고분자 기반의 중성자 차폐재가 사용되고 있는데 근래에는 에폭시 복합재가 특유의 난연성, 기계적 물성으로 인해 주류를 이루고 있다. 이러한 중성자 차폐재의 물성을 결정하는 여러 가지 요인 중에, 에폭시 수지에 혼합되는 보론화합물(B_4C), 납화합물(PbO), 및 난연제 등 입자들의 에폭시 수지와의 계면에서의 결합정도는 매우 중요하다 [3]. 본 연구에서는 에폭시 복합재의 물성을 향상하기 위해 초음파를 이용하여 혼합되는 산화납의 표면을 처리하여 에폭시 수지와의 계면접착성을 향상하였다. 또한 산화납의 입도에 따른 에폭시 복합재의 물성을 동일한 조건에서 평가하여 초음파 처리의 유용성을 확인하였다.

2. 실험방법

본 연구에서 에폭시 수지는 수소 수밀도(number density)가 높은 HBPA(Hydrogenated Bisphenol A, ST-3000) 타입과 일반적으로 많이 쓰이는 BPA(Bisphenol A, YD-127) 타입을 혼련하여 사용하였고, 경화제도 마찬가지로 수소의 함량이 높고 점도가 낮은 폴리아민계열(KH-816)을 사용하였다. 에폭시 수지 ST-3000과 YD-127을 60:40 중량비로, 경화제를 55 phr로 조성하였다. 산화납을 경화제에 주어진 농도로 혼합한 후 초음파 혼을 직접 혼합물에 침지시켜 20분간 직접적으로 산화납의 표면을 경화제 분자로 반데르발스 결합을 유도하였다. 경화제로 표면처리된 산화납 분말을 에폭시 믹서 (Dispermat, Germany)를 이용하여 65 ~ 70 rpm으로 15분간 혼합하였다. 에폭시 혼합물을 ASTM D-638 규격의 인장시편 몰드에서 60 °C, 20시간 동안 경화하였다. 분말 및 에폭시 복합재 시편들은 각각 XRD, BET, SEM, 및 인장시험기 등을 이용하여 분석하였다.

또한 본 연구에서는 산화납의 입도에 따른 에폭시 복합재의 물성을 비교하기 위해 평균 입도가 ~5 μm인 상용 산화납을 기본 소재로 사용하였고, 물성 비교를 위해 고에너지 볼밀장치를 이용하여 평균 입도가 ~300 nm인 볼밀된 산화납을 제조하였다. 산화납을 공기 1기압에서 600 rpm으로 1시간 동안 볼밀링하였고, 밀링볼은 직경이 5 mm인 stainless steel ball을 사용하였다. 이때 볼과 분말의 비율(BPR)은 10:1로 하였다.

3. 실험결과

Fig.1에 나타낸 SEM 사진에 의하면 (a) initial PbO의 경우 결정성을 가지는 평균 ~5 μm의 크기의 입자상을 보여주고 있으며, 밀링 과정을 통해 (b) Ball milled PbO의 경우, 평균입도가 ~300 nm인 응집된 형태의 분말들이 제조되었다.

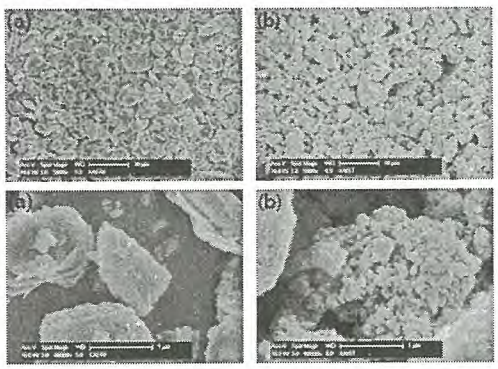


Fig. 1. SEM images (a) initial PbO (b) Ball milled PbO.

Fig. 2는 볼밀 전후의 PbO 분말의 XRD 스펙트럼을 보여주고 있다. 밀링 전후로 스펙트럼이 변화하였는데 초기 PbO 분말의 Rhombohedral 결정구조가 밀링 후 Tetragonal 결정구조로 변화한 것을 알 수 있다. 또한 밀링 후 피크의 FWHM (Full Width Half Maximum)이 넓어진 것을 알 수 있는데 이는 밀링이 결과로 입자의 크기가 작아졌기 때문인 것으로 판단된다.

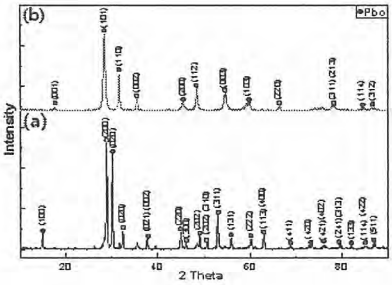


Fig. 2. XRD spectrums of (a) initial PbO (b) ball milled PbO.

Table 1은 산화납이 10 wt% 포함된 에폭시-PbO 복합재의 인장시험 결과를 보여주고 있다. 초음파 처리 후 복합재의 인장강도는 ~10%, 연신율은 ~50% 이상 향상된 것을 알 수 있다. 이는 경화제에 혼합된 PbO 분말들이 초음파 처리를 통해 표면처리가 되어 에폭시 수지와의 계면접착성이 증가한 결과로 판단된다.

Table 1. Tensile test of 10 wt% PbO dispersed epoxy composites.

w/o ultrasonic treatment	인장강도 (Mpa)	연신율 (%)
평균	41.989	13.840
표준편차	1.291	0.504

w/ ultrasonic treatment	인장강도 (Mpa)	연신율 (%)
평균값	45.989	20.838
표준편차	0.973	2.573

Table 2는 산화납이 10 wt% 포함된 에폭시-PbO 복합재의 압축시험 결과를 보여주고 있다. 초음파 처리 후 복합재의 압축강도는 ~40%, 연신율은 ~6% 이상 향상된 것을 알 수 있다. 인장강도의 경우와 마찬가지로 경화제에 혼합된 PbO 분말들이 초음파 처리를 통해 표면처리가 되어 에폭시 수지와의 계면접착성이 증가한 결과로 판단된다.

Table 2. Compression yields test of 10 wt% PbO dispersed epoxy composites.

w/o ultrasonic treatment	압축강도 (Mpa)	압착율 (%)
평균	108.592	56.677
표준편차	3.865	2.565

w/ ultrasonic treatment	압축강도 (Mpa)	압착율 (%)
평균	154.670	59.269
표준편차	2.382	0.766

3. 결론

본 연구에서는 에폭시 복합재 기반의 중성자 차폐재 제조에 있어서, 방사선 차폐입자인 PbO를 경화제에 혼합한 후 직접 초음파 처리를 통해 에폭시 복합재 내 입자의 계면 접착성을 향상시켜 결과적으로 에폭시 복합재의 인장강도 및 압축강도와 같은 기계적 물성을 향상할 수 있음을 확인하였다. PbO의 표면이 경화제 분자로 표면처리된 것은 화학적 결합보다는 반데르발스 결합의 결과로 인식되고 있다 [3]. PbO의 입도와 초음파 표면처리에 따른 물성도 동일한 과정으로 향상되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 지경부 방사성폐기물관리기술개발사업의 재정적 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] A. El-sayed Abdo et al. Radiat. Phys, Chem., **66**, pp.185, 2003.

[2] V. Harish et al., J. Appl. Polym. Sci. **117**, pp.3623, 2010.

[3] J. Jeon et al., J. Nucl. Mater., **416**, pp293, 2011.

세계 주요국의 고준위폐기물/사용후핵연료 관리체계 및 기술현황 분석

김형준, 원종열
한국방사성폐기물관리공단, 경북 경주시 북부동 116-3
khjoon@krmc.or.kr

1. 서론

본고에서는 전 세계 원자력발전 설비용량의 83%를 차지하는 미국, 벨기에, 캐나다, 중국, 핀란드, 프랑스, 독일, 일본, 한국, 스페인, 스웨덴, 스위스, 영국 등 13개 국가를 대상으로 고준위폐기물 및 사용후핵연료의 관리체계 및 기술현황을 조사하여 분석하였다. 이들 13개 국가의 원자력발전 현황, 고준위폐기물/사용후핵연료 관리기관, 독립적 감시기구, 처분 대상 폐기물, 처분 후보지 암반 종류, 지하시험시설(URL) 현황, 부지선정 현황, 처분장 운영개시 목표연도 등에 대해서 비교분석하였다.

2. 본론

2.1 원자력발전 현황

조사 대상 13개 국가의 원자력발전 설비규모 및 원자력발전량은 많은 차이를 보이고 있다. 벨기에, 핀란드, 스페인, 스위스는 원자력발전 규모가 작은 반면, 미국, 프랑스, 일본은 원자력발전 규모가 매우 크다. 전체 전력에서 차지하는 원자력발전의 비중도 국가마다 많은 차이를 보이고 있다. 또한 일부 국가는 대규모의 신규 원전건설 계획을 갖고 있는 반면 일부 국가는 신규 원전건설에 소극적이거나 사실상 또는 법적으로 원전건설을 금지하고 있기도 하다.

2.2 방사성폐기물 관리기관 형태

고준위폐기물의 초장기 관리를 위한 심층 처분장의 부지선정, 건설 및 운영은 정부 고유의 업무이며, 동시에 독립된 규제기관이 필요하다는 점에 대해서는 전 세계 대다수 국가들의 공통된 의견이다. 그러나 어떤 형태의 기관이 처분장 입지, 건설 및 운영과 관련된 업무를 가장 효율적으로 수행할 수 있는지에 대해서는 서로 생각이 많이 틀리다.

13개 국가의 고준위폐기물 관리기관의 명칭과 형태는 모두 다르다. 그러나 이를 몇 개의 그룹으로 분류하면 정부기관 (government agency), 민간투자기관 (private corporation), 정부투자기관 (government-owned corporation), 그리고 정부-민간 공동투자기관 (public-private partnership) 등 4가지 형태로 나눌 수 있다. 정부기관 형태를 취하고 있는 국가는 미국(DOE), 벨기에(ONDRAF/ NIRAS), 독일(BfS)이고, 정부투자기관은 중국(CNNC), 프랑스(ANDRA), 스페인(ENRESA), 영국(NDA)이며, 정부/민간 공동투자기관은 스위스(NAGRA), 그리고 민간투자기관은 캐나다(NWMO), 일본(NUMO), 핀란드(POSIVA), 스웨덴(SKB)에서 취하고 있다.

2.3 독립적 감시기구 운영 국가

방사성폐기물 관리기관 및 규제기관 외에 방사성폐기물 관리 프로그램을 감시하는 독립적 위치의 기구를 운영하는 국가들도 많다. 이들 감시기구들은 방사성폐기물 관리 프로그램을 평가하여 그 결과를 관련 정부부처에 권고하고, 경우에 따라서는 방사성폐기물 관리기관에게 권고하기도 한다. 이들 감시기구 중 일부는 방사성폐기물 관리기관의 신뢰성을 보다 굳건히 하기 위한 목적으로 설립되었고, 일부는 기술적 또는 정치적으로 논란이 되는 문제를 자문하기 위한 목적으로 설립되었다. 현재 감시기구를 운영하고 있는 국가로는 미국Nuclear Waste Technical Review Board), 캐나다(Independent Technical Review Group), 프랑스(National Review Board), 독일(Nuclear Waste Management Commission), 스웨덴(National Council for Nuclear Waste), 스위스(Nuclear Safety Commission), 영국(Commission on Radioactive Waste Management) 등이 있다.

2.4 처분 폐기물의 종류 및 중간저장시설 현황

1970년대 중반까지만 해도 세계 원자력계는 상업용 원전에서 발생되는 사용후핵연료를 원전부지 내에서 임시저장 한 후 재처리 시설로 보내는 방안을 기본으로 생각했다. 그러나 재처리를 통해 플루토늄을 추출하는 방안은 핵확산 위험성이 커진다는 문제점 때문에 일부 국가들이 사용후핵연료를 재처리하지 않고 직접 처분하는 정책을 채

택하기 시작했다. 이처럼 국가마다 사용후핵연료 관리정책이 달라지면서 심층처분의 대상이 되는 폐기물의 종류도 다양해졌다. 캐나다, 핀란드, 스웨덴은 사용후핵연료를 처분대상으로 하고 있고, 벨기에, 중국, 일본, 스위스는 고준위폐기물을 처분대상으로 하고 있으며, 미국, 프랑스, 독일, 영국은 사용후핵연료와 고준위폐기물을 처분대상으로 하고 있다. 한편, 중앙집중식의 사용후핵연료/고준위폐기물 중간저장시설을 운영하고 있는 국가로는 독일, 스웨덴, 스위스가 있다.

2.5 처분장 지질 및 지하시험시설(URL) 현황

미국 국가과학아카데미(National Academy of Science)의 국가연구심의회가 1957년에 발행한 보고서에 따르면, 고준위폐기물의 장기관리 방안으로 심층처분이 가장 적합하며, 처분장 건설에 적합한 지질은 암염(salt)이라고 밝혔다. 암염이 있다는 것은 물이 존재하지 않는다는 것을 의미하고, 또한 가소성(plasticity)의 특성으로 인해 균열된 틈이 메워지기 때문에 처분구역으로 물이 흘러들어오지 못한다는 이유 때문이다. 이 보고서의 영향으로 미국은 1970년대 중반까지는 심층 처분장의 후보지로 암염을 고려했다. 그러나 모든 나라가 처분장 후보지로 암염을 고려하고 있는 것은 아니다. 가령, 스웨덴은 화강암(granite)을 후보지로 생각하고 있다. 스웨덴 전역에 걸쳐 화강암이 골고루 분포되어 있기 때문이다. 이외에도 여러 나라들이 점토층(clay) 등 다양한 지질을 대상으로 검토 또는 연구 중에 있다.

한편, 많은 나라들이 현장의 지질특성 조사 등의 업무를 위해 지하시험시설(URL)을 건설하여 운영 중에 있다. 현재 URL을 운영하고 있는 국가로는 미국(ESF), 벨기에(Mol), 캐나다(Pinawa), 핀란드(Onkalo), 프랑스(Bure), 독일(Goreben), 일본(Mizunami, Horonobe), 스웨덴(Äspö), 스위스(Mont Terri, Grimsel) 등이 있다.

2.6 부지선정 현황 및 처분장 운영시기

심층 처분장 건설을 위한 부지를 선정하는데 있어서는 기술적인 문제뿐만 아니라 정치적인 요소까지도 함께 고려되어야 한다는 것이 지금까지 부지선정 경험을 한 여러 나라들의 공통된 견해이다. 일부 국가들은 먼저 기술적 측면을 고려하여 다수의 후보 부지를 선정한 다음 정치적 현실성을 고려했을 때 그 부지에 처분장을 건설할 수 있을 것인지를 따지고 있다. 또 일부 국가들은 이와는 반대로 정치적 측면을 먼저 고려하여 부지 공모를 실시한 다음 공모된 부지를 대상으로 기술적으로 안전한지를 고려하는 국가도 있다. 현재 부지선정을 완료한 국가로는 핀란드와 스웨덴이고, 부지선정을 추진 중에 있는 국가는 프랑스, 스위스, 일본, 캐나다, 중국, 독일, 영국 등이 있다. 한편, 현재 부지를 확보 또는 선정 중인 핀란드, 프랑스, 스웨덴은 2020년에서 2025년 사이에 처분장을 운영할 계획이고, 나머지 국가 중 벨기에, 중국, 스위스가 2040년에서 2050년 사이에 처분장을 운영할 계획이다. 나머지 국가들은 아직 처분장 운영 목표연도를 결정짓지 못했다.

3. 결론

원자력발전 설비비중이 큰 13개 국가를 대상으로 고준위폐기물관리 프로그램을 분석한 결과 관리기관, 독립적 감시기구, 처분 대상 폐기물의 종류, 처분 후보지 암반 종류, 지하시험시설(URL) 확보 유무, 부지선정 방법, 처분장 운영개시 목표연도 등 몇 가지 요인에 있어서 국가별로 공통점과 차이점이 있음을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] World Nuclear Association 홈페이지(http://www.world-nuclear.org/info).

[2] NWTRB, Survey of National Programs for Managing High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel - A Report to Congress and the Secretary of Energy, pp.1-63, 2009.

사용후핵연료 건식저장시설의 안전성평가관련 법령체계에 관한 연구

김지현, 서현석, 전관식, 박상훈, 육대식*, 이윤근*
(주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호
*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19
jihyun9775@nate.com

1. 서론

우리나라는 2016년경 사용후핵연료의 임시저장시설이 포화될 것으로 예상됨에 따라[1] 국내 원자력발전소외 사용후핵연료 중간저장시스템(캐스크 및 시설)의 설계 및 건설·운영을 위한 사전준비가 요구된다. 아울러 이러한 시스템 건설사업의 효율적인 추진 및 시스템의 장기적인 안전성 확보를 위해서는 보다 구체적인 안전요건 및 안전지침의 개발이 필수적이다. 따라서 본 논문에서는 사용후핵연료 중간저장시설의 안전요건 및 안전지침 개발에 앞서 안전성 평가와 관련된 우리나라의 법령체계[2-4]를 조사・분석하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 및 그 중간저장의 정의

원자력법 제2조 18항 방사성폐기물의 정의에 의하면, 사용후핵연료는 폐기의 대상인 방사성폐기물에 속하므로, 사용후핵연료 중간저장시설(이하 저장시설이라 한다.)은 원자력이용시설의 하나로서 폐기시설등에 속한다. 또한 원자력법 시행령 제2조33의 정의 의하면, "사용후핵연료 중간저장이란 발생자로부터 인수하여 처리 또는 영구처분하기 전까지 일정기간 안전하게 저장하는 것"으로 되어 있고, 교과부 고시 2009-37 사용후핵연료 인도규정고시 제3조(정의)에서 "사용후핵연료 중간저장이라 함은 사용후핵연료가 발생한 부지이외의 폐기시설운영자의 사용후핵연료 중간저장시설에 사용후핵연료를 저장하는 것을 말한다."로 되어 있다. 고시에서의 정의는 당해 고시에만 적용하는 것이 통례이므로 보다 상위법에서 중간저장에 대한 명확한 정의가 필요하다. 그리고 사용후핵연료 중간저장시설은 핵연료주기시설이 아닌 폐기시설의 인허가 절차에 따르도록 되어 있다.

한국원자력안전기술원은 원자력법 시행령 제2조 제33호에 명확하게 정의되지 않은 사용후핵연료의 중간저장을 임시저장(원자로 및 관계시설로 분류되는 원자로 인접 습식저장시설에서의 저장)과 중간저장(원자로 및 관계시설 이외의 시설에서의 저장)으로 명확하게 구분할 필요성을 제안하였다[5].

반면, (주)라드웍스는 동 법에서 사용후핵연료를 인수하는 중간저장시설의 위치와 무관하게 안전에 관한 제반절차를 따를 수 있도록 "사용후핵연료 중간저장이라 함은 원자로 및 관계시설에서 발생한 원자로의 연료로서 사용된 핵연료물질이나 기타의 방법으로 핵분열시킨 핵연료물질을 독립된 별도의 시설로 옮겨 이송, 처리 또는 영구처분하기 전까지 일정기간 안전하게 저장하는 것을 말한다."라고 개정할 것을 제안한다.

이렇게 함으로써 원자력발전소 부지 내에 위치하는 독립된 중간저장시설의 장기적 운영에 대한 안전성 확보도 보다 철저히 할 수 있을 것으로 기대한다.

2.2 건설・운영 허가 절차 및 현황

방사성폐기물의 저장시설을 건설・운영하고자 하는 자는 교육과학기술부장관에게 관련 허가신청서에 구비서류들(원자력법 제76조 및 원자력법 시행규칙 제79조 참조)을 첨부하여 제출해야 한다. 위의 첨부서류들 중 안전성분석보고서에는 8개 사항들(원자력법 시행규칙 제79조 참조)이 기재되어야 하며, 기재방법 등 세부사항에 대해서는 교육과학기술부장관 고시에서 정하게 되어 있다.

그러나 아직 사용후핵연료 건식저장시설에 대한 구체적인 안전성분석보고서 작성지침이 마련되어 있지 않고 단지, 사용후핵연료 중간저장시설의 위치에 관한 기술기준 및 사용후핵연료 습식저장시설에 관한 부지특성보고서 작성지침에 관한 고시가 제정되어 있을 뿐이다.

그래서 안전성분석보고서 작성지침에 관한 고시가 조속히 제정되어야 할 것이며, 또한 향후의 동향을 고려하여 교육과학기술부고시 제2009-37 사용후핵연료 중간저장시설 부지특성보고서 작성지침 고시를 사용후핵연료 건식중간저장시설에도 적용 가능하게 수정·보완하거나 건식저장시설부지에 적용할 수 있는 별도의 지침을 마련할 필요가 있다.

2.3 허가 기준

저장시설의 건설·운영 허가기준은 원자력법 제77조에 규정하고 있으며, 이들 기준은 대부분 원자력법 시행령과 교육과학기술부령 및 교육과학기술부장관 고시에서 규정하고 있다. 한편, 원자력법에서 시설의 건설·운영에 필요한 기술능력은 교육과학기술부령으로 정한다고 되어 있으나, 실제 원자력법 시행규칙에는 이와 관련한 구체적인 기준이 제시되어있지 않은 상태이다.

2.4 검사

저장시설의 건설·운영허가를 받은 자는 저장시설의 공사 및 성능에 관하여 교육과학기술부장관의 사용전검사를 받아야 한다. 또한 저장시설의 설치·운영 및 방사성폐기물의 저장에 관하여 정기적으로 교육과학기술부장관의 검사를 받아야 하며, 정기검사를 받고자 하는 자는 관련 신청서에 검사받고자 하는 시설의 개요 및 정기검사 수검계획서를 첨부하여 교육과학기술부장관에게 제출하여야 한다.

2.5 주민의견 수렴

저장시설의 건설·운영허가를 받고자 하는 자는 방사선환경영향평가서 초안을 작성하여 공람하거나 공청회 등을 개최하여 주민의 의견을 수렴하고, 이를 방사선환경영향평가서의 내용에 포함시켜야 한다. 주민의견 수렴을 위한 동 초안에는 원자력 시행규칙 제129조제1항의 사항들이 모두 포함되어야 한다. 이를 위한 방사선환경영향평가서 및 그 초안의 작성방법, 방사선환경조사 및 방사선환경영향평가에 관한 구체적인 사항은 교육과학기술부장관 고시에서 정하고 있다.

2.6 운반신고

사용후핵연료에는 핵물질이 포함되어 있어 특정핵물질의 계량관리규정을 마련하여 교육과학기술부장관의 승인을 받아야 하며, 저장시설 건설·운영자는 이러한 사용후핵연료를 운반하고자 할 때에는 운반신고서에 다음 서류들을 첨부하여 교육과학기술부장관에게 제출하여야 한다.

- 방사성물질 운반명세서
- 운반할 방사성물질 등에 관한 설명서
- 포장 및 운반 점검기록부 양식
- 방사성물질 등의 포장 또는 운반을 위한 용기 및 특수형방사성물질의 설계승인서
- 운반 절차서
- 비상대응계획서

2.7 기타

이 밖에도 피폭관리, 사고조치, 방사선장해방지조치, 교육, 보고, 기록과 비치 등에 관한 사항들이 있으며, 사용후핵연료 중간저장측면에서 위 사항들을 구체적으로 검토하여 법령을 제정비할 필요성이 있다.

3. 결론

3.1 사용후핵연료 중간저장에 대한 정의를 법령에서 명확히 규정하고 있지 않기 때문에 이를 보다 분명히 하여 원자력발전소 부지 내에 위치하는 독립된 중간저장시설의 장기적 운영에 대한 안전성 확보도 보다 철저히 할 수 있을 것으로 판단된다.

3.2 사용후핵연료 중간저장시설은 핵연료주기시설이 아닌 폐기시설등에 속하기 때문에 폐기시설등의 건설·운영허가 관련조항을 준수하여야 한다.

3.3 사용후핵연료 건식저장시설의 안전성분석보고서 작성지침과 건식저장시설의 부지특성보고서 작성지침에 관한 고시가 조속히 마련되어야 할 것이다. 또한 건설·운영 허가기준 및 기술능력을 구체화 할 수 있는 하부 규정들도 마련되어야 할 것이다.

3.4 중간저장시설은 폐기시설등에 속하므로 방사선환경영향평가서 초안을 작성하여 지역주민의 의견을 수렴해야하는 단계를 거쳐야 한다.

4. 참고문헌

[1] J. W. Choi and D, H. Kook, "SF Management & R&D Status in Korea", International Workshop on Spent Fuel in Dry Storage, Daejeon, Nov. 4-5, 2010.
[2] 원자력법
[3] 원자력법 시행령
[4] 원자력법 시행규칙
[5] 이윤근외 9인, "사용후핵연료 중간저장시설 인허가 대비 법령 및 기술기준 정비를 위한 개선사항 도출, KINS-RR-619, 2008.

사용후핵연료 중간저장시설 안전규제에 대한 법령체계 개선 방안

박동극, 육대식, 안상면, 정재학, 이윤근, 장군현, 김상원
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
k065pdk@kins.re.kr

1. 서론

국내 사용후핵연료에 대한 최종관리정책의 결정이 지연됨에 따라 정부는 각 원전별 사용후핵연료 저장용량의 한계점을 극복하고, 합리적인 정책방향이 결정될 때까지 시간적 여유를 갖고자 사용후핵연료 중간저장시설(이하 '중간저장'이라 함)을 건설·운영하는 안정적인 관리방안을 구상중에 있다. 사용후핵연료는 향후 최종 관리계획이 수립될 때까지 원전 부지 내 또는 원전 부지 밖의 독립된 시설에서 상당한 기간 동안 임시 저장될 것이다. 본 연구목적은 장기간의 사용후핵연료 임시 저장에 따른 안전성 확보를 위한 법령상의 안전규제체계를 개선코자 하며, 최근 제정된 원자력안전법(이하 '안전법'이라 함)[1]상 안전규제의 기본이 되는 절차요건, 제출문서요건 및 안전기준을 포함한 허가요건을 분석하고 법령의 계층구조에서 최적의 법령구조 모델을 설정하고자 한다.

2. 본론

2.1 원자력법령에서의 법령체계 현안 도출 법령상 현안도출의 기준 설정

중간저장시설은 방사성 재해를 일으킬 수 있는 원자력시설로서 국민의 안전과 환경보전을 위한 특정 행정목적에 합치하여야 하며, 이 또한 행정규제이므로 행정규제기본법의 적용을 받게 된다[1)]
규제는 안전법 및 대통령령, 원자력안전위원회규칙과 그 위임에 의한 고시 등에 규정되는 사항에 의하여 국민의 권리를 제한하거나 의무를 부과하는 것이다. 따라서 규제의 기본원칙[2)]과 규제대상인 사용후핵연료 중간저장의 특성을 고려하여 법령상에서 다음과 같은 현안도출의 기준을 설정하였다.[3]

1) 여타 원자력규제대상시설과의 형평성
2) 규제의 효과성 및 효율성
3) 국제 규범화의 반영
4) 국내 환경의 특수성
5) 사용후핵연료의 특성
6) 사용후핵연료관리 국가정책

이외에도 안전정책성명에서의 안전규제 5대 원칙과 원자력 안전개념도 고려하였다.[3)]

사용후핵연료 안전규제 법령체계상의 현안

설정된 현안도출 기준을 근거로 하여 기존 원자력법령상의 사용후핵연료 안전규제체계를 절차요건, 제출문서요건 및 허가기준 등을 검토하였고,[4)] 중간저장시설의 안전규제 체제에 대한 안전법 체계에서의 개선사항을 다음과 같이 도출하였다.

- 폐기시설로부터 허가체계의 세분화(저장, 처리, 처분) 및 건설·운영 통합허가의 체제
- 중간저장시설의 원전 부지내 설치 또는 부지외 설치의 경우 인허가 절차의 차등화
- 부지사전승인을 받은 자의 제한공사에 대한 재량권의 명확화
- 부지사전승인을 받은 자의 타 법령에 대한 의제
- 중간저장시설의 운영허가 기간의 명시 및 허가갱신 제도의 도입[4]
- 특정기술주제보고서 또는 저장용기 설계인증 제도 도입
- 부지사전승인에 따른 사용전검사 및 품질보증검사의 명시
- 부지사전승인신청시 건설운영허가 품질보증계획서중 '부지 및 제한공사, 설계 및 공사방법' 부분의 제출
- 설계 및 공사방법의 관한 설명서 제출의 유효성과 규제의 효과성
- 중간저장시설의 건설·운영 허가기준에 품질보증계획서의 적합성 기준 등 규정
- 해체에 따른 안전규제요건 체계의 도입
- 규제 해지 및 사업 폐지

1)규제는 행정규제기본법 제2조제1호에서 정의하고 있음.
2)규제의 기본원칙은 규제법정주의, 보충성의 원칙 및 비례의 원칙 등 규제의 합리화를 말함.
3)안전정책성명에서의 5대 규제원칙은 독립성, 투명성, 명확성, 효율성 및 신뢰성을 말하며, 원자력 안전개념은 심층방호, 현 기술수준 및 입증된 기술의 적용을 말함.
4)본 연구 수행중 원자력법은 원자력안전법과 원자력진흥법으로 분화하고 원자력안전위원회의 설치 운영에 관한 법률이 제정되었음.

- 전원개발촉진법 적용에 따른 문제점 개선

2.2 규제체계 최적화를 위한 법령체계 모델설정

원자력법[2]은 단일법으로서 원자력 진흥과 안전규제가 함께하는 구조로서 오랜 전부터 체계에 대한 문제가 지적되었으나 원자력 안전법과 진흥법이 구분 제정됨으로써 이를 개선하였다. 그러나 다양한 규제대상을 단일 법령체계인 안전법 내에서 규정하려고하니 아직도 그 분량이 많고 준용조항이 많은 단점이 있어 일목요연한 법령구조라고 볼 수 없다. 즉 안전법 내에서도 다양한 원자력시설과 방사성물질의 이용 등, 규제대상이 다변화되어 있고, 또한 기술적 사항의 규정은 타 법령에 비해 규제대상간 상호 연계되어 복잡한 구조라 할 수 있다. 특히 동일 규제에 대하여는 다른 시설의 규정을 준용하게 함으로써 규제내용의 파악이 용이하지도 않는 구조이다.

현행법령상 중간저장시설의 안전규제체계는 이 시설이 폐기시설의 저장으로 분류되고 있다. 중간저장시설의 정의로 볼 때 현행법상으로는 폐기시설로 분류할 수 밖에 없으나 사실상은 사용후핵연료 저장시설의 관리주체에 따라 폐기시설이 아니 될 수도 있어 규제를 달리 해야 하는 이중적 구조가 될 수 있다. 따라서 중간저장시설이라는 정의에 근거하여 현행 안전법령상 다음과 같이 3가지 모델로 구상될 수 있다.

- 제 1모델: 법에서 "독립된 장"의 신설과 하위법령에서 상세 규정
- 제 2모델: 법 "제6장 폐기 및 운반"에서 "독립된 절"로 대분하고 하위법령에서 상세 규정
- 제 3모델: 법 "제6장 폐기 및 운반" 제63조부터 관련조 내의 항을 신설하고 하위법령에서도 관련 조에서 항을 신설하여 상세 규정
- 제 4모델: 제2모델 및 제3모델의 절충하여 법 "제6장 폐기 및 운반"의 관련조항에서 규정하고 시행령에서 "독립된 절"로 각각 구분하여 상세 규정

2.3 각 모델별 비교분석 및 최적 모델 선정

중간저장시설 법령체계의 최적 모델을 설정하기 위하여 법령체계의 장단점을 파악하고 취약점을 보완할 수 있도록 다음 사항을 전제로 하였다.

- 폐기시설의 각 규제대상별 특성화
- 가능한 계층구조의 수직화
- 하부계층 구조(대통령령, 시행규칙 및 고시)에서 타 규제조항과의 수평적 조화
- 법령체제에서 장, 절 및 조항 신설의 최소화

이를 근거로 볼 때 제 4모델이 가장 무난한 체제가 될 수 있는 것으로 판단하였다. 따라서 법 "제6장 폐기및운반"의 개선 사항을 관련조항 내에서 규정하거나 조를 신설하여 규정하고, 하위법령인 시행령 및 규칙에서 상위법과 연계하여 각 폐기시설, 즉 저장, 처리, 처분 및 운반별로 "독립된 절"로 구분함으로써 "중간저장시설"을 타 폐기시설과 구분하고 특성화하여 상세히 규정하는 것이 최적이라 하겠다.

3. 결론

원자력법은 최근의 원자력안전위원회의 설립에 따른 원자력 안전법과 진흥법이 분리되었다. 그러나 안전법은 시간이 촉박하여 법령상 규제대상별 현안문제를 충분히 검토하여 이를 반영하지 못하고 규제의 독립성을 강화하기 위하여 단순히 원자력법을 진흥과 물리적으로 대분한 것이다.
이번 중간저장시설에 대한 안전규제 법령체계 검토는 안전법 내에서 특정 규제대상에 대한 규제의 효과성 및 효율성을 제고하고 규제의 투명성을 개선하는 방안을 제시함으로써 향후 안전법의 개정시 이를 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부 재원으로 한국에너지 기술평가원의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력 안전법, 시령행안 및 시행규칙안
[2] 원자력법령 및 고시
[3] 박동극, "미래사회 트랜드로 본 원자력안전규제 2030"한국원자력안전기술원, pp21-24, KINS/ER-738(2009).
[4] 박동극, "사용후핵연료 안전규제정책연구" 한국원자력안전기술원 pp98-99, KINS/DR-1053 (2003).

원자력진흥종합계획 수립과정에서 본 방사성폐기물 관리 기본계획과의 관계에 대한 고찰

이영준, 김선효, 원병출, 오근배, 이종희, 정동욱*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*한국연구재단, 대전시 유성구 가정로 201
joon96@kaeri.re.kr

1. 서론

1997년 제1차 원자력진흥종합계획이 최초 수립된 이후 원자력에 직간접적으로 관련된 많은 국가계획이 수립되었다. 이로 인해 국가 계획 간의 일관성과 법적 위상 문제가 수면위로 떠오르게 되었다. 본 연구에서는 '제4차 원자력진흥종합계획'의 기획과정으로부터 현재 수립 예정인 '방사성폐기물관리 기본계획'과의 연계 방안 설정하고 국가 원자력 종합계획의 정립방향을 제안하였다.

2. 본론

2.1 제4차 원자력진흥종합계획의 수립 경과

2.1.1 원자력진흥종합계획 법적 위상

원자력진흥종합계획은 원자력의 연구·개발 생산 이용 관한 사항 규정으로 국민생활 향상과 복지증진의 효율적 달성을 위해 원자력법 제8조의 2 및 제8조의 3에 의해 수립되어진다. 1997년 제1차 계획을 시초로 매 5년마다 수립·추진되며 현재 '제4차 원자력진흥종합계획(2012~2016)'이 기획 수립중에 있다. 원자력진흥종합계획은 교육과학기술부 장관에 의해 수립되어 원자력위원회의 심의·의결을 받는 법적계획이다.[1)]

2.1.2 기획 과정 및 추진체계

제4차 계획의 기획을 위해 사전 준비 작업으로 제1~3차 원자력진흥종합계획 성과 분석, 미래사회 메가트렌트 예측과 국내외 원자력 환경분석을 통해 원자력 및 에너지에 관련된 주요 시사점을 도출하였다. 이 사전작업을 바탕으로 원자력 장기비전 및 제4차 계획 목표와 정책방향을 설정하였으며, 그림1과 같이 정책방향별 전문가로 구성된 분과위원회의 의견을 종합하여 중점과제 및 실천과제를 도출하였다.

1) 최근 원자력법이 원자력진흥법 및 원자력안전법으로 제·개정됨에 따라 제4차 원자력진흥종합계획의 법적 근거는 '11.10 발효될 원자력진흥법 제9조의 2 및 3항에 근거하게 되며 원자력위원회는 원자력진흥위원회로 변경된다.

제4차 원자력진흥종합계획 기획과정에 참여한 전문가들은 원자력관련 산학연 실무중심자로 약 90여명에 이르며 2010년 9월부터 7개월 동안 위원회 운영을 통해 의견수렴 과정을 거쳤다. 이중 방사성폐기물은 핵주기를 다루는 지속가능 분과의 중점과제 형태로 다루어졌다.

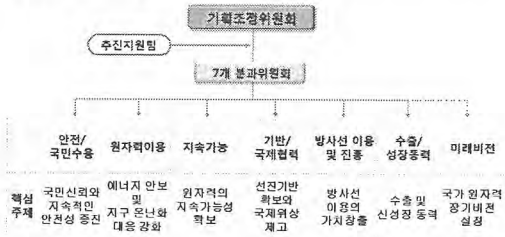


Fig. 1. 4th CNEPP planning organization.

2.1.3 기획결과

제4차 원자력진흥종합계획 기획안에서는 국가 원자력장기비전을 제안한 후 비전을 달성하기 위해 4차 계획 기간 안에 달성할 3대 목표를 설정하고 이를 이행할 6대 정책방향을 정하였다.

이중 방사성폐기물에 관련된 주제는 '국제적 투명성 증진과 지속가능한 원자력진흥 추진' 정책방향에서 다뤄지고 있으며 세부 실천과제로 '전주기 방사성폐기물 관리를 위한 정책개발'과 '사용후핵연료 중간저장시스템 및 심층처분, 제염해체 기술 확보'를 제안하였다. 그 외에 관련된 주제로는 사용후핵연료 처리에 관한 소듐냉각고속로 및 건식처리 기술 개발이 있다.

2.2 원자력 관련 국가 계획

우리나라의 에너지 관련 최상위 계획은 현재 녹색성장 국가전략 및 5개년 계획이며, 주요 에너지원의 일환으로써 그림2와 같이 원자력진흥종합계획, 원자력안전종합계획, 방사성폐기물관리 기본계획의 원자력 관련 종합계획을 수립하도록 되어 있다. 이 종합계획들은 계획의 이행을 위해 세부 계획을 둘 수 있으며, 전력수급기본계획과 같은 타 에너지계획과 연관성을 가지고 있다.

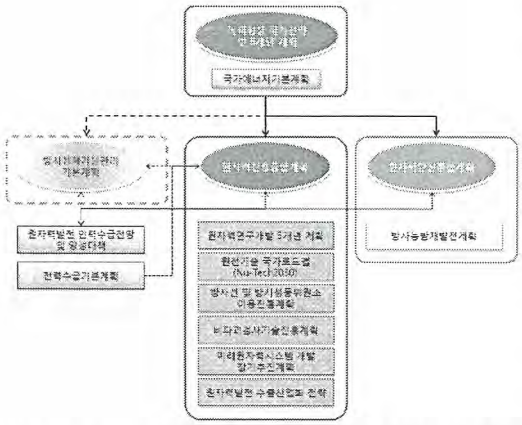


Fig. 2. Relational structure of nuclear national plans.

2.3 원자력진흥종합계획과 방사성폐기물관리 기본계획의 관계 분석

2.3.1 양 계획 간의 법적 위상 비교

방사성폐기물관리 기본계획은 '방사성폐기물을 안전하고 효율적으로 관리'하는 목적을 가지고 있으며, 방사성폐기물 관리법 제6조 1에 의해 수립된다. 방사성폐기물관리 기본계획은 원자력법 제3조에 따라 지경부 장관에 의해 수립되어 원자력위원회의 심의·의결을 거치게 되어 있다. 즉, 원자력진흥종합계획과 방사성폐기물관리 기본계획의 법적 위상은 동일하다.

2.3.2 양 계획간의 관계

방사성폐기물 관리법에 의하면 방사성폐기물관리 기본계획에는 다음과 같은 사항이 다뤄지게 된다.

- 방사성폐기물 관리의 기본정책에 관한 사항
- 방사성폐기물의 발생 현황과 전망에 관한 사항
- 방사성폐기물 관리시설의 부지선정 등 시설계획에 관한 사항
- 방사성폐기물 관리시설에 대한 투자계획에 관한 사항
- 그 밖에 방사성폐기물 관리를 위하여 필요한 사항

법적인 해석만 보면 방사성폐기물관리 기본계획에서는 방사성폐기물 관리 기본정책 수립, 부지선정 및 시설 구축 등에 방사성폐기물에 직접 관계된 체제 구축만 다루게 되어 있다. 그러나 원자력진흥종합계획에서는 원자력 이용의 진흥을 위해 원자력 발전 이용시 발생되는 폐기물의 저감·저장·처분을 다루게 되며, 이는 필연적으로 방사성폐기물관리 기본계획과 중복된다.

국가 계획상 동일한 내용의 중복은 문제가 되지 않으나 같은 내용에 대해 다른 방향을 제안하게되면 정책 이행에 혼선이 발생하게 된다.

3. 해결 방안 및 정책 제안

3.1 방사성폐기물 관리 기본 계획 수립시 고려사항

원자력진흥종합계획과 방사성폐기물관리 기본계획은 동일한 법적위상을 지니고 있으나 계획내용상 원자력진흥종합계획의 하부 계획의 성격을 가지고 있다. 이는 사용후핵연료 관리 정책 수립의 시급성과 중요성을 고려하여 정책적으로 추진된 상황으로 두 계획간의 연계성을 통해 풀어나갈 수 있다.

원자력진흥종합계획 수립시기가 방사성폐기물관리 기본계획에 앞서 있으므로 원자력진흥종합계획의 기획과정에서부터 방사성폐기물관리 기본계획에 관련된 실무 책임자를 참여시켜 계획이 추구하는 방향이 일치하도록 하였다. 물론 방사성폐기물관리 기본계획에서는 원자력진흥종합계획에 담긴 방사성폐기물 처리·처분 기술 현황과 국가 원자력 정책의 방향을 고려해야 할 것이다.

3.2 원자력 관련 종합계획의 정립을 위한 제안

원자력진흥종합계획과 방사성폐기물관리 기본계획외에도 동일한 법적위상을 갖는 안전종합계획에서도 동일한 문제가 발생한다. 과거에는 원자력진흥종합계획이 최상위으로 타계획을 포괄함으로써 체계적으로 이행되었던 경험으로부터 향후 원자력 관련 종합계획을 아우르는 원자력분야의 최상위 기본계획을 별도 수립하거나 과거 최상위 계획성격의 원자력 진흥종합계획의 위상을 격상시키는 방안을 고려해볼 수 있다. 이와 동시에 계획의 기획단계에서부터 방향성을 일치시키기 위해 종합계획간 시행기간을 일치시켜야 할 것이다.

4. 감사의 글

제4차원자력진흥종합계획의 기획은 한국연구재단의 기획평가사업의 위탁과제로 수행됨

5. 참고문헌

[1] 원자력 법 8조1, 8조2
[2] 방사성폐기물 관리법 6조1, 6조2, 6조3
[3] 원자력진흥법 9조1, 9조2

원자력 시설의 물리적방호 개념설계 및 특성분석

최영, 송대용, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ychoi@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 후쿠시마 원전사고에서 알 수 있듯이 단순한 자연재해(쓰나미)로 시작된 전원상실 등의 기능 상실은 매우 심각한 중대사고를 초래할 수 있다. 유사하게 사보타지 행위로 비롯된 물리적 시설의 핵물질 또는 원자력 시설파괴는 직원의 방사능 피폭 위험 내지는 대중과 환경의 잠재적인 방사능 누출을 야기할 수 있다. 본 연구에서는 주요 원자력시설의 물리적방호차원의 기본개념과 설계 특성을 파악하고 최소 시설방호을 위한 개념설계를 제시하고자 한다.

2. 본론

파이로시설을 비롯한 선진핵주기시스템을 성공적으로 구축하기 위해서는 핵주기공정관련 단위시설의 핵확산저항성 특성과 안전조치 및 물리적 방호 시스템의 특성을 분석하고 이를 근간으로 핵확산저항성을 강화하는 기술이 필요하다. 본 연구에서는 그동안 초보연구단계인 물리적 방호/보안(Physical Protection, Security) 기본 개념을 제시하고자한다.

2.1 물리적방호의 기능성

핵주기 시설의 핵확산성 평가시 물리적 평가척도는 크게 1)침투성공 가능성 2)유발된 사고결말 3) 물리적 방호 적절한 대처방안 등이다. 이에 따른 물리적 방호기능 설계고려 사항은 다음과 같다.

- ㅇ 탐지: 1) 외부/ 내부 침투감지 2)경보능력평가 3)경보알림 및 디스플레이 4) 출입통제계통 등
- ㅇ 지연: 접근 지연능력
- ㅇ 대응: 1).대응전력 2)대응전력 통신

2.2 효과적 물리적 방호의 특성분석

앞에서 기술한 효과적인 물리적 방호를 위해서 하드웨어가 설치되고, 잘 운영되어야 하며 그리고 유지/보수되어야 한다. 성공적으로 설계된 물리적 방호시설은 다음 3가지 공학적 특성을 갖추어야 한다. 1)심층방호 2)부품고장에 의한 최소결말 3) 균형적인 방호

ㅇ심층방호

침투를 방어하는 심층방호 수단은 다양한 방호 장치를 유지하는 것이다. 효과적인 심층방호를 위해서는 1) 침투가 용이하지 못하도록 복잡한 시스템에 불확실성을 증가시키고 2) 침투실행하기 전에 과중한 준비를 필요하게 하며 3) 침투가 실패하도록 보다 많은 추가 단계를 만들어야한다.

ㅇ부품고장에의한 최소결말

물리적 방호같이 복잡한 시스템은 수명기간중에 고장이 발생할 수밖에 없다. 물리적 방호에 관련된 부품고장원인은 다양하고 또한 예상되는 외부 침투로터 유발되는 환경적인 요인에 의해 비롯된다. 특정 시스템 고장으로부터 정상기능회복을 위하여 단위부품고장이 어떠한 영향을 미치는지를 파악하는 것은 중요하다. 그러나 성공적인 물리적 방호에 있어서 더욱 중요한 것은 기능회복을 위하여 응급대처능력을 제공하는 것이다.

ㅇ균형적인 방호

어떤 특정 물리적 위협에 대비한 설계특성이 너무 과도하게 설계되었을 지라도 다른 물리적 위협을 방호하기에 적절할 수가 있다. 그러므로 적절한 방호 요소가 균형을 이루어야 한다. 모든 가능한 물리적 위협을 대비하기 위해서는 비용, 안전, 구조적 건전성을 균형적으로 고려해야한다.

2.3 설계기준

물리적 방호의 개념은 하드웨어(보안 장치들), 절차 및 시설 설계(배치 포함)의 종합된 개념이다. 어떤 시스템을 설계를 위하여 설계요소의 성능기준이 필요하다. 물리적 방호기능을 위한 성능 고려사항은 다음과 같다.

- ㅇ 탐지기준: 1)탐지확률, 2)통신 및 평가시간 3)경보알림 주기 4)출입통제계통
- ㅇ 지연기준: 장애극복시간

- 대응기준: 1)대응군 정확한 통신능력 2)통신시간, 3)침투지역에 대한 대응군 배치확률 3)대응배치시간 4) 대응군의 효과성
- 추가 보완사항

앞에서 고려한 사항 외에 효과적인 물리적방호를 위해서는 사람, 절차서 그리고 장비등 종합적으로 연계한 시스템으로 융합할 필요가 있다.
특히 절차서는 아무리 강조해도 지나침이 없을 정도로 중요하다. 비록 소규모 및 저급 수준의 공격에도 방어 할 수 있는 구체적인 절차서를 개발하여야 한다. 절차서 개발 및 활용은 비용효과 측면에서 매우 유용한 도구이다. 절차서는 평상시의 운영, 유지보수뿐 만 아니라 외부침투시의 적절한 방어하는 대응훈련내용을 포함 시켜야한다.

2.4 설계 모의분석

핵주기시설등 주요 원자력시설의 핵심구역 파악을 위한 모델은 임의의 부위에 대한 파손이 동일한 사고결말(예, 계통기능 상실, 공정계열 상실 등)을 갖는 하드웨어의 일정 부분으로 정의될 수 있으며, 각 세그먼트 정의 작업은 각 계통에 포함된 부품과 계통의 중요성을 평가하기 위해 수행한다. 핵심구역 파악을 위한 분석의 효율성을 높이기 위해서 핵심구역 파악을 위한 전형적인 수행 모델은 그림 1과 같다.[1]

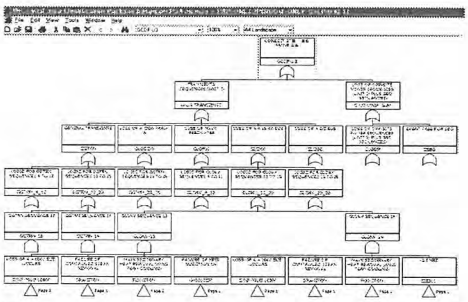


Fig. 1. vital area identification initial model based on PSA technique.

그림2에서와 같이 물리적 방호차원에서 핵심구역 파악은 고장수목분석을 위한 고속실행 알고리즘을 활용하여 시설의 설계가 가능하다는 것을 제시한다.[1] 일반적으로 핵확산성 및 물리적방호 평가는 사용후 핵연료 입고에서 가공공장으로의 출고 까지를 대상으로 하지만 종합적인 평가는 사용후 핵연료 출/입고에서 핵주기사이클, 그리고 재활용 연료를 사용할 미래원전시스템까지 확대하여 분석할 필요가 있다.

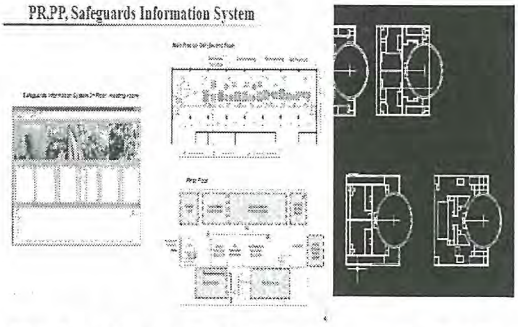


Fig. 2. A Proto-type Display of Primary Building on VAI Results.

3. 결론

최근 IAEA등 국제사회에서는 핵주기시설에 대한 핵확산저항성과 3S(Safeguards, Safety, Security)를 종합적으로 적용할 수 있는 3S 통합시스템 기술을 개발에 방향을 제시하고 있다. 이에 따른 예비 모의분석에 따르면 방사능 위험은 위협과 핵물질의 형태, 핵물질 및 기타 핵분열성 물질의 재고량, 시설이나 핵물질 포장의 설계 그리고, 이들의 안전 특성(safety features)에 크게 좌우된다. 현재 사용한 핵심구역파악에 적용한 관리시스템은 사보타지로 발생하는 사고완화, 훈련 및 위험도를 관리하는 유용한 tool이 될 것이다. 결과적으로 사보타지 가능성과 방사선적 영향과 관련하여 시설의 고유 설계 또는 포장 설계를 구체적으로 수행할 필요가 있다. [2]

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] C.K. Park, W.S. Jung, J.E. Yang, H. G. Kang, "A PSA-based vital area identification methodology development," Reliability Engineering and System Safety, 82, pp. 133-140, 2003.

[2] S.H. Han, "PC-Workstation Based Level 1 PRA Code Package-KIRAP," Reliability Engineering and System Safety, Vol.30, pp.313-322, 1990.

Quantitative Analysis on Several Nuclear Fuel Cycle Options

Fanxing Gao, Won Il Ko*
University of Science & Technology, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea 305-353
*Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea
nwiko@kaeri.re.kr

1. Introduction

As a nation turns to nuclear for meeting its power demand, the first thing is to identify a fuel cycle option that suits it. Resource security, environmental friendliness, economic competitiveness, technology readiness, and social acceptance are generally deemed as key criteria to evaluate a fuel cycle option. Once evaluating criteria have been selected, the important thing is to calculate the material flows which are the basis to perform fuel cycle evaluation, because from material flow the resource consumption, waste generation and service requirement can be determined from which environment evaluation could be performed, and thereafter integrated with unit cost the cost data are available.

In order to get a complete picture, it is necessary to analysis the whole fuel cycle in an integrated way, but when a decision maker wants to decide how to carry out the deployment of the optimized fuel cycle, two key components needs to be focused, i.e., reactor and spent fuel treating technology. Three popular reactors have been considered here, e.g., PWR, CANDU, SFR. Two key reprocessing technologies, i.e., PUREX and Pyroprocessing were selected. Accordingly, in this work, seven types of options have been evaluated: once-through cycle named as OT Cycling for short, DUPIC (Direct Use of PWR spent fuel In CANDU) Recycling, thermal reactor recycling after aqueous reprocessing named as PWR-MOX Recycling, extended PWR-MOX recycling by recycling Pu in spent MOX from PWR in a SFR named as PWR(MOX)-SFR(MOX) Recycling, a similar process by utilizing TRU extracted from spent MOX from PWR by Pyroporcessing and cycling in a SFR named as PWR(MOX)-SFR(TRU) Recycling, a fast reactor recycling coupled to pyroprocess named as Pyro-SFR Recycling, and a pure breeder reactor recycling name as Breeder Recycling. For SFR involved cycles, i.e., PWR(MOX)-SFR(MOX), PWR(MOX)-SFR(TRU), Pyro-SFR, and Breeder Recycling, the wide range of a key parameter, conversion ratio, has been considered.

2. Method and NFC option

2.1 Method

An equilibrium model focus on the batch study with the assumptions that the whole system is in a steady state and mass flow as well as the electricity production all through the fuel cycle are in equilibrium state, which calculates the electricity production within a certain period and associated material flow to obtain several criteria for assessment of the sustainability of nuclear power, e.g., resource utilization, waste generation, environment affects.

2.2 Main components of nuclear fuel cycle

Fig. 1 schematically describes the seven types of fuel cycle options in simplified flows with identification of materials to be transferred, emphasizing on the reactor types and the back ends of the fuel cycles. With consideration of flexibility of conversion ratio, totally thirteen options were considered.

The adoption of the seven types of nuclear fuel cycles, particularly thirteen fuel cycle alternatives, covers open fuel cycle, closed fuel cycle and partial closed fuel cycle, with regard of main popular commercial reactors, i.e. PWR and CANDU, and Gen IV sodium fast reactor, employing both conventional PUREX and advanced pyroprocessing technologies. In general, the evaluation of thirteen fuel cycles enables several comparisons, e.g., the differences between closed and open fuel cycles, the role of employing a conventional or advanced reprocessing technology, the effects of SFRs with different CRs, the advantage or disadvantage of MOX or TRU metallic fuel application to SFRs, etc.

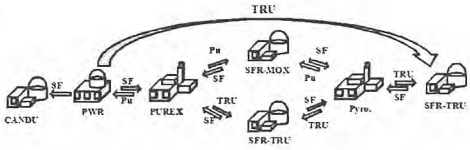


Fig. 1. Schematic description of fuel cycle options.

3. Results and Discussion

3.1 Uranium utilization

As shown in Fig. 2, in general, higher uranium utilization can be attained by the recycling options. In the DUPIC Recycling, U-235 in the PWR SF would be further burned in the CANDU reactor which contributes 29.0% of electricity generation, consequently, 8% less uranium would be required along with the DUPIC recycling option compared with the OT Cycle. As for the PWR-MOX

Recycling option, the MOX fuels were manufactured with Pu from the PWR SFs and then burning them in the PWR could save approximately equivalent amount of uranium resource. The MOX fuels would produce 13.4% of the 1 TWh electricity which would be reflected in the uranium requirement reduction of 13% compared with the OT option. In the Pyro-SFR Recycling option, TRUs recovered both from the PWR SFs and SFR SFs are utilized to extract electricity resulting to the corresponding reduction of a certain required uranium amount. The utilization of fissile materials, Pu or TRU, contained in PWR UO2 spent fuel explains the less uranium resources requirement of PWR(MOX)-SFR(TRU) and PWR(MOX)-SFR(MOX) as well.

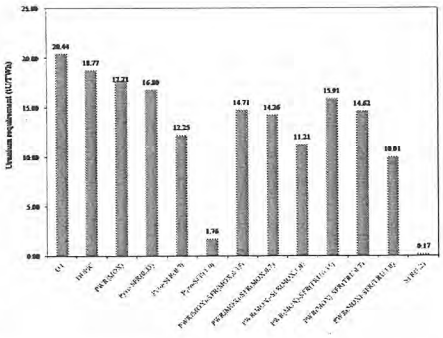


Fig. 2. Comparison of uranium requirements with nuclear fuel cycle options.

3.2 Waste categorization

Decay heat generated from wastes of a given nuclear fuel cycle could be a measuring criterion to quantify the ease or difficulty of waste management. The decay heat of wastes is mainly from fission products and actinides. Similar with changing trends of activity, actinides dominate the decay heat and decay heat of fission products decrease faster than actinides, particularly, after 100 years of cooling. MA's contribution to the decay heat of HLW play a considerable role if PUREX is employed to separate Pu for MOX fabrication.

The decay heats from HLW generated in the fuel cycle options decrease with time and their behaviors are compared in Fig. 3. It is clearly shown by Fig. 6 that the decay heat generated from HLW in Pyro-SFR(CR=0.35) Recycling is smallest after cooling for 100 years due to TRU recovery. The changing trend of decay heat of PWR (MOX)- SFR (TRU) and PWR(MOX)-SFR(MOX) are quite similar. The minor advantage of PWR (MOX)-SFR (TRU) over PWR (MOX)-SFR (MOX) comes from the utilization of MA from MOX spent fuel. No SFR cycles, i.e. OT, PWR-MOX and DUPIC, are similar in the changing trend of decay heat. Given a certain electricity generation, CR affects the UO_2, MOX and TRU fuel shares, and therefrom, the decay heat of fuel cycle options with different CRs can be different caused by the changes of MA steams.

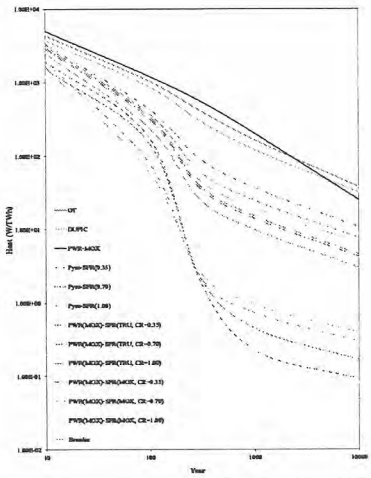


Fig. 3. Decay heat generated from HLW through different nuclear fuel.

4. Conclusion

Setting the OT Cycle as a basis, for the DUPIC Recycling, it burns 92% of the uranium needed by OT to produce 1 TWh of the electricity, by introducing 146% of LILW-SL, 177% of LILW-LL, and 129% of HLW. In the PWR-MOX case, it produces 116% of LILW-SL, 180% of LILW-LL, and 20% of HLW, by using 88% of uranium. The Pyro-SFR Recycling option appears to be the most attractive one among the reference cycles according to the higher uranium resource utilization efficiency (60% of uranium) and the smaller amount of radioactive wastes generation (80% of LILW-SL, 73% of LILW-LL, and 2% of HLW). On the whole, SFR involved recycling shows explicit advantages in controlling HLW generation with regard to waste amount, decay heat, and activity.

5. REFERENCES

[1] Ko, W.I., et al., 2001. Economic analysis on direct of spent pressurized water reactor fuel in CANDU reactors(IV) - DUPIC fuel cycle cost. Nuclear Technology 134, 167-186.

[2] World Nuclear Association, 2009. Waste management in the nuclear fuel cycle, available at http://www.world-nuclear.org/info/inf04.html, updated June 2009.

[3] OECD/NEA, 2009. Uranium 2009: Resources, production and demand.

INPRO 및 GEN-IV 핵확산저항성 평가방법론 비교 분석

이정원, 이용덕, 장홍래, 고원일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jwlee3@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 안전한 에너지 공급을 위한 지속 가능한 에너지원으로서 그리고 지구의 온실 효과와 관련한 이산화탄소 배출 저감을 위한 현실적 해법으로서 원자력의 위상이 재평가 되고 있어 원자력에 대한 에너지 의존도가 점점 더 증가될 것으로 예상된다. 현재 원자력 선진국들은 다음 세대를 위한 차세대 원자력 발전 시스템 개발연구를 수행하고 있으며 미국을 중심으로 하는 GEN-4 (Generation IV)와 IAEA를 중심으로 하는 INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles)가 있다. 차세대 원자력 시스템은 개발 초기부터 지속 가능성, 안전성, 신뢰성, 경제성과 더불어 핵확산저항성(Proliferation Resistance; PR)을 만족시킬 수 있는 원자력 시스템 개발 목표를 설정하고 시스템 초기 설계 단계부터 핵확산저항성을 만족시키기 위한 방법을 개발하고 설계에 도입하고자 한다. 이에 따라 원자력 시스템에 대한 핵확산저항성을 정량적으로 평가할 수 있는 방법론 개발이 필요하게 되었고 이를 위한 국제공동연구가 진행되고 있다[1,2]. 그러나 원자력 시스템별로 다양한 공정과 특성을 가지고 있고 핵확산저항성을 정량적으로 평가하는 어려움으로 인하여 국제적으로도 핵확산저항성 평가에 대한 확립된 방법론이 없으며 다양한 방법들을 이용하여 최적의 방법론을 도출하려는 과정 중에 있다. 국내에서도 GEN-4와 INPRO의 핵확산저항성 평가 방법론 개발에 적극적으로 참여하고 있으며 국제적인 핵확산저항성평가 방법론 개발에 기여를 하고 있다. 본 논문에서는 이들 GEN-4와 INPRO의 핵확산저항성 평가 방법론 개발과 그 차이점을 비교 분석하였다.

2. 본론

2.1 INPRO 핵확산저항성 평가방법론

INPRO 핵확산저항성 평가방법론 개발은 IAEA 보고서 TECDOC-1362와 TECDOC-1434를 거쳐 TECDOC-1575가 나오기까지 많은 수정 과정이 있었다[3]. 평가 방법론 초기에 국제적, 지역적, 경향, 기술적 성취도 등을 고려하여 basic principle (BP), user requirement (UR), indicator로 구분하여 평가 체계를 설립하였다 (Fig. 1). BP는 미래 원자력 시스템의 full life cycle에 걸쳐서 핵확산저항성을 만족시키기 위한 필수 조건을 포함하도록 하였고, UR은 BP를 만족시키기 위하여 요구되는 항목들을 구분하였다. 최종적으로 핵확산저항성 평가를 위한 criteria 및 indicator와 평가 항목들을 구분하고 있다.

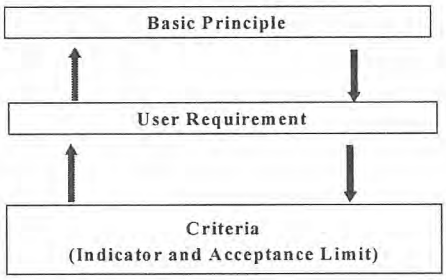


Fig. 1. INPRO Evaluation framework.

INPRO 평가방법론의 특징과 구성은 bottom-up의 방식으로 최종 아랫단계의 지표들을 시스템에 도입 평가함으로써 다음 상위 단계의 기본 목표들을 만족시키는지 여부를 결정하고 최상위단계에서의 핵비확산의 목표 달성도를 최종 평가하게 된다.

2.2 GEN-IV 핵확산저항성 평가방법론

GEN-IV에서는 핵확산의 가능한 모든 전략(Strategies)을 concealed diversion, overt diversion, concealed facility misuse, overt facility misuse, independent clandestine facility use로 분류하며, 핵확산 저항성 평가방법론에서는 핵확산에 대한 잠재력을 3단계 즉, (1) 획득단계: 핵물질의 획득을 위한 모든 행위, (2) 처리단계: 획득한 핵물질

을 핵무기 물질로 사용하기 위한 처리행위, (3) 제조단계: 핵무기로의 제조로 분류하고 있다. Fig. 2는 GEN-IV 핵확산저항성 평가방법론에 대한 평가체계를 나타낸 것이다. 그림에서 보듯이 분석 방법론은 크게 challenge, challenge에 대한 system response 그리고 결과들(outcomes)로 나누어 구분하고 있다. 우선 challenge에서는 핵확산저항성 위협요소를 정의하고, system response에서는 시스템 구성요소 및 전용 핵물질을 결정하고, 핵물질 전용 방법론을 분석하고, 핵확산저항성 척도를 평가한다. 최종적으로 각각의 핵물질 전용방법에 대한 비교 분석을 수행함으로써 시스템에 대한 핵확산저항성 결과를 결정한다.

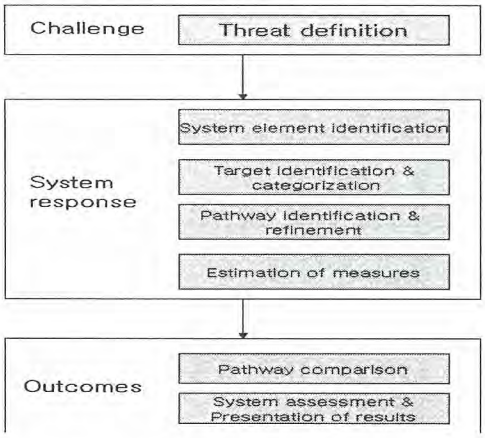


Fig. 2. Gen-IV Evaluation framework.

특히 GEN-IV의 평가에서는 시스템에서 핵물질 전용 방법론에 대한 시나리오를 설정하여 시나리오별 핵확산저항성 평가를 하고 있다. 전용 방법론에 따른 핵확산저항성 평가는 GEN-IV 방법론에서 매우 중요한 역할을 담당한다. 그러므로 핵물질 전용을 위한 모든 방법론을 포함할 수 있는 시나리오 개발이 매우 중요하고 각각의 시나리오 설정을 위하여 많은 관련 전문가들의 자문과 협력 및 도움이 절대적으로 필요하다.

2.3 핵확산저항성 평가방법론 비교 분석

INPRO와 GEN-IV에서의 핵확산저항성 평가방법론 개발에서의 주요 차이점을 비교해 보면 INPRO의 경우, 특정 국가에서 안전조치 행위가 이행되고 있는 신고된 원자력시스템에 대한 것인 반면에 GEN-IV에서는 신고 및 미신고 시설, 그리고 이와 관련한 모든 활동을 대상으로 할 뿐만 아니라 breakout 후의 공개 전용(overt misuse)도 포함한다. 따라서 주 고객은 INPRO 경우, 혁신원자력시스템에 관심있는 모든 국가인 반면에 GEN-IV는 GEN-IV 회원국만 해당된다. 평가방식은 INPRO는 평가기준(criteria)를 근간으로 하는 bottom-up 방식, GEN-IV는 위협요소(threat)부터 정의해 나가는 top-down 방식이다.

3. 결론

핵확산저항성 평가방법론은 원자력 에너지 시스템에 대하여 핵확산저항성 및 안전성 관련한 내용들을 나타낸다. 특히 원자력 에너지 시스템의 설계 초기 단계부터 평가 시스템을 도입함으로써 핵확산 위협에 대한 문제들을 조기에 해결하고 핵확산저항성이 반영되고 강화된 원자력 시스템 설계 및 개발을 구현할 수 있다. INPRO 및 GEN-IV 핵확산저항성 평가 방법론은 미래 원자력 에너지 시스템에 대하여 핵확산저항성 평가를 계획하고 있고 이러한 평가를 통하여 핵확산저항성에 대한 만족여부를 나타내는 평가 도구로 사용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] GIF Symposium Proceedings, Global 2009, Paris, pp61-68, 2009.

[2] E. Haas, ESARDA 27th Annual Meeting, London, May 10-12, 2005.

[3] International Atomic Energy Agency; INPRO Manual for the area of Proliferation Resistance IAEA-TECDOC -1575, IAEA; Vienna; 2007.

선진핵주기시설 화재방호 기준개발을 위한 안전요소 분석

정승영, 추연희, 송민철
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
k504jsv@kins.re.kr

1. 서론

한국원자력안전기술원(KINS)은 파이로공정을 기반으로 한 선진핵주기시설(AFC) 인허가를 위한 규제기술을 개발 중이다. 국내 핵주기시설의 화재방호규정 또한 아직 수립전이며, 추후 핵주기시설의 건설과 인허가절차가 진행될 경우 적용할 화재방호규정은 현행 원전의 화재방호규준[1)]을 근간으로 핵주기시설만의 특성을 고려하여 국제규준을 참조하는 방식으로 행해질 것이다. 이에 본 연구에서는 국내 핵주기시설의 화재방호지침 마련을 위하여 미국과 일본의 관련법규 및 규격, 지침 등의 현황을 조사하고 국내의 적용성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 핵주기시설의 주요특성 분석

국내원자력법에서는 핵주기시설을 정련, 가공 및 변환, 사용후연료 처리시설로 분류하고 있다. 핵주기시설만이 갖는 고유특성으로는 시설별로 상이하며, 화재방호 특성상 중요한 글로브박스 설비 및 사용후핵연료 처리사업의 유기용매 등 인화성물질에 관한 것과 가공사업의 소결설비 등을 그 특징으로 들 수 있다. 원자로와 핵주기시설의 화재방호에 대한 주요개념은 같지만, 각각의 설비마다의 특징에 따라 화재로부터 보호할 중요시설이 분류된다(Fig.1 참조). 원자로에서는 「안전기능」을 갖춘 설비(이상발생방지계통, 이상영향완화계통)의 보호가 가장 중요하지만 핵주기시설에서는 「안전상 중요한 시설」의 보호가 중요하다. 또한 원자로에서는 핵분열반응 정지, 노심냉각, 방사성물질의 격납이 주가 됨에 반해, 핵주기시설은 각 공정에서의 임계안전, 방사성물질의 격납을 위한 Hot-cell의 기밀유지 및 내부의 산소/수소농도제한, 금속의 산화반응제어, 고온공정에서의 전기적 및 화학적 안전성, 기타 가연성물질의 사용제한 등이 중요한 안전 요소로 분류될 수 있다.

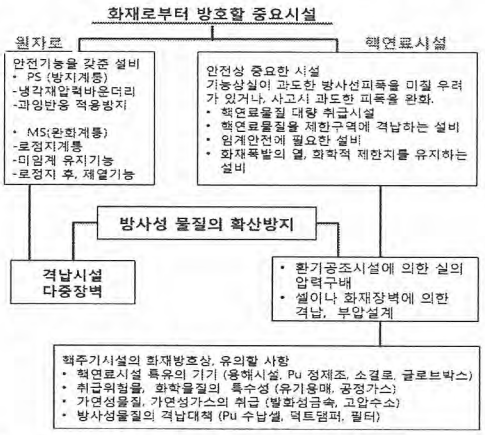


Fig. 1. Comparison of fire protection concept for NPP and FCF.

2.2 일본 핵주기시설 화재방호 규제체계 분석

일본의 원자로 및 핵주기시설의 화재방호규제법규는 「핵원료물질, 핵연료물질 및 원자로의 규제에 관한 법률」에서 그 기본체계를 정하고 있다.

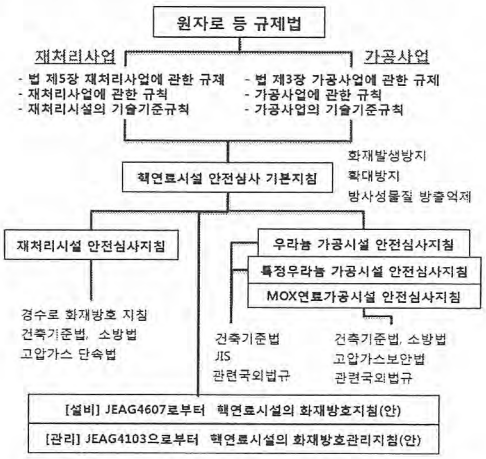


Fig. 2. Fire protection regulations and guidance for fuel cycle facilities in Japan.

1) 소방 및 건축관련 법규와 원자력법 제12조 제2호, 제22조 제2호, 제44조 제3항 및 동법 시행령 제102조 제1항 제4조 및 제165조 제1항 제4호의 규정에 의해 제정된 시행규칙(원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙)제14조와 제59조, 그리고 이에 의거한 교과부고시 2건이 있다.

특히 경수로에 관한 안전심사지침과 화재방호지침은 원자로안전을 위한 3대 기본원칙[2]하에 상세화가 이루어져 있으며, NFPA 801[1]을 중심으로 NFPA규격을 참조하여 JEAG 4607 및 JEAG 4103의 발전소 방호지침의 핵연료시설로의 적용성을 검토하여 초안작성이 진행되고 있다[2].

2.3 미국 핵주기시설 화재방호 규제체계 분석

미국의 핵주기시설의 화재관련 지침 및 기준은 Fig 3과 같다. 특히 NFPA 801은 사업자(건설인허가 신청자)가 시설의 화재방호설계나 운영상 지켜야 할 민간지침이며 NRC의 적합성 심사지침인 NUREG-1520[3]과 NUREG-1718이 추가 된다.

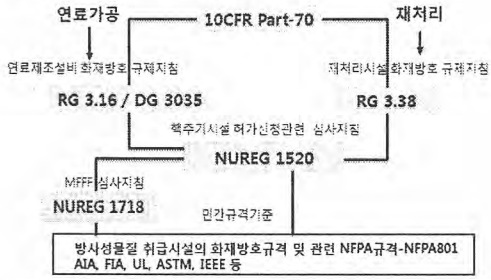


Fig. 3. Fire protection regulations and guidance for fuel cycle facilities in USA.

NFPA규격과 NUREG Code는 신청측, 규제측이라는 입장차이가 있어 중점을 두는 방법은 다르지만 기술내용은 거의 유사하다. 두 가지 모두 화재심층방어를 제1목표로 화재발생방지, 신속한 감지 및 소화, 안전장치의 방호대책 등의 세부항목으로 나누어 서술하고 있다. 심사지침에서도 민간지침이 광범위하게 활용되고 있으므로 사업자가 핵연료시설의 설계에서 운영, 관리시 적용할 화재방호관련 사안은 NFPA 규격체계로 대부분이 커버되는 것이다. NFPA 801은 방사성물질을 취급하는 시설에서 화재 및 폭발위험을 감소시키기 위한 화재방호요건이 기술되어 있어 방사성물질의 저장, 취급, 사용에 관련된 시설의 설계, 건설, 운전 및 규제책임을 갖는 사업자에게 요건과 가이드라인을 제시하는 것이다. R.G 3.16과 3.38 및 NUREG 등의 규준에서 다루는 주요내용은 일반기능/건물구조·시설/환기계통/글로브박스/스프링클러계통/특수자동소화계통/방화용수계통/수동소화활동장비/화재검출·경보계통/기체처리장비/가연성물질/품질보증프로그램/절차·조직·훈련 등 설비와 관리체계를 포함한다.

2.4 국내 핵주기시설 화재방호 규정 개발방향

미국 및 일본의 핵주기시설 화재방호규준을 바탕으로 핵주기시설 화재방호지침 작성시 법규적 용범위를 제한하고, 가연물 및 발화원, 시설의 규모 및 고유 특수설비에 대한 대책 등 핵연료시설만의 특성을 고려하여야 하며, 방출되는 방사성물질의 억제를 주요 포인트로 둔다. 또한 소방법 및 건축기준법, 원자력관련 법령 등에 맞추어 사용용어를 일원화하며 해외규준을 참고할시 기존법령과 상충되는 부분이 없는지 확인하여 국내법규표준을 적용하여야 할 것이다.

3. 결론

국내 핵주기시설의 건설을 앞두고 인허가와 관련한 여러 사안 중 화재방호규정을 수립하기 위한 선행작업으로 미국 및 일본의 핵주기시설 화재방호기준과 법적체계를 분석하였다. 미국은 인허가에서 사업건설·운영에 이르기까지 NFPA를 중심으로 행해지며, 일본의 경우 원자로 화재방호규정을 근간으로 핵연료시설의 특성을 감안하여 화재방호지침초안이 작성 중에 있다. 국내 원자로방호지침의 경우 NFSC(화재안전기준)와 NFPA를 기반으로 세부지침이 마련 중에 있으므로 이를 참고로 하며, 원자로방호지침의 핵연료시설로의 적용성 검토시 NFPA 801을 참고하는 것이 효과적이며 핵연료시설의 특수성을 어느 정도 커버할 것으로 본다. 또한 세부지침 작성시 국내소방관계법과 상충되는 범위가 없는지 확인하여 핵연료시설만의 고유특성을 적용한 화재방호지침이 수립되어야 할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] NFPA801, Standard for Fire Protection for Facilities Handling Radioactive Materials.

[2] JNES, 2009年度 核燃料施設火災防護等調査・試験に係わる調査報告書, 2010年度 10月.

2) 화재발생방지, 화재탐지 및 소화, 화재영향완화

3) Standard review plan for the review of license application for a fuel cycle facility

선진핵연료주기시설 관련 안전규제 체계 개선방안

서현석, 김지현, 전관식, 박상훈, 정승영*
(주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호
*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19
xx0029@hanmail.net

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생되는 사용후핵연료는 매년 증가하므로 이를 안전하게 관리하는 것이 당면 과제이다. 선진핵연료주기 시스템은 사용후핵연료에 포함되어 있는 장반감기 고독성 핵종을 파이로공정(건식처리)을 통해 분리하여 고속로에서 연소시킴으로서 환경 부담을 경감시킬 수 있다. 우리나라는 제255차 원자력위원회(2008.12.22)에서 미래원자력시스템 장기 추진계획을 의결하고, 한국원자력연구원에서 이에 대한 연구를 수행하고 있다. 그런데 현행 원자력 법규에는 선진핵연료주기시설과 관련한 안전규제를 위한 규정이 미비 되어 있어서 선진핵연료주기시설의 인허가 등 안전규제를 수행하기 위한 관련 법규의 정비가 시급한 실정이다.

2. 본론

2.1 핵연료주기사업 규제절차

Fig. 1에서 보는바와 같이, 핵연료주기사업은 발전용원자로의 2단계(건설허가, 운영허가) 허가절차와는 다르게, 허가 또는 지정 신청서류를 제출하면 동 사업을 교육과학기술부장관이 허가(정련 및 가공사업) 또는 주무장관이 지정(사용후핵연료처리사업)하는 1단계 절차로 되어 있다.

Fig. 1. 핵연료주기사업 규제절차.

특히, 사용후핵연료처리사업의 경우는 주무장관으로부터 사업자 지정을 받고 교육과학기술부장관에게 사용전검사를 받는 단계로 되어 있어 원자로 인허가 체계와 다르게 되어있다. 따라서 사용후핵연료 처리시설도 건설 및 운영허가로 인허가 체계를 변경하는 것이 보다 철저한 안전성을 확보할 수 있을 것으로 판단된다. 그리고 사용후핵연료처리 사업의 지정은 대통령이 정하는 주무장관이 하되, 지정은 단순히 사업권을 갖는다는 의미로서 시설의 허가를 의미하는 것이 아니어야 한다. 따라서 사용후핵연료처리시설의 건설 및 운영은 타 원자력 시설과 동일하게 교육과학기술부장관이 허가하는 것으로 하는 것이 타당하다고 판단된다.

2.2 핵연료주기시설 보유국의 안전규제체계

미국의 인허가절차는 원자로, 분리시설, 재처리공장, 방사성폐기물저장 및 처분시설이 모두 유사하며, 핵연료주기시설별 안전규제 기술요건의 식별은 용이하지 않지만, 인허가를 위한 표준심사지침의 각 분야별 허용기준 항목에서 핵연료주기시설에 적용 가능한 기술요건들이 제시되어 있어 불편을 덜 수 있다.

일본의 핵연료주기시설 안전규제 조직과 인허가 절차는 원자력발전소와 대동소이하며, 핵연료주기사업별 기술기준이 부령으로 제정되어 있고, 이 외에도 부분적으로 원자력안전위원회의 심사지침도 마련되어 있으며, 사용후핵연료처리사업은 국내와 마찬가지로 지정을 받도록 되어 있다.

프랑스와 영국의 핵연료주기시설 안전규제 조직과 인허가 절차는 원자력발전소와 동일하며, 핵연료주기시설별로 세분화 된 기술요건은 극히 일부를 제외하고는 개발되어 있지 않은 실정이다.

2.3 우리나라 사용후핵연료처리사업관련 법규

사용후핵연료처리사업을 지정 받고자 하는 자는 주무장관에게 관련 지정신청서에 다음의 서류들(원자력법 제43조 및 원자력법 시행규칙 제41조 참조)을 첨부하여 제출해야 한다.

- 방사선환경영향평가서

- 안전관리규정
- 설계 및 공사방법에 관한 설명서
- 사업의 운영에 관한 품질보증계획서
- 사용후핵연료처리사업의 목적에 관한 설명서
- 사업계획서(3년간)
- 기술능력에 관한 설명서
- 사용후핵연료처리시설의 위치·구조·설비 및 공사계획
- 사용후핵연료의 처리방법
- 사용후핵연료로부터 분리된 핵연료물질의 처리 및 처분의 방법에 관한 서류
- 시설 설치장소의 자연조건 및 사회환경 상황 설명서
- 시설의 안전설계에 관한 설명서
- 피폭 및 폐기에 관한 설명서
- 예상 사고에 관한 설명서
- 시설을 설치하고자 하는 장소의 지도
- 정관

위의 첨부서류들 중 "설계 및 공사방법에 관한 설명서"를 포함하고 있으나, "안전성분석보고서"는 포함되어 있지 않다. 그러나 향후 선진핵연료주기시설과 관련한 인허가 절차 및 제출서류등 안전규제제도 개선이 이루어져 보다 포괄적인 "안전성분석보고서"가 제출되도록 하면 "설계 및 공사방법에 관한 설명서"는 안전성분석보고서 안에 포함되어 있으므로 이를 제외시켜도 문제되지 않을 것으로 판단된다. 따라서 현행법상 사용후핵연료처리사업 지정의 경우 "설계 및 공사방법에 관한 설명서"를 삭제하는 대신 "안전성분석보고서"를 제출서류에 포함하는 방향으로 개정함이 타당할 것으로 판단된다.

또한 품질보증계획서의 경우 사업의 운영에 관한 품질보증계획서만 제출하도록 되어있어 건설단계는 배제되어 있으므로 건설과 운영에 공히 적용할 수 있도록 보완될 필요가 있는 것으로 판단된다.

2.4 핵연료주기시설 관련 미비한 기준 및 지침

현행 원자력법에서 정하고 있는 제출서류 중에서 아직 미비한 안전관리규정, 설계 및 공사방법에 관한 설명서, 운영에 관한 품질보증계획서 등에 대한 작성지침이 마련되어야 하며, 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제90조(연료저장설비) 제2항, 제93조(재료 및 구조)에서는 "교육과학기술부장관이 정하여 고시한다."라고 되어 있지만, 그에 따른 고시가 마련되어 있지 않은 실정이다. 따라서 이와 관련한 고시가 조속히 마련되어야 할 것으로 판단된다.

또한 원자력법에서 요구하고 있는 "설계 및 공사방법에 관한 설명서" 및 기타서류들을 안전성분석보고서로 대체하기 위해서 원자력법을 개정할 경우에 "안전성분석보고서"에 대한 작성지침 또한 마련되어야 할 것으로 판단된다.

3. 결론

3.1 대부분 주요 핵주기시설 보유국은 사용후핵연료처리시설의 건설 및 운영허가제도를 운영하고 있으며, 이에 필요한 기술기준 및 지침이 마련되어 있지만, 우리나라의 사용후핵연료처리시설은 사업자지정 후에 사용전검사를 하도록 되어 있는 등 현행 법령체계가 미흡한 상태이다. 현재 선진핵연료주기관련 연구가 활발히 진행되고 있어 관련시설이 건설되기 전에 동 시설의 인허가체계 등의 안전규제관련 법령체계 개선이 필요하다.

3.2 사용후핵연료처리사업자 지정 외에 동 시설에 대한 사용전검사 단계만 있을 뿐, 동 시설의 건설 및 운영에 관한 허가단계가 배제되어 있다. 따라서 사용후핵연료처리사업의 지정은 대통령이 정하는 주무장관이 하되 "지정"의 의미는 국가가 지정한 자가 사업권을 갖는다는 의미로서 시설의 허가를 의미하는 것이 아니어야 하며, 사용후핵연료처리시설의 건설 및 운영은 교육과학기술부장관이 안전성을 확인하여 "허가"하는 것이 타당하다.

3.3 현행 원자력법에서 정하고 있는 제출서류에 대한 작성지침이 마련되어야 할 것이고, 또한 안전성분석보고서가 제출되어야 한다면 동 보고서에 대한 작성지침도 마련되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 전관식 외 2명, 주요 핵연료주기시설 보유국의 핵주기시설 관련 규제체계 조사/검토, KINS/HR-1082, 2011.
[2] 원자력법.
[3] 원자력법 시행령.
[4] 원자력법 시행규칙.

사용후핵연료 건식중간저장시설 안전성 평가 체계 구축 개발

육대식, 박동극, 이상민, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
dsyook@kins.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 중간저장 시설의 안전성 평가를 위해서는 부지, 계통, 구조물, 기기, 선원항, 열적 안전성, 차폐, 핵임계, 격납기능, 운반리스크, 사고해석 등의 다양한 항목에 대한 안전성 평가 및 검증이 이루어져야 한다[1]. 또한, 각각의 안전성 평가 항목은 서로 다른 안전성 평가 항목의 입력 인자로 활용되면서 상호 연계된 특성을 나타낸다. 본 연구에서는 사용후핵연료 중간저장시설의 안전성 평가 항목 중 미국 ORNL에서 개발한 SCALE 코드를 기반으로 평가할 수 있는 3개 안전성 평가 항목(선원항평가, 핵임계, 방사선 차폐) 및 열적 안전성 평가 항목에 대한 상호 연계 및 평가 절차를 제시하여 안전성 평가 지침 개발에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 선원항평가 검증

SCALE 코드에 포함되어있는 ORIGEN-ARP [2]는 기본적으로 핵연료 1다발에 대한 선원항 및 열발생율 등을 평가 할 수 있으며, 여러 입력 파일을 동시에 평가할 수 있는 배치 모드도 지원 하고 있다. 이러한 특징을 고려하여 원자력안전기술원에서는 사용후핵연료의 기본 입력 자료를 활용하여 자동으로 ORIGEN-ARP 입력 파일 및 배치 파일을 생성할 수 있는 전산코드를 개발하였다. 개발된 전산 코드는 생성된 입력 파일 및 배치 파일을 그림 1에서와 같이 SCALE driver를 활용하여 각 개개의 다중 출력 파일을 생성하고 그 중에서 필요한 결과 정보를 포함한 요약 파일까지 생성하는 기능을 포함하고 있다[3]. 이러한 ORIGEN 코드를 기본으로 한 평가 결과를 통해 산출된 핵종별 방사능량은 연소도 이득을 고려하는 경우의 핵임계 검증, 에너지원별 중성자 및 감마선 선원은 방사선 차폐 검증, 그리고 붕괴열평가 결과는 열해석평가 검증의 입력자료로 활용한다.[4]

2.2 핵임계 평가 검증

핵임계 평가 검증시에는 연소도 이득을 고려하는 경우와 연소도 이득을 고려하지 않는 경우로 나눌 수 있다. 연소도 이득을 고려하지 않는 경우에는 중간 저장시설에 저장되는 사용후핵연료는 신연료로 가정하고 관련 저장시설 형상 제원 자료(핵연료봉, 집합체, 캐스크 및 overpack 등)를 기초로 하여 평가한다. 평가 시 사용할 수 있는 전산 코드는 SCALE 전산 코드 체계에 포함되어 있는 KENO VI 혹은 이와 유사하거나 그 이상의 신뢰성이 확보된 전산코드를 활용할 수 있으며, 어떠한 경우에도 산출된 유효증배계수가 미임계를 유지하여야 한다[4]. 연소도 이득을 고려하는 경우에는 선원항평가 코드를 활용하거나 실측 등을 통해 평가된 사용후핵연료 내의 핵종별 방사능량 값을 입력자료로 하여 동일한 절차에 따라 유효증배계수의 평가 결과 값을 확인하여야 한다.

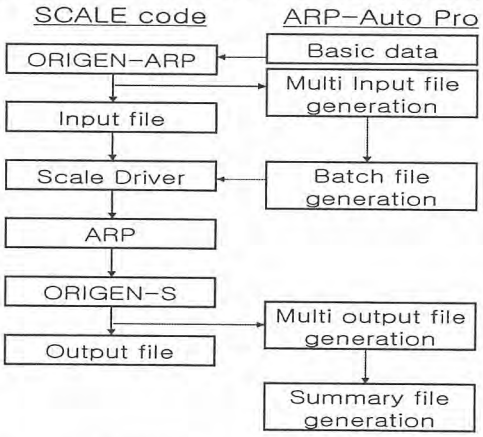


Fig. 1. The procedure of ARP Auto program using ORIGEN-ARP[3].

2.3 방사선차폐검증

방사선차폐검증은 기본 설계 변수 자료와 ORIGAN-ARP 혹은 ARP-Auto 다중계산 코드를 통해 산출된 중성자 및 감마선 방출핵종의 에너지원별 선원값을 입력자료로 하여 평가하게 된다. 단일 건식저장 캐스크 차폐설계에 대하여 캐스크 주변, 급배기구에서

의 선량분포를 평가하고 이를 바탕으로 다수 캐스크 차폐해석을 실시한다. 이러한 절차에 따라 전체 저장시설 차폐설계 검증을 통해 부지경계 선량률 평가 결과가 관련 기술기준[5]을 만족하는 지 확인한다[4].

2.4 열해석 안전성 평가 검증

열해석 안전성 평가를 위해서는 IAEA의 권고에 따라 Steady state와 Transient 3-D finite 또는 volume element code를 사용하여 분석하여야 한다. 이에 따라 이러한 목적에 맡는 ANSYS, ABAQUS, HEATING, IDEAS, COBRA-SFS, FLUENT와 같은 CFD(Computational Fluid Dynamics) 코드를 사용하여 열해석이 이루어져야 한다. 사용후핵연료의 특성(초기농축도, 연소도, 냉각기간 등)을 고려하여 ORIGAN-ARP 혹은 ARP-Auto 다중계산 코드를 이용하여 계산된 붕괴열과 저장용기의 특성 자료를 활용하여 열해석 코드의 입력자료를 작성하여 계산한다. 그 결과가 콘크리트 저장용기 및 캐니스터의 안전기능과 구조강도를 유지하기 위한 온도 제한조건, 저장건물 구성재료의 건전성 유지를 위한 온도제한 조건을 만족하는지 여부를 확인한다[4].

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 안전성 평가 항목 중에서 주요한 4개 항목(선원항, 핵임계, 방사선차폐 및 열해석)에 대한 안전성 평가 체계 및 절차를 제시하여 각 안전성 평가 항목의 상호 연관 관계를 그림 2에서와 같이 제시하였다. 이러한 단계별 안전성 평가 절차는 보다 세부적인 각 평가 항목별 안전성 평가 지침 개발에 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부 재원으로 한국에너지 기술평가원의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다.

5. 참고문헌

[1] U.S.NRC, 'Standard Review Plan for spent fuel dry storage facilites', NUREG-1567, 2000.

[2] ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent fuel Depletion, Decay, and Source term analysis, ORNL/TM-2005/39.

[3] 육대식, 이윤근, 이상칠, "중수로 사용후핵연료 총방사능량 평가를 위한 다중계산코드 개발 및 예비평가", 한국방사성폐기물학회, 2011 춘계학술발표회 논문요약집 pp 39~40.

[4] 한국원자력안전기술원, "사용후핵연료 중간저장시설 예비안전성 표준확인체계 2차년도보고서", SFPS-TN-2010-07,08,09, 2011.

[5] 교육과학기술부, "방사선방호등에 관한 기술기준 고시",제2009-37호. 2009.

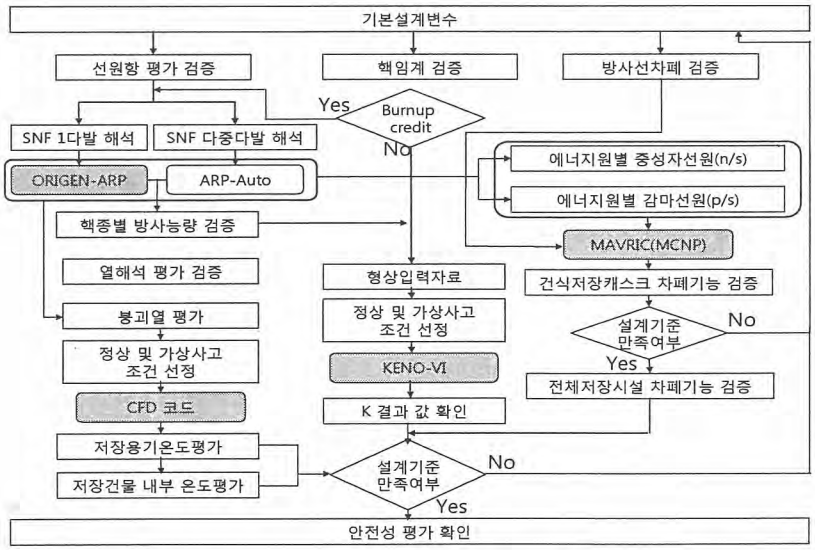


Fig. 2. Safety Evaluation procedure for dry interim spent fuel storage.

수소장입 Zr 합금 피복관의 수소화물의 특성

김명수, 강지훈, 김규태
동국대학교, 경상북도 경주시 석장동 707
expendda@dongguk.ac.kr

1. 서론

국내에서 원자력발전의 경제성을 향상을 위하여 고연소, 장주기 원전 운전을 취하고 있다. 이러한 원전 운전은 핵연료 피복관의 부식량을 증가시키고 증가된 부식반응에 의해 핵연료 피복관 내부로 수소 침투량이 증가되고 있다. 이렇게 침투된 수소는 핵연료 피복관에 축척되어 피복관의 열화를 배가시킨다. 원자력발전소에서 핵연료를 60GWD/tU의 고연소도로 운전하게 되면 상용 핵연료 피복관의 산화막 두께가 100㎛에 근접하게 되고 또한 내부로 유입되는 수소농도는 약 600ppm인 것으로 알려져 있다[1]. 특히 수소가 핵연료 피복관에 유입되어 그 양이 고용한도[2,3] 이상 초과하여 수소의 함량이 증가되는 것은 핵연료 피복관의 연성을 감소시키는 주된 원인이 된다[4].

핵연료 피복관에서 석출되는 수소화물은 배열이 핵연료 피복관의 발달된 집합조직으로 인하여 원주방향(Circumferential Direction)으로 성장하게 된다[5]. 따라서 원주방향으로 수소가 침투된 핵연료 피복관 수소화물의 생성량은 피복관의 기계적 건전성을 예측하는 척도가 된다.

본 연구에서는 핵연료 피복관의 기계적 건전성을 저해하는 수소화물의 열화거동 특성을 연구하기 위하여 Zr합금 피복관에 수소를 장입하고 기계적 특성시험 및 미세조직 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

본 연구에 사용된 Zr합금 피복관은 국내 제조된 Zr-Nb합금을 사용하였다. 시편제원은 외경이 9.5mm이고, 두께가 0.57mm인 피복관을 그림 1과 같이 길이 방향으로 5mm가 되게 도그본(dog-bone)형태가 되도록 와이어 가공을 하였다.

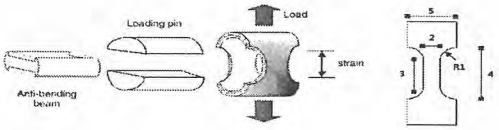


Fig. 1. Schematic description of the ring tensile test apparatus.

수소장입은 한국원자력연구원의 수소장입용 진공열처리장비를 이용하였다. Zr-Nb 튜브에 수소를 장입시키기 위하여 아세톤과 알코올을 1:1비율로 제조한 용액으로 순차적으로 세척한 뒤 100mm길이 2개의 피복관을 진공열처리로에 넣은 다음 400℃에서 수소(150torr)와 헬륨(200torr) 혼합가스를 주입한 후 수소가 표면에 흡착되도록 하였다. 수소장입 장비에서 수소가 흡착된 피복관을 석영관에 진공봉입 후 400℃에서 24시간 동안 열처리하여 피복관 기지에 수소가 균일하게 분포되도록 균질화 처리를 적용하였다. 링인장시험 및 미세조직 분석 시험을 위해 준비된 시편의 종류와 수소농도는 표1과 같다.

Table 1. Chemical composition of the zirconium fuel cladding prepared for microstructural observation and ring tensile test.

Specimen ID	Alloy composition (w/o)	H content (ppm)
01	Zr-1.0Nb-1.0Sn-0.1Fe	10
02	Zr-1.0Nb-1.0Sn-0.1Fe	300
03	Zr-1.0Nb-1.0Sn-0.1Fe	600

미세조직 분석은 광학현미경 및 주사전자현미경을 이용하여 수행하였는데, 이때의 시편은 튜브의 축방향에 수직인 면이 관찰되도록 성형(mounting), 연마(polishing), 엣칭(etching)을 하였고 위와 같이 준비된 시편에 대해 수소농도를 관찰하였다. 파면특성은 링인장 시험 후 주사전자현미경(SEM)을 이용하여 관찰하였다. 열화거동을 평가하는 기계적 특성평가 시험은 링인장 시험을 적용하였다. 링인장 시험은 도그본 형태로 가공된 시편에 그림 2에 제시된 지그(jig)를 이용하여 0.1mm/min의 변형속도로 응력 및 변형량을 측정하였다.

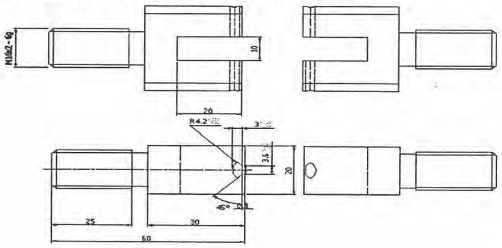


Fig. 2. Drawing of the jig for ring tensile test.

2.2 수소농도에 따른 미세조직 관찰

준비된 시편에서 수소농도는 표 1과 같이 수소 장입이 없는 초기 시편에서는 수소농도가 10ppm (ID-01)정도이지만 수소를 장입한 경우에는 300ppm (시편 ID-02)과 600ppm(ID-03) 정도로 나타났다. 참고로, 한국원자력연구원의 수소장입장치를 이용할 경우 단시간에 많은 량의 수소를 장입할 수 있다.

그림 3은 초기 시편(ID-01), 수소 300ppm 시편 (ID-02), 수소 600ppm 시편(ID-03)의 수직인 면을 광학현미경으로 관찰한 것이다. 지르코늄 합금에서의 수소화물 배열은 일반적으로 지르코늄 합금의 집합조직에 의해 좌우된다. 즉 수소화물은 지르코늄 격자의 (1017)면을 따라 석출되는데 [7], 지르코늄 합금 튜브는 제조공정 중에 (0002)면이 원주방향과 평행하게 원주방향과 평행하게 제어되므로 (0002) 면과 14.7° 의 각을 갖는 (1017)면으로 석출되는 수소화물은 피복관의 원주방향에 거의 평행한 상태로 나타나게 된다. 또한 석출된 수소화물은 판상으로 원주방향과 길이방향에 평행한 상태로 놓이게 된다[6].

(ID-01) (ID-02) (ID-03)

Fig. 3. OM observations of the various hydride distributions for the as-received and hydrogen charged zirconium fuel cladding.

2.3 수소장입 Zr 합금 피복관의 기계적특성

수소장입 Zr 합금 피복관의 인장시험을 현재 진행 중에 있다. 그림 3에서 보듯이, Zr 합금 피복관은 수소 농도에 따라 ZrH_2의 농도가 증가하고 있다. 한편, ZrH_2는 재료의 인장강도 및 연성을 감소시키는 것으로 알려져 있으므로, 본 연구에서 사용한 시편 ID-03, 시편 ID-02, 시편-01 순서대로 최대인장강도 및 연신율이 작을 것으로 예측된다.

2.4 Zr합금 피복관 수소화물의 파면특성

파면특성에 미치는 수소화물의 영향은 ID-01 시편의 경우에는 파단형태가 일반적 cup and cone 파단 외에 시편의 폭을 따라 45° 방향으로 전단 파단 되는 경향을 보일 것으로 예상되는데 이는 시편이 표준규격 시편이 아니고 시편의 크기가 매우 작기 때문에 평면응력 상태가 시편의 폭을 가로질러 작용하기 때문이다. 수소를 장입한 ID-02 시편과 ID-03 시편의 경우에는 취성파괴에 의하여 시편은 별다른 추가 연신 없이 하중방향과 수직한 방향으로 파단이 일어날 것으로 예상된다[7].

3. 결론

Zr 합금 피복관의 수소농도에 따른 피복관 열화거동에 미치는 특성을 연구한 결과 수소농도에 비례하여 수소화물 농도가 증가하는 것으로 나타났다. 수소화물은 Zr 합금의 집합조직 특성에 따라 원주방향으로 배열되어 있음을 확인하였다.

향후 Zr 합금 피복관 내의 수소화물의 배열 방향에 따른 핵연료피복관의 기계적 열화거동을 연구할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] J. P. Mardon, A. Lesbros, C. Bernaudat, and N. Waeckel, *Proc. of the 2004 Int. Meeting on LWR Fuel Performance*, p.507, Orland, FL(2004).

[2] W .H. Erickson and D. Hardie, *J. Nucl. Mater.* 13, 254(1964).

[3] J. J. Kearns, *J. Nucl. Mater.* 22, 292(1967)

[4] M. H. Lee, J. H. Kim, S. Y. Park, B. K. Choi, and Y. H. jeong, *Met. Mater. Int.* 15, 539(2009).

[5] K. Kllstrm, *Scandinavian Journal of Metallurgy* 4, 65 (1975).

[6] 김헌길, 김일현, 박상윤, 박정용, 정용환 "피복관 열화거동에 미치는 수소화물 영향 평가", 추계 한국방사성폐기물학회, 2010.

[7] 정용환, "경수로용 신형핵연료 기술개발", KEARI/RR-2735/2006 한국원자력연구원 (2007).

제2분과

핵연료주기 기술 (Oral)

빈 면

고온 용융염 내 Nd^{3+} 농도에 따른 전기화학적 반응

배상은, 김대현, 김종윤, 조영환, 박용준, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sks@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로 공정 기술의 성공을 위해서는 용융염 내 존재하는 악틴족 및 란탄족 화학종에 대한 화학적, 물리적 특성 조사가 필수적으로 요구된다. 현재 한국원자력연구원을 중심으로 다양한 용융염 매질, 온도, 대상 핵물질 원소에 대한 전기화학적 도금, 전기화학/분광학 일체형 시스템(Fig. 1)을 이용한 산화상태 변화, 용융염 물성, 화학종 규명에 대한 연구가 진행되고 있다.

파이로 공정 중 전해정련 공정은, 약 9 wt%의 UCl_3가 녹아 있는 고온 용융염에서 우라늄 원소의 전기화학적 도금 반응을 이용하여 사용후핵연료에 들어있는 우라늄 원소를 회수하는 전기화학적 공정이다. 공정이 진행함에 따라 고온 용융염 내 우라늄 원소의 농도는 점차 감소하며 일정 농도 이하로 감소하면 고온 용융염을 전해제련 공정으로 이송하여 남아있는 유용한 악틴족 및 란탄족 원소를 다시 전기화학적 도금법을 이용하여 회수한다. 원활한 공정 운영을 위해서 공정 반응 중 전기화학적 환경에 따른, 고온 용융염 내에 녹아있는 악틴족, 란탄족 원소들의 전기화학적 특성변화뿐만 아니라 전기화학적 도금에 의해 회수되는 용질의 농도 변화에 대한 정보 등은 꼭 확보하여야한다.

본 연구에서는 고온 용융염 내 녹아있는 용질의 농도에 따른 전기화학적 신호 특성을 연구하기 위하여 고온 용융염에 Nd^{3+}의 농도에 따른, 순환전압전류법, 직각파 전압전류법 등 다양한 전기화학적 측정법의 신호 특성을 측정하여 보고하고자 한다.

2. 실험

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

LiCl-KCl 공융염과 $NdCl_3$등의 시약은 알드리치사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였다.

전기화학 셀은 석영관을 이용하여 제작하였고 작업전극으로는 텅스텐선을, 기준전극으로는 1 wt% AgCl이 녹아있는 LiCl-KCl 공융염에 은선을 넣어 사용하였다. 포텐시오시타트는 Gamry 사의 Reference 3000과 Autolab 사의 PGSTAT장비를 사용하였다.

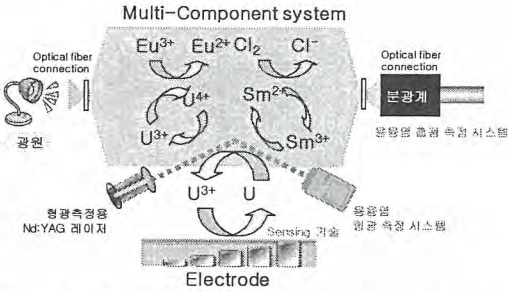


Fig. 1. Concept of an spectro-electrochemical measurement system in a high temperature LiCl-KCl molten salt medium.

3. 결과

Fig. 2는 500 ℃의 LiCl-KCl 고온 용융염에 $NdCl_3$를 녹이기 전과 후에, 텅스텐을 작업전극으로 사용하여 측정한 순환전압전류곡선이다. $NdCl_3$를 넣기 전에는 -2.4 V 영역의 Li 도금, 해리 반응에 기인한 날카로운 전류 신호가 나타나며 $NdCl_3$를 첨가한 후에는 음의 방향 주사에서 -2.1 V, 양의 방향 주사에서 -1.9 V 전위에서 환원, 산화 전류 신호가 각각 나타난다. 이는 전기화학적 도금, 해리 반응의 전형적인 전류 형태로써 Nd^{3+}의 전기화학적 도금, 해리 반응에 기인한 전류 신호임을 알 수 있다.

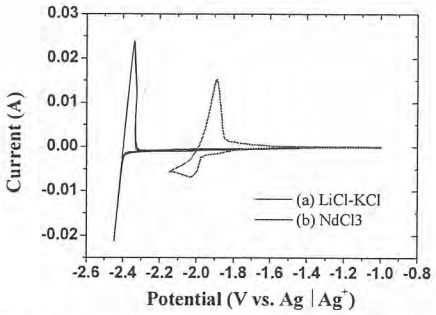


Fig. 2. Cyclic voltammograms obtained from W wires in LiCl-KCl melt at 500 ℃. (a) 0 wt% (b) 9 wt% $NdCl_3$..

Fig. 3은 LiCl-KCl 고온 용융염에 녹아있는 $NdCl_3$의 농도에 따른 순환전압전류 곡선을 보여

주고 있다. Fig. 2와 같은 전위 범위에서 Nd^{3+}의 전기화학적 도금, 해리 반응에 기인한 전류 신호를 나타내고 있으며 고온 용융염에 녹아있는 Nd^{3+}의 농도가 증가함에 따라 도금, 해리 반응의 전류가 모두 증가함을 보여주고 있다.

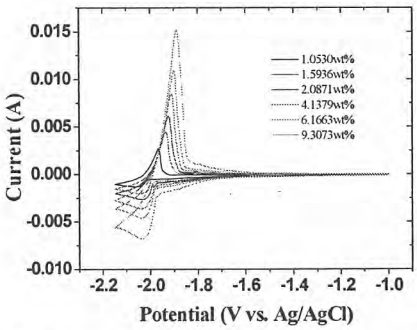


Fig. 3. Cyclic voltammograms obtained from W wires in LiCl-KCl melt containing various concentrations of $NdCl_3$ at 500 ℃.

Fig. 4는 Fig. 3에서 얻은 순환전압전류곡선의 전류 신호 값을 고온 용융염에 녹아있는 Nd^{3+}의 농도의 함수로 나타낸 그래프이다. 순환전압전류곡선의 전류 신호는 고온 용융염에 첨가한 $NdCl_3$의 농도에 따라 선형적으로 증가하나 약 2 wt% 농도이상에서는 보다 낮은 기울기로, 선형적으로 증가한다.

4. 토의 및 결론

Nd^{3+}가 녹아있는 고온 용융염에서 측정한 Nd^{3+}의 순환전압전류곡선의 전류 신호는 용융염 내 Nd^{3+}의 농도에 따라 두 개의 기울기를 가지며 선형적으로 증가한다. 이러한 경향은 직각파 전압전류곡선에서도 이미 보고된 바 있으며 낮은 농도에서는 확산에 의해 반응이 지배되고 고농도에서는 전극/용융염 계면에서의 전자 전이가 전기화학 반응을 지배하기 때문일 것으로 예상된다. 더하여 본 발표에서는 고온 용융염에 녹아있는 용질의 농도에 따른 직각파 전압전류법 등 다양한 전기화학적 측정법을 수행하여 보고하고자 한다.

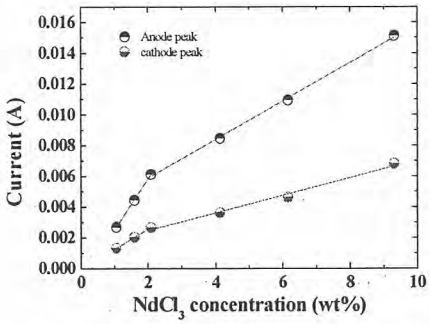


Fig. 4. Anodic and cathodic peak current as a function of $NdCl_3$ concentration dissolved in LiCl-KCl molten salt.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] T. Inoue and L. Koch, *Nucl. Eng. & Technol.*, **40**, pp 183, 2008.

[2] J. H. Yoo, C. S. Seo, E. H. Kim and H. S. Lee, *Nucl. Eng. & Technol.*, **40**, pp 581, 2008.

[3] Y. I. Chang, *Nucl. Technol.*, **88**, pp 129, 1989

[4] Y-H. Cho, T-J. Kim, Y-J. Park, H-J. Im, K. Song, J. Lumin. **130** pp 280, 2010.

[5] M. Iizuka, T. Inoue, O. Shirai, T. Iwai, and y. Arai, J. Nuc. Mater. **297** pp 43, 2001.

레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 유리 매질 내 우라늄 정량분석

정의창, 이동형*, 윤종일*, 김종구, 연제원, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*KAIST, 대전광역시 유성구 구성동 373-1
ecjung@kaeri.re.kr

1. 서론

레이저 유도 파열 분광학 (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS) 기술은 나노초 이하의 폭을 가진 펄스 레이저빔을 렌즈를 이용해 대상 시료에 입사시킴으로써 시료 표면에 레이저 유도 플라즈마를 발생시키고, 이때 발생하는 원자 발광 스펙트럼(atomic emission spectrum)을 측정하여 대상 시료의 구성 성분 및 함량을 분석하는 기술이다 [1]. 고체, 액체, 기체 시료 모두에 적용이 가능할 뿐만 아니라, 플라즈마에 포함된 원소 각각의 고유한 발광 스펙트럼을 동시에 분석함으로써 여러 원소의 동시 측정이 가능하다.

현재까지 널리 이용되고 있는 일반적인 정량분석기술로서 ICP-AES, ICP-MS (Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectrometry, -Mass Spectrometry) 등을 꼽을 수 있다. 이와 같은 기존의 방법으로 정량분석을 시도할 경우에는 용매 화학 분석을 위한 시료 전처리가 선행되어야 한다. LIBS 기술은 시료 전처리 과정을 최소화할 수 있기 때문에 악티늄족 원소를 비롯한 방사성 물질 분석에 특히 유리한 점이 있다. 일반적인 정량분석기술을 이용할 때 시료 전처리 과정에서 발생할 수 있는 많은 양의 액체 방사성 폐기물을 최소화할 수 있기 때문이다.

방사성 물질은 hot cell 또는 glove box 내에서 다루는 것이 필수적이다. LIBS 기술을 이용할 경우에는 광섬유를 이용하여 레이저빔을 시료에 전송하고, 플라즈마에서 발생된 발광 또한 광섬유를 이용하여 분광기로 전송할 수 있으므로 작업 현장에서의 공정 실시간 모니터링 또는 방사성 물질을 다루는 hot cell 또는 glove box 환경에서의 직접적인 원소 분석이 가능하다. 원자력 산업 분야에서는 이미 증기 발생기의 부식물 현장 분석과 방사성 폐기물 유리화 (vitrification) 공정 중의 유리용탕 성분 실시간 분석 등에 LIBS 기술을 적용한 연구가 보고되고 있다 [2-4].

이 논문에서는 유리화 공정을 이용하여 방사성 폐기물을 처리할 때 산화물 형태로 유리 고화체 매질에 포함되는 대표적인 핵분열 및 악티늄족 원소로서 스트론튬(Sr), 유로퓸(Eu), 우라늄(U)을 선택하여 LIBS 기술을 적용한 정량분석 결과에 대해 논의한다. 세 원소에 대해 LIBS 신호가 가장 좋은 파장 영역을 선정하였고, 각 원소의 검출한계(limit of detection)를 결정하였다. 또한 hot cell 또는 글로브 박스 내부에 위치한 시료를 염두에 두고 광섬유를 이용해 레이저 빔을 전송시킨 실험 결과 일부를 소개한다.

2. 본론

2.1 실험

1064, 532, 355, 266 nm 파장의 레이저 펄스를 선택적으로 발생시킬 수 있는 Nd:YAG 레이저 시스템(Continuum, Surelite II)을 광원으로 이용하였다. 짧은 파장의 레이저 펄스를 입사시킬 때 시료 표면에서 용융제거(ablation)되는 양을 증가시킬 수 있으므로 실험에서는 펄스 에너지가 약 10 mJ(최대 펄스 에너지는 80 mJ)인 355 nm 파장의 레이저빔을 시료에 입사시켰다. 레이저 펄스의 에너지를 조절하기 위해 감쇠기(attenuator)를 이용하였다. 펄스폭은 6 나노초, 펄스 반복률(repetition rate)은 20 Hz인 조건이다. 초점거리가 75 mm인 렌즈를 사용하여 레이저빔을 시료에 입사시켰다.

플라즈마에서 발생한 섬광(flash)을 렌즈로 모은 후, 중심 직경(core diameter)이 0.6 mm인 광섬유에 입사시키고, 광섬유를 Echelle 분광계(LLA Instruments GmbH, ESA 3000)에 연결시킴으로써 원자 발광 스펙트럼을 측정하였다. 광섬유를 통과할 수 있는 최단 파장은 200 nm이며, 분광계가 스펙트럼을 동시에 기록할 수 있는 파장 범위는 200-780 nm이다.

유리 매질의 주성분은 72 wt.% SiO_2, 12 wt.% $CaCO_3$, 14 wt.% Na_2CO_3 및 2 wt.% Al_2O_3이다. Sr, Eu, U 산화물 분말을 농도를 달리하여 순차적으로 주성분 산화물 분말과 섞은 후에 Al_2O_3 재

질의 고온 용융 도가니에 담고 1400 °C 온도에서 녹였다. 도가니에서 꺼낸 시료는 표면을 매끄럽게 연마하여 LIBS 실험에 사용하였다.

2.2 결과 및 논의

대상 원소를 정량분석하기 위해 457.5-461.5 nm, 356-359 nm 파장 영역의 발광 스펙트럼을 각각 측정하였다. Sr, Eu, U 원소에 대해 정량분석이 가장 용이한 발광 파장은 각각 460.733 nm (Sr), 459.403 nm (Eu), 358.477 nm (U)임을 확인하였다. 대표적인 예로 그림 1에 356-359 nm 파장 영역의 발광 스펙트라를 보였다. 주성분 산화물에 미량 포함된 철(Fe) 원소의 발광 세기(358.119 nm)를 1로 규격화 한 후에 U 함량 변화에 따른 U 발광 세기를 비교한 결과이다. U 함량이 증가함에 따라 U I 원자에 해당하는 발광 세기(356.659, 358.488 nm)가 증가한다.

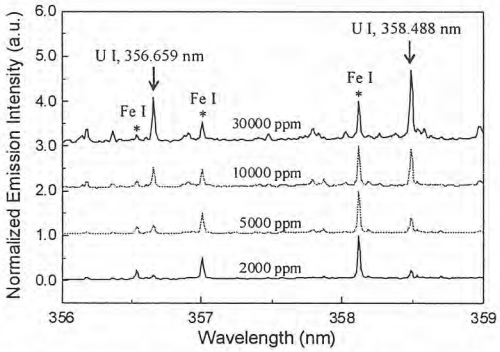


Fig. 1. Emission spectra of U I for U glass samples with varying concentration of U.

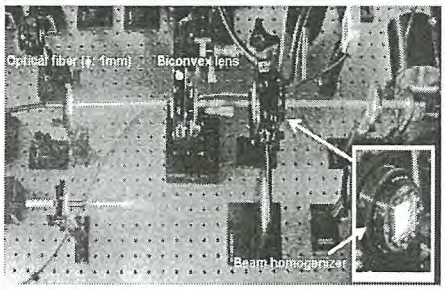


Fig. 2. Laser beam delivery using a high power optical fiber coupled with a beam homogenizer.

원소 함량에 따라 변하는 각 원소의 발광 세기를 이용하여 농도 측정용 검정 곡선(calibration curve)을 구했고, 이로부터 결정한 검출한계는 Sr, Eu, U 원소 순으로 약 1.5, 4.2, 150 ppm임을 보였다.

그림 2에 광섬유를 이용해 에너지가 높은 레이저 빔을 전송시킨 결과를 나타내었다. 중심 직경이 1 mm인 광섬유에 약 70 mJ의 레이저 펄스를 입사시켰고, 3 m 길이의 광섬유를 통과해 나오는 전송 효율은 약 30%이다. 이를 개선하기 위한 방안에 대해 논의한다.

3. 결론

고체 매질 내에 함유된 미량 원소를 정량분석하기 위해 LIBS 기술을 이용하였다. 방사성 폐기물을 처리할 때 산화물 형태의 유리 고화체를 이용하는 것을 염두에 두고 유리 매질을 선택하였다. 핵연료의 주성분인 U 원소와 대표적인 핵분열 물질로서 Sr, Eu 원소를 대상 원소로 선택하여 각각의 원소에 대한 검출한계를 구했다. 현재의 실험 조건에서 구한 검출한계는 Sr, Eu, U 원소 순으로 약 1.5, 4.2, 150 ppm이다. 유리 고화체 형태로 폐기물을 처분할 경우에 예상되는 우라늄의 함량은 이보다 10배 이상 높기 때문에 LIBS 기술을 이용하여 원격 및 비접촉 방식으로 정량분석이 가능하다고 판단한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다. (과제번호: 2011-0001955)

5. 참고문헌

[1] D. A. Cremers, L. J. Radziemski, Handbook of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy, 1st ed., Wiley, West Sussex, 2006.

[2] A. I. Whitehouse, J. Young, I. M. Botheroyd, S. Lawson, C. P. Evans and J. Wright, Spectrochim. Acta Part B. Vol. 56, pp. 821, 2001.

[3] U. Panne, C. Haisch, M. Clara and R. Niessner, Spectrochim. Acta Part B. Vol. 53, pp. 1957, 1998.

[4] J.-I. Yun, R. Klenze and J.-I. Kim, Appl. Spectrosc. Vol. 56, pp. 437, 2002.

고온 LiCl-KCl 용융염 내 란탄족 원소의 분광 특성 분석

윤종일, 김봉영
한국과학기술원, 대전시 유성구 과학로 335
jivun@kaist.ac.kr

1. 서론

고온 LiCl-KCl 용융염에 녹아있는 란탄족 원소의 산화수 및 화학종 규명과 같은 화학 거동 연구는 파이로 전해정련 및 전해제련 공정의 성능 평가 및 향상에 중요한 요소로 작용한다.

그동안 용융염 내 란탄족 원소에 대한 연구는 상온 조건에서 형광 분광분석을 통한 화학 거동 연구가 수행되었으며 고온 용융염 조건에서는 흡수분광을 통한 분석이 이루어졌으나 이러한 측정방식으로는 고온 용융염 내 화학 거동을 설명하기에는 한계가 있었다. 그러나 최근 연구결과 고온 LiCl-KCl 용융염에서 란탄족 원소들의 형광을 이용한 분광분석이 가능해지면서 [1,2] 형광스펙트럼 및 형광수명 분석을 통해 산화환원 거동 및 화학종 구분 등 더욱 명확한 화학 거동 평가가 이루어지게 되었다.

본 연구에서는 고온 LiCl-KCl 용융염 내 다양한 란탄족 원소들(Sm, Eu, Gd, Tb, Dy)의 화학적 특성을 시간분해 레이저 유도 형광분광기술(TRLFS, time-resolved laser-induced fluorescence spectroscopy) 및 흡수분광기술을 이용하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험

시료제조 및 분광실험은 글러브 박스 내 고순도 아르곤 가스 분위기(99.999 % Ar, H_2O and O_2 < 1 ppm)에서 이루어졌다. 고온용광로는 글러브 박스 하단에 연결되어있으며 분광실험을 위한 세 개의 창이 부착되어 있다. 자세한 실험장치 구성은 참고문헌에 설명되어 있다[1].

TRLFS 실험은 266 nm 와 355 nm 파장의 Nd:YAG 레이저(Continuum, Surelite-20)를 광원으로 ICCD(intensified charge coupled device, Andor Technology, iStar) 와 Czerny-Turner 분광계(Andor Technology, Shamrock SR-303i)를 결합한 시스템을 이용하여 측정하였다.

흡수분광 스펙트럼은 듀테륨과 텅스텐 램프를 광원으로 하는 분광계(SCINCO, S-4100)와 600 μm 지름의 광섬유 다발을 연결한 시스템을 이용하여 광로 1 cm 석영 셀에서 측정하였다.

2.2 결과 및 논의

그림 1은 500 °C 고온에서 측정한 LiCl-KCl 용융염 내 란탄족 원소들의 흡수스펙트럼이다. 고온 용융염에서 측정된 흡수스펙트럼은 문헌자료와도 일치하며 Gd(III)과 Tb(III)의 경우 문헌에서 측정되지 않은 흡수띠도 본 실험을 통해 관측되었다 [3].

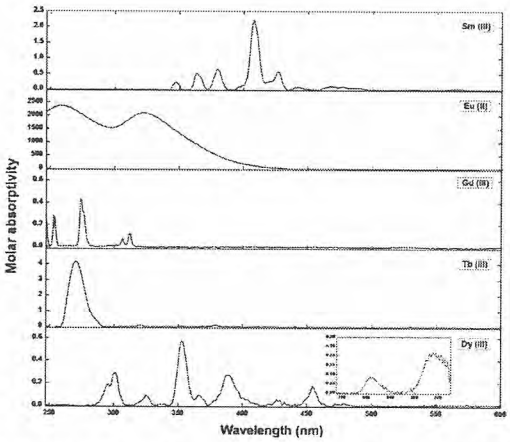


Fig. 1. Absorption spectra of various lanthanides (Sm(III), Eu(II), Gd(III), Tb(III), and Dy(III)) in molten LiCl-KCl eutectic at 500 °C.

이렇게 측정한 흡수분광 스펙트럼을 바탕으로 각 란탄족 원소마다 적합한 레이저 파장을 선택하여 TRLFS 실험의 광원으로 이용하였다. Eu(II)과 Tb(III)은 266 nm 파장의 레이저를 광원으로 이용하였으며 Dy(III)의 경우 355 nm 파장의 광원으로 형광스펙트럼을 관측하였다.

Eu(III)의 형광스펙트럼 측정 결과 $4f^65d(E_g) \rightarrow {}^8S_{7/2}$ 복사전이에 의한 스펙트럼이 측정되어 Eu(III)이 고온 용융염 내에서 Eu(II)로 환원됨을 확인하였다. 그림 2는 온도에 따른 Eu(II) 형광스펙트럼의 변화를 보여주며 온도 변화에 따라 장

파장과 단파장으로 스펙트럼이 이동하는 것을 알 수 있다. 이러한 Eu(II)의 온도에 따른 형광스펙트럼 변화 및 형광수명 분석을 통해 고온에서 Eu(II)이 적어도 두 종류 이상의 화학종으로 존재함을 확인하였다. 기존의 Nd(III) 연구에서도 형광수명 측정을 통해 고온 용융염 내에 두 종류의 Nd(III) 염화 착물이 존재함을 논의하였다 [4].

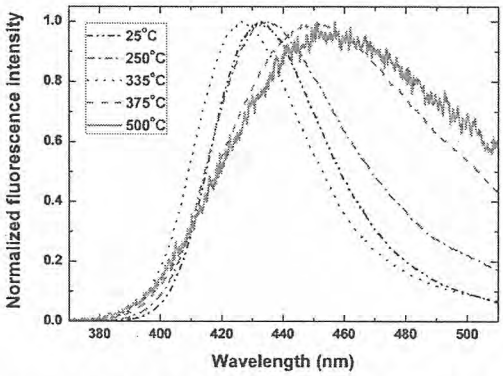


Fig. 2. Normalized fluorescence spectra of Eu(II) in LiCl-KCl at different temperatures.

Tb(III)과 Dy(III)의 형광스펙트럼 및 형광수명 측정 결과 Eu(II), Nd(III) 경우와는 달리 고온 LiCl-KCl 용융염 내에서 단일종의 염화 착물로 존재함을 확인하였다. Tb(III)의 형광스펙트럼은 $^5D_3$와 $^5D_4$에서 $^7F_{J\ (J\ =\ 0,\ldots,6)}$ 에너지 준위로의 복사전이에 의한 방출선이 측정되었으며 온도에 대한 특이성은 나타내지 않고 고온 LiCl-KCl에서 농도에 따라 형광수명이 증가하는 이상현상을 나타냈다[1]. Dy(III)의 경우 $^4F_{9/2} \rightarrow {}^6H_{J/2\ (J=9,\cdots,15)}$ 복사전이에 의한 형광스펙트럼과 함께 수용액에서는 측정되지 않는 $^4F_{7/2} \rightarrow {}^6H_{J/2\ (J=7,\ldots,13)}$ 복사전이에 의한 형광스펙트럼이 관측되었으며 온도가 증가함에 따라 $^4F_{7/2} \rightarrow {}^6H_{J/2\ (J=7,\ldots,13)}$에 의한 스펙트럼의 형광세기가 증가하는 특성을 보였다.

3. 결론

고온 LiCl-KCl 용융염 내 다양한 란탄족 원소(Sm, Eu, Gd, Tb, Dy)의 화학적 특성을 TRLFS 및 흡수분광기술을 이용하여 분석하였다. Eu(III)은 고온 LiCl-KCl 용융염 내에서 Eu(II)로 환원되며 온도에 따른 Eu(II)의 형광 스펙트럼의 이동 및 형광수명 분석을 통해 Eu(II)이 두 종류 이상의 염화착물로 존재함을 알았다. Tb(III)과 Dy(III)의 경우 단일종의 염화물로 존재함을 확인하였고 각각은 농도변화와 온도변화에 따른 특징적인 현상을 나타냈다.

4. 감사의 글

이 논문은 2011년도 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 중견연구자지원사업 및 EEWS 사업의 일환으로 수행되었습니다. (EEWS: Energy, Environment, Water, and Sustainability)

5. 참고문헌

[1] Electrochemistry Communications, Vol. 12, No. 8, pp. 1005-1008, 2010.
[2] Chemical Physics Letters, Vol. 501, No. 4-6, pp. 300-303, 2011.
[3] Analytical Chemistry, Vol. 33, No. 9, pp. 1235-1240, 1961.
[4] 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.219-220, 2010.

사용후 핵연료 전해환원 공정을 위한 판상 다공성 원료물질 제조

이영우, 이재원, 윤여완, 허진목, 김건식, 박장진, 강권호, 박근일, 이정원
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
youngwoo@kaeri.re.kr

1. 서론

전해 환원 공정에 공급되는 원료 물질은 전해 환원 공정 및 후속 공정의 부하 저감과 처리 효율 증대를 위하여 휘발성 산화 공정에 의해 다수의 핵분열 생성물이 제거된 형태로 공급되는 것이 바람직하다.

휘발성 산화 공정에서는 핵분열 생성물의 효과적인 제거를 위하여 사용후 핵연료 소결체는 산화 공정을 통하여 분말화된다.

전해 환원 공정에서 분말을 원료 물질로 사용하는 경우, 우라늄 산화물을 우라늄 금속으로 환원시키는 분말 용기인 음극 바스켓은 망사 형태의 벽을 가지며, 망사 눈의 크기는 원료 물질 분말의 크기, 형태에 따라 달라질 수 있다.

망 사이의 공간을 통해 침전 누적되어 전해질을 오염시킬 수 있고 망사 눈의 크기는 매우 작기 때문에, 환원된 금속 우라늄을 전해질로부터 제거할 때, 전해질은 표면장력에 의해 망사간의 빈공간에 매달려서 동반 제거 되므로 전해조에 전해질을 보충해야 하는 문제점이 있다.

상기의 단점으로 인하여 휘발성 산화 공정을 거쳐 핵분열 생성물을 제거한 사용후 핵연료 분말을 다공성 그래뉼 [1], 파쇄 소결체 [2], 다공성 소결체 [3] 등의 형태로 제조하여 전해 환원 공정의 원료 물질로 사용하고자 하는 시도들이 있었다.

하지만, 다공성 그래뉼은 그래뉼 입자의 겉보기 밀도가 낮아 원료 물질 충전율이 낮은 단점이 있다. 파쇄 소결체의 경우, 공정 상에서 분진이 발생할 우려가 있고, 파쇄 조각의 크기 분포가 넓어서 미세한 조각을 걸러 내야 한다. 다공성 소결체의 경우, 일반적으로 휘발성 산화 공정을 거친 분말은 성형성이 좋지 못하므로 윤활제 혹은 결합제로서 다량(~1wt%)의 zinc stearate를 첨가하여 성형체를 제조하고 고온(1700℃)에서 소결하여 다공성 소결체를 제조한다. 다량의 zinc stearate는 소결 중 휘발하여 소결체에서 제거되는데, 이는 핫셀에서 기체상 핵분열성 생성물을 포집하여 처리하는 배기체 처리 공정에 큰 부하를 주는 문제가 있다.

본 연구에서는 전해 환원 공정의 효율성을 높이고 취급성이 좋은 판상의 다공성 원료 물질 소결체를 소결 공정에서 가열과 동시에 가압하는 방법을 이용하여 제조하였고, 전해환원 특성을 평가하였다.

2. 본론

모의 사용후 핵연료 소결체로서 UO_2 소결체를 로터리 킬른형 휘발성 산화 장치에 장입한 후에, 휘발성 산화 장치를 1 rpm의 속도로 회전시키면서 모의 사용후 핵연료 펠렛을 500℃의 공기중에서 5시간 동안 산화시켜 U_3O_8 미세 분말을 제조하였다. 제조된 분말의 비표면적과 pour density는 각각 $0.55m^2/g$, $1.89g/cm^3$ 이었다.

제조한 U_3O_8 분말을 어떠한 윤활제 혹은 결합제도 첨가하지 않은 상태로 성형틀에 장입하고 1150℃의 Ar 분위기에서 20 MPa의 압력을 가하면서 1시간 동안 열처리시킨 후 실온으로 냉각하여 UO_{2+x} 판상 다공성 소결체를 제조하였다. 성형틀에서 제거한 판상 다공성 소결체를 Fig. 1에 나

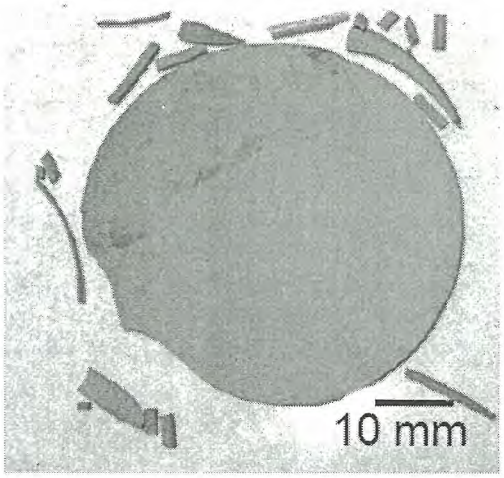


Fig. 1. Sintered porous UO_2 plate.

타내었다. 무게 변화로 측정한 산소/금속원소 비는 2.0이었다.

UO_{2+x} 판상 다공성 소결체의 미세조직은 Fig. 2에서 보듯이, 초기 U_3O_8 분말 입자 형성을 유지하면서 내부의 균열을 매꾸어 주는 방향으로 치밀화가 일어나고 또한, 입자 간에 목성장이 일어나면서 입자간 거리가 가까와지는 소결 초기 단계의 치밀화가 일어난 상태이다. 입자간에 목성장을 통하여 결합이 형성된 미세조직을 볼 수 있다. 따라서, Fig. 2와 같이, 전해질의 침투가 용이한 다공성 구조를 보였으며, 충진 밀도가 높고 결합 강도가 강한 취급성이 좋은 다공성 소결체를 제조할 수 있다. 입자들이 서로 화학적으로 결합된 형태를 나타내어 전해 환원에 의해 금속 우라늄이 분리되지 않는 구조를 보였다.

제조된 판상 다공성 소결체의 겉보기 밀도는 이론 밀도의 약 66% 값을 가졌으며 따라서, 소결체의 기공율은 34%이다. 피크노미터로 측정한 진밀도 값은 이론 밀도의 99% 이상의 값을 가졌다. 이는 소결체내부에 고립 기공이 거의 존재하지 않음을 의미한다. 즉, 고립 기공에 의한 기공율이 1% 이하임을 의미한다. 따라서, 판상 다공성 소결체의 거의 모든 기공은 Fig. 2의 주사 전자 현미경 사진에서 보듯이 소결체 표면과 연결된 상태의 개기공임을 알 수 있다.

이렇게 소결체 표면으로 부터 내부까지 연결된 연속 기공은 전해 환원 공정에서 전해질이 원료물질 소결체 내부까지 쉽게 침투하여 전해 환원 반응의 속도를 높일 수 있는 장점이 있다. 또한, 판상의 형상은 두께 방향 거리를 1.69 mm로 짧게 유지할 수 있으므로 전해질이 침투해야할 거시적 깊이를 줄여주는 역할을 하므로 전해 환원 반응 시간을 감소시킬 수 있다.

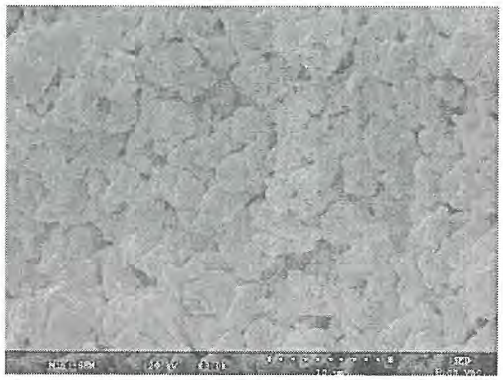


Fig. 2. Fractured surface of the sintered porous UO_2 plate.

판상 다공성 소결체 10 g을 음극 바스켓에 충진한 후, 1 wt% Li_2O 이 첨가된 LiCl 염의 전해질에서 판상 다공성 소결체를 금속으로 전환시키기 위해 일정 전하를 전해 셀 내부에 가한 후 전해 환원 반응을 종료하였다.

전해 환원 반응의 종료 후, 판상 다공성 소결체는 모두 금속으로 전환되어 있었으며, 이때 전류 효율은 70 % 이상으로 계산되어 매우 우수한 전류 효율을 보였다. 또한, 전해 환원 중에 입자들이 분리되어 전해질에 침전되지 않았고, 전해조에서 금속 우라늄 전환체를 제거할 때에도 전해질이 입자들 사이에 침적되지 않고 잘 분리되었다.

3. 결론

소결체 산화 U_3O_8 분말을 이용하여 겉보기 밀도가 이론밀도의 약 66 % 정도인 판상 다공성 소결체를 윤활제나 결합제 등의 유기물 첨가 없이 고온 가압 소결하여 제조하였다. 판상 다공성 소결체는 전해 환원 공정에 적합한 기공도와 충분한 취급 강도를 가지는 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력 연구개발 사업의 일환으로 진행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 이재원, 박장진, 박근일, 이정원, 이해원, 신진명, 허진목, 정상문, 양문상, 송기찬, "전해환원 공정을 위한 사용후 핵연료로부터 다공성 그래뉼을 제조하는 방법," 대한민국 등록특허 10-1020783호.

[2] S. D. Hermann, S. X. Li, and M. F. Simpson, "Electrolytic Reduction of Spent Oxide Fuel?ench-Scale Test 0Results," Proc. of Global 2005, Tsukuba, Japan, October 9-13, 2005, p. 386, 2005.

[3] Y. Sakamura and T. Omori, "Electrolytic Reduction and Electrorefining of Uranium to Develop Pyrochemical Reprocessing of Oxide Fuels," Nuclear Technology, Vol. 171, p. 266, 2010.

탄소전극을 사용한 금속산화물의 전해환원

최인규, 오승철, 정명수, 홍순석, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
kvu11@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로용 산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환하여 고준위 방사성폐기물의 독성을 감소시키면서 핵분열성 물질들을 재활용하기 위한 연구가 원자력 선진국들에 의해서 수행되어 왔다. 리튬금속을 사용하여 금속산화물을 금속으로 환원시키는 연구가 진행되던 중 티타늄산화물을 고온의 염화칼슘 용융염에서 전기화학적 방법으로 환원시키는 방법이 발표된 후[1] 염화리튬 용융염에서 우라늄산화물을 전기화학적 방법을 사용하여 금속으로 환원시키기 위한 연구가 진행되어 왔다[2-4]. 전해환원 공정은 우라늄산화물이 담긴 스테인리스 용기를 환원전극으로 사용하고 백금을 산화전극으로 사용하여 우라늄산화물의 98% 이상을 금속으로 환원시킬 수 있다. 그러나 백금은 값이 비쌀 뿐만 아니라 전해환원 과정에서 LiCl 용융염에 존재하는 Li^+이온과 산소이온(O^{2-})과 반응하여 Li_2PtO_3를 생성하고 핵분열생성물인 Se^{2-}과 반응하여 $PtSe_2$ 침전물을 만들면서 서서히 용해된다[5]. 백금전극은 Se과 같은 계열에 있는 Te^{2-} 과도 반응하여 $PtTe_2$ 침전물을 형성할 것으로 예상하고 있다. 따라서 전해환원 공정의 경제성을 높이기 위해서는 값 싸고 보다 안정한 산화전극물질의 개발이 요구되고 있다. 탄소는 산화전극으로 사용하였을 때 산소이온과 반응하여 CO 또는 CO_2를 생성하면서 소모되지만 값이 저렴하고 산화반응 전위를 수 백 mV 정도 낮출 수 있기 때문에 경제적인 이점이 있다. 탄소를 산화전극으로 사용하여 820℃ $CaCl_2$에서 UO_2를 환원시킬 때는 고온에서 환원된 우라늄 금속이 표면에 치밀한 막을 형성하여 UO_2 내 산소이온이 용융염으로 용해되는 것을 방해하기 때문에 환원이 어렵고 전류효율이 나쁘다는 것과 650℃ LiCl 용융염에서는 우라늄산화물의 전해환원 중에 탄소입자가 용융염에 과량으로 생성되면서 전류효율을 떨어트린다는 것이 보고되었다[3].

2. 본론

탄소전극에서 생성된 CO_2는 용융염 내에 존재하는 O^{2-}이온과 다음과 같은 반응을 한다.

$$CO_2 + O^{2-} \text{-->} CO_3^{2-} \quad (1)$$

생성된 CO_3^{2-}는 용융염에 용해된 Li 금속에 의해서 다시 환원되어 탄소입자가 되면서 산소이온을 다시 용융염에 내놓게 된다.

$$CO_3^{2-} + 4\ Li \text{-->} C + 4\ Li^+ + 3O^{2-} \quad (2)$$

따라서 산화전극으로 사용한 탄소는 미세한 분말 형태로 용융염에 잔류하고 산소이온은 제거되지 않으므로 금속산화물로부터 용해된 산소이온에 의해서 증가하게 된다. 우라늄산화물과 탄소막대를 환원전극과 산화전극으로 각각 사용하여 이론전하량의 약 200%를 걸어주었을 때의 산소이온 농도가 초기의 0.83wt%에서 0.88wt%로 증가하였다. 반면에 우라늄산화물 대신 스테인리스 스틸봉을 환원전극으로 사용하였을 경우에는 걸어준 전체 전하량의 약 30%만 산소이온을 감소시키는데 사용되고 나머지 70% 전하량은 스틸봉에서 생성된 리튬금속에 의해서 산화전극 주변에 생성된 CO_3^{2-}이온을 환원시켜 탄소분말을 만드는데 사용된 것으로 나타났다.

CO_3^{2-} 이온의 생성을 억제하기 위해서 Li_2O를 가하지 않은 순수한 LiCl 용융염에서 TiO_2와 Ta_2O_5를 환원시키는 실험을 이론전하량의 약 200%까지 일정전류를 가해주면서 각각 수행하였다. 전해환원 반응 초기에는 산소이온이 존재하지 않기 때문에 LiCl가 분해하는 전위인 3.4 V 이상의 cell 전위에서 전기분해가 되면서 산화전극에서는 염소 (Cl_2) 가스가 생성된다. 전해환원 반응 초기에는 산화전극에서 염소가스만 발생하지만 환원전극에서 금속산화물이 금속으로 환원되면서 용해된 산소이온이 산화전극에 도달하게 되면 CO 또는 CO_2가 생성되면서 탄소전극이 소모된다. 초기에 발생하는 염소기체는 독성이 있기 때문에 배출되는 염소가스는 NaOH로 염기성으로 만든 증류수를 통과시켜 중화시켰다. 또한 Fig. 1과 같

이 염기성용액에 페놀프탈레인 지시약을 넣어 과량의 염소가 발생하여 용액이 산성으로 변하는지 여부를 판단할 수 있도록 하였다.

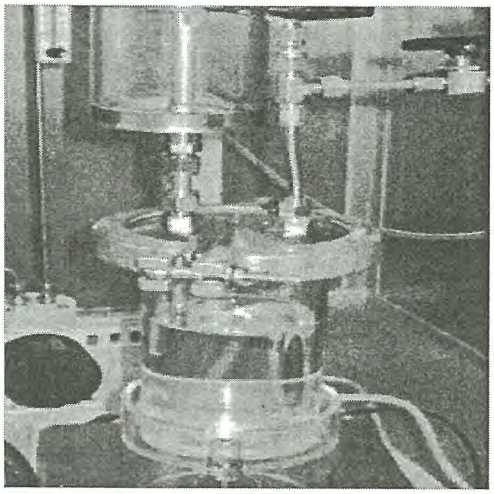


Fig. 1. Neutralization apparatus of Cl gas.

이론전하량의 200%를 걸어준 후 반응을 종료하고 환원전극에서 분리한 결과물을 LiCl를 제거하기 위해서 에타놀로 씻어 XRD로 측정한 결과 각각 티타늄(Ti) 금속과 탄탈륨(Ta) 금속이 얻어졌음을 확인할 수 있었다. 탄소분말은 거의 생성되지 않았으며 전류효율은 최소한 50% 이상이었다.

3. 결론

백금 대신에 탄소를 소모성 산화전극으로 사용하여 이산화티타늄과 오산화탄탈륨을 전해환원시키는 실험을 수행하였다. 산소이온이 용융염에 존재할 경우 탄산염이온이 생성되면서 탄소분말이 용융염에 생기는 것을 막기 위하여 산화리튬을 가하지 않고 이론전하량의 200%를 걸어주었을 때 각각의 산화물로부터 상응하는 금속을 얻을 수 있었다.

이 방법의 가장 큰 단점은 독성이 큰 염소가스를 생성한다는 점과 생성된 염소가스가 산화전극의 금속덮개의 내부를 부식시킨다는 점이다. 또한 매질인 LiCl를 분해시키기 때문에 LiCl 염을 보충해주어야만 한다.

용융염에 산화리튬이 존재할 경우, 용해된 리튬금속을 최소한도로 줄일 수 있는 연구가 수행되어야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] G. Z. Chen, D. J. Frey, T. W. Farthing, "Direct electrochemical reduction of titanium dioxide to titanium in molten calcium chloride", Nature, 407, pp. 361-364 (2000).

[2] S. D. Herrmann, S. X. Li, "Separation and recovery of uranium metal from spent light water reactor fuel via electrolytic reduction and electrorefining", Nuclear Tech., 171, pp. 247-265 (2010).

[3] Yoshiharu Sakamura, Masaki Kurata, Tadashi Inoue, "Electrochemical reduction of UO_2 in molten $CaCl_2$ or LiCl", J. Electrochem. Soc., 153, pp. D31-D39 (2006).

[4] Yoshimura Sakamura, Takashi Omori, "Electrolytic reduction and electrorefining of uranium to develop pyrochemical reprocessing of oxide fuels", Nucl. Tech., 171, pp. 266-275 (2010).

[5] Jin-Mok Hur, Tack-Jin Kim, In-Kyu Choi, Jae-Bum Do, Sun-Seok Hong, Chung-Seok Seo, "Chemical behavior of fission products in the pyrochemical process", Nucl. Tech., 162, pp. 192-198 (2008).

NPV 측정법을 이용한 전해제련 공정의 실시간 모니터링 연구

박대엽, 김택진, 김시형, 김지용, 심준보, 김가영, 백승우, 정용주*, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
*한국기술교육대학교, 충남 천안시 동남구 병천면 충절로 1600
dypark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료의 부피 감용을 위해, 그리고 차세대 원자력 시스템인 소듐 냉각 고속로(SFR)용 연료를 만들기 위해 파이로 공정(Pyroprocessing)을 개발하고 있다. 파이로 공정에서 전해제련공정은 액체카드뮴 음극(LCC)을 이용하여 용융염(LiCl-KCl)중의 잔류 U와 TRU(Np, Pu, Am, Cm)를 혼합물 상태로 회수하는 공정이다. 전해제련에서 용융염 중의 U와 TRU 회수 시 희토류원소가 많이 회수되지 않도록 용융염의 각 원소농도를 수시로 점검하면서 운전할 필요가 있다[1-3]. 현재 수행하고 있는 채취시료의 화학분석은 처리에 시간이 많이 소요되기 때문에 공정관리에 적당하지 않다. 따라서 이러한 농도를 빠르게 측정하는 방법이 필요하다. 이 조건을 만족할 수 있는 방법으로는 전기화학적 방법과 분광법이 있다. 전기화학적 방법은 측정대상 원소의 표준산화환원 전위차를 이용한 것이고 분광법은 용융염 중에 존재하는 측정 대상 이온의 흡수 혹은 반사 스펙트럼의 차이를 이용한 것이다. 본 연구에서는 전기화학적 농도측정법 중의 하나인 NPV(Normal Pulse Voltammetry)를 전해제련 공정에 적용하기 위해 희토류 원소로 방법론을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 시약

실험은 수분 및 산소농도가 1ppm 이하로 유지되는 고순도 아르곤 분위기의 glove box안에서 수행되었다.

Fig. 2-1은 실험장치의 계략도이다. 안쪽 도가니는 pyrex로 만든 glass도가니(D)이며, 실험 중 도가니가 깨져 흐르는 것을 방지하기 위해 외부에 STS도가니(E)를 두었다. 이것을 반응기 속에 설치하고 전기로로 가열했다. 실험은 500℃에서 수행되었다.

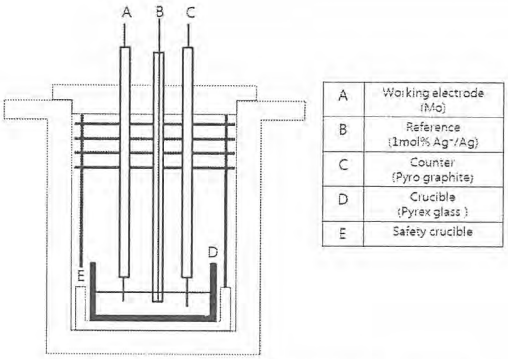


Fig. 1. Schematic of the experimental apparatus.

Working 전극은 직경 1mm인 몰리브덴(Mo)봉을 사용하였으며, 표면적은 용융염 속에 담기는 깊이로 결정하였다. 측정시 working electrode의 표면에 생긴 석출물을 제거하고 초기상태로 만들기 위해 측정 때마다 working 전극을 정지 전위에서 -200mV 전위로 10~20분간 유지하고 sandpaper로 연마하였다.

Counter 전극은 직경 2mm인 pyro graphite를 사용하였으며, reference는 1 mol% Ag^+/Ag 전극을 사용하였다.

용융염화물(LiCl-KCl)은 SIGMA-ALDRICH사의 순도 99.99%이상 재료를 사용하였으며, 희토류 염화물($GdCl_3$)는 순도가 99.9%이상인 것을 사용하였다.

전기화학측정은 AutoLAB의 PGSTAT302N과 software를 사용하여 측정 및 결과를 기록하였다.

2.2 실험 및 결과

NPV의 전해제련공정 관리에 대한 적용가능성을 검토하기 위해 단원소에 대해서 인가전위 파형에 대한 파라메터를 변화시키면서 적당한 조건을 선정한 후, 농도의존성을 조사하였다.

2.2.1 측정조건 선정

NPV에는 펄스폭, 펄스간 거리, 펄스당 펄스높

이의 변화량등 3가지의 변화될 수 있는 인가전위 파형 파라미터가 있다. 펄스폭과 펄스간 거리는 파형측정을 결정하고, 펄스높이의 변화량은 측정 파형의 분해능에 영향을 미친다. 본 연구에서는 펄스높이의 변화량을 5mv로 고정하고 나머지 두 파라미터를 변화시켜 측정파형에 미치는 영향을 보았다.

펄스폭을 50msec, 100msec, 200msec로 변화시키며 측정하였으며 각 펄스폭에서 펄스간 거리는 250msec, 500msec, 1000msec, 2000msec로 변화시켰다.

펄스간 거리가 짧으면 저전위 영역에서 전위-전류곡선이 한계전류에서 벗어나 감소하는 것을 볼수 있으며, 이것은 working 전극 표면에 석출된 Gd가 완전히 재용해되지 않으므로 working 전극 부근에서 Gd이온 농도가 초기상태로 돌아가지 않고 조금씩 감소하기 때문이라고 생각된다. 펄스간 거리는 어느 정도 이상 주어야 측정파형이 일정하게 되며 펄스폭이 50msec~200msec인 범위에서는 펄스폭과 펄스간 거리의 비가 1:10 정도면 예민한 측정파형을 얻을 수가 있음을 알게 되었다.

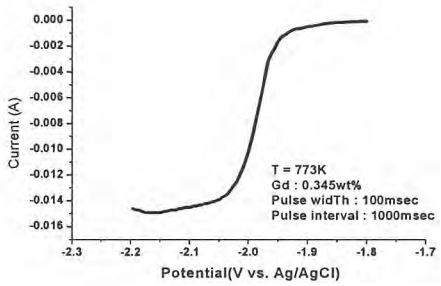


Fig. 2. Effect of Pulse width/Pulse interval ratio on the NPV.

2.2.2 NPV 측정파형의 농도의존성

LiCl-KCl 중의 Gd농도를 0.3wt%, 0.5wt%, 1wt%, 2wt% 3wt%로 단계적으로 증가시켜 NPV를 측정하였다. 측정 시 펄스폭은 100msec, 펄스간 거리는 1000msec로 하였다. Gd농도가 1wt%정도이하에서는 한계전류 값이 거의 농도에 비례하여 증가하는 것을 보였으나 그 이상의 농도에서는 비례관계에서 벗어나는 것을 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 NPV이용하여 전해제련 공정을 실시간으로 모니터링 할 수 있는지를 검토하기 위해 측정조건 선정과 희토류 원소 농도를 변화시켜 농도에 대한 측정파형을 확인하였다.

NPV을 측정하기 위해서 펄스폭은 100msec, 펄스간 거리는 펄스폭에 비해 10배 이상 되도록 하는 것이 예민한 측정파형을 얻을 수 있는 조건이었다. NPV에 의한 측정 파형은 1wt%보다 낮은 농도에서는 비례하는 것을 볼 수 있었으나. 그 이상의 농도에서는 비례하는 경향에는 벗어나는 것을 보였다.

이를 통해 낮은 농도에서는 NPV법을 이용하여 용융염 중의 원소농도를 측정하는 것이 가능할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] J.J. Roy et al., Thermodynamic properties of U, Np, Pu, and Am in molten LiCl-KCl eutectic and liquid cadmium, J. Electrochem. Soc. 143 (1996) 2487.

[2] S.P. Fusselman et al., Thermodynamic properties for rare earths and americium in pyropartitioning process solvents, J. Electrochem. Soc. 146 (1999) 2573.

[3] M Krumpelt et al., Thermodynamics of the cadmium-neptunium system: Solute-solvent interaction in liquid alloys, metall. Trans. 5 (1974) 65.

파이로 시설의 안전조치 활용을 위한 Process Monitoring 기술 개발

한보영, 송대용, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
byhan@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 시설은 고방사선 차폐를 위해 접근이 어려운 핫셀에서 모든 공정이 이루어지기 때문에 공정 통제/운영 정보를 확인하고 핵물질 흐름 정보를 실시간으로 모니터링 하는 Process Monitoring 기술이 요구되어지고 있다. 또한 최근 국제 동향은 안전조치 이행을 향상시킬 수 있는 방안 중에 하나로써 PM에 대한 관심이 높아지고 있다. 본 보고서에서는 현재 PM 기술의 정의와 기술 연구 현황 및 동향을 파악하고 KAERI의 시설 적용 사례 및 연구 현황을 서술한다.

2. 본론

2.1 Process Monitoring (PM) 개념

PM은 공정의 효과적인 운영 안정성 확보와 시설안전에 대한 효과 뿐만 아니라 안전조치 이행을 향상시키는 관점에서 공정 데이터(operation data)와 안전조치 데이터(accounting and C/S data)를 실시간 모니터링 분석하는 기술을 말한다 [1]. 따라서 PM은 공정 운영/통제 데이터를 효과적으로 활용하여 안전조치 모니터링 데이터와 통합하여 안전조치 검증 기능을 지원하므로 시설 공정의 투명성을 증진시키는 역할을 한다. 시설 공정의 투명성은 안전조치성 및 핵확산저항성 평가를 위한 중요한 인자로서 고려될 것이다. 또한 시설의 설계단계에서 PM 기술 적용이 고려되어야만 효과적, 효율적 이용이 가능하기 때문에 현재 강조되고 있는 "Safeguards-by-Design" 개념의 좋은 적용 대상이 된다. 그림 1은 현재 고려되고 있는 PM 활용 및 기대효과를 도식화 하였다.

2.2 Process Monitoring 연구 동향

PM 연구는 다양한 분야에서 진행되고 있다. 여기서 크게 파이로 공정에 적용 가능한 기술들을 언급한다.

2.2.1 Voltammetry Method [2][3]

전기화학적 반응을 이용하는 파이로 공정에서

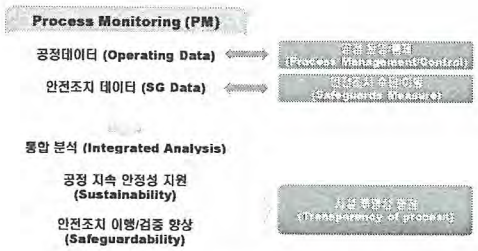


Fig. 1. PM 기술 개념과 활용 기대 효과.

연구되고 있는 기술로서 주요 핵물질의 전기전압에 반응 특성을 이용하여 용융염내 핵물질 농도를 예측하는 기술이다. KAERI는 미국 ANL과 함께 한미 공동연구를 통해 Cyclic Voltammetry와 Square Wave Voltammetry 방법을 진행 중에 있다.

2.2.2 감마스펙트럼 및 분광현상 모니터링 [4]

미국 PNNL에서는 습식재처리 시설에서 핵물질 계량관리를 돕기 위한 실시간 on-line NDA PM 기술로서 Multi-Isotope Process (MIP) Monitor와 UV-Vis, Near IR, Raman spectroscopy-based monitoring system을 제안하고 실증하였다. MIP 기술은 공정 물질 안에 포함된 많은 방사선 원소들의 감마 스펙트럼 분포를 측정하여 준 실시간으로 측정분포 다변수해석 (Multivariate analysis)을 이용한 공정물질 변화를 모니터링한다. 또한 분광현상 기술은 SF solution에 포함된 악티나이드 계열 원소들의 Raman 그리고 UV-Vis 분광현상을 측정하여 공정물질의 성분비를 비교 평가한다.

2.2.3 미국 NNSA[1] PM 프로젝트 [5]

미국 NGSI[2]는 PM 프로젝트 장기 목적은 새로운 시설에 PM 기술 적용을 위해 IAEA에서 독립적인 PM 장비를 선정할 수 있도록 기술 개발하는 것이다. 또한 PM은 핵물질 계량관리를 지원하는 역할을 강조하여 x-ray를 기반으로 하는

1) National Nuclear Security Administration
2) Next Generation Safeguards Initiative

FEMO[3]와 OSL[4] 농축 모니터 그리고 레이저 유도 분광 현상를 이용한 LIBS[5] 분석기술의 안전조치 활용을 연구 진행 중이며 장기 연구로써 14개 비파괴 분석 기술을 연구 개발하고 있으며 개발된 기술 가운데 PM 기술 활용 가능성도 병행 검토되고 있다.

2.3 파이로 시설을 위한 PM 기술 개발

PRIDE는 실증 규모(10톤/년)로 파이로 기술을 검증하기 위하여 구축하는 세계 최초의 파이로 일관공정 시험시설로써 파이로 공정의 단계적 scale-up 기술을 확보하기 위한 시설이다. 핵물질 이동 감시 및 공정을 모니터링하기 위하여 시설 내의 핵물질 주요 이동 경로 및 Ar cell 내에 카메라를 배치하고, 주요 공정장치에는 입력되는 전류와 전압과 같은 전기적인 신호와 온도 및 습도 등을 모니터링 할 수 있는 장치(센서)들을 배치하였다. (그림 2. 참조).

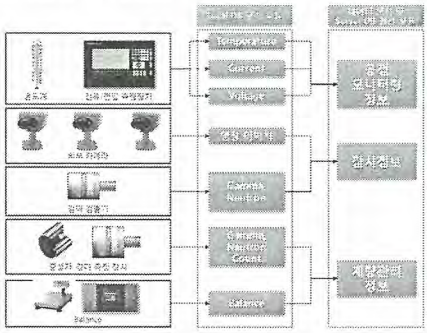


Fig. 2. PRIDE 통합 감시 모니터링.

2.4 파이로시설을 위한 PM 기술 개발

현재 파이로 안전조치에 활용 가능한 공정 모니터링에 대한 연구는 한미 공동 연구을 중심으로 공정 주요 변수를 측정하는 Voltammetry 방법과 공정물질 내 핵물질 성분비를 실시간 모니터링하는 LIBS 기술이 진행되고 있다. LIBS 기술은 플라즈마 분광 분석, 환경 시료 분석 등 다른 많은 분야에서 검증된 기술로서 파이로 시설 모니터링 기술 활용에 기대를 받고 있다. LIBS 기술의 장점은 시료제작에 많은 시간과 예산이 소요되지 않고 현장에서 실시간으로 분석이 가능하며, 핫셀과 같은 원격 환경에서도 장비 설치가 비교적 간단하며, 수 ppm 단위 측정 민감도를 예상하고 원소들 간의 비율 측정(예 Pu/Cm, U/Cm)에 효과적이라는 것이다. KAERI 안전조치 R&D 분야에서는 우라늄, 플루토늄 스펙트럼 측정 분석을 미국 LANL과 공동연구로 진행 중에 있으며, 추후 ACPF 시설 개조시 핫셀 내 LIBS 실험장치를 설치하여 사용후핵연료 및 전해환원 장치로부터 생성된 공정물질에 대한 측정 실험을 계획하고 있다. 다른 모니터링 기술로서 비파괴 분석 장치의 응용을 통한 중성자 모니터링 및 감마 모니터링(감마카메라)와 같은 분야도 연구 진행 중에 있다.

3) the advanced Flow and Enrichment Monitor
4) Optically Stimulated Luminescence enrichment monitor
5) Laser-Induced Breakdown Spectroscopy

3. 결론

파이로 공정시설에 대한 연구가 진행되는 가운데 시설의 투명성과 핵확산저항성을 높이기 위해 PM 기술에 대한 관심이 높아지고 있다. KAERI는 파이로 시설의 PM 기술 개발을 위해 공정 변수 모니터링 기술뿐 만 아니라 LIBS와 같은 기존 기술의 활용 그리고 새로운 기술 개발 등 많은 연구가 진행 중에 있다..

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] Use of Process Monitoring Data for the Enhancement of Nuclear Material Control and Accounting, J. C. Miles, J.E. Glancy, S. E. Donelson, NUREG/CR-1013.

[2] Progress Report: Actinide and Fission Product Monitoring", J. L. Willit, M. M. Tylka, and M. A. Williamson.

[3] Application of normal pulse voltammetry to on-line monitoring of actinide concentrations in molten salt electrolyte", JNM 297 (2001) 43-51, CRIEPI, JAERI.

[4] Advanced Process Monitoring Techniques for Safeguards Reprocessing Facilities", PNNL, IAEA-CN-184/119.

[5] Overview of Emerging Safeguards Technology: A U.S. Perspective", S. LaMontagne, IAEA-CN-184/197.

천정이동 양팔 서보조작기의 원격 분리성능 평가

유승남, 이종광, 이효직, 김성현, 박병석, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
snvu@kaeri.re.kr

1. 서론

방사선 환경인 핫셀에서의 원격 취급 기술과 관련하여 지금까지 다양한 조작기들이 개발되어 왔으며, 이와 관련한 원격기술은 방사선 작업자의 피폭을 감소시키고 작업의 신뢰성을 높일 수 있는 기술로 인식되고 있다.[1-2] 특히 노후 시설 해체, 사용후연료 및 방사성폐기물 관리, 원전 노심 유지보수 등 원자력 분야 뿐만 아니라 극한 환경 (해양, 우주, 국방 등) 다양한 분야에 크게 기여할 수 있는 기술로 인정받고 있으며, 특히 이와 관련한 핵심기술은 조작기의 원격 운전 및 유지보수라 할 수 있다.[3]

본 연구에서는 PRIDE (PyRoprocess Integrated Inactive DEmonstration) 셀 공간 내에서 다양한 공정장치의 운전 보조 및 유지 보수를 수행할 수 있는 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 원격 분리 실험을 통하여 원격유지보수성 측면에서의 시스템 성능을 검증하고자 한다.

2. 시스템 구성 및 성능 평가

2.1 시스템 개요

천정이동 양팔 서보조작기는 양팔 합계 총 14 자유도의 매니퓰레이터로서, 신축형 튜브를 통해 천정이동장치와 연결되어있다. (Fig. 1)

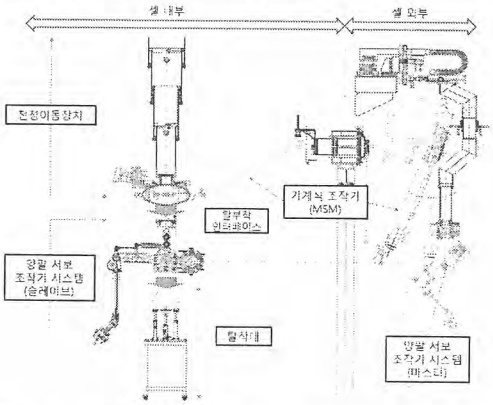


Fig. 1. Overview of Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators (BDSM) and MSM System.

양팔 서보조작기는 이러한 천정이동장치를 이용하여 PRIDE 내부 공간을 이동할 수 있으며, 목표 지점에 위치한 후에는 양팔 서보조작기의 자체 자유도를 활용하여 작업을 수행한다. 본 시스템의 조작은 PRIDE 셀 외부에 위치한 작업자에 의해 원격으로 이루어진다. 양팔 서보조작기는 계속적인 운전을 거치면서 정기/비정기적인 유지보수 상황이 발생하며, 이때 해당 시스템의 분리 및 교체 역시 원격으로 이루어지게 된다.

2.2 양팔 서보조작기의 원격 분리 실험을 위한 제반 사항 구성

본 연구에서 주목한 작업은 작업자가 원격으로 양팔 서보조작기를 천정이동장치로부터 분리하는 작업이다. 이를 위해서 아래의 사항들을 고려하였다.

2.2.1 원격 분리 작업을 위한 보조 시스템 구성

Fig. 2는 실제 PRIDE의 환경을 모사한 시스템 검증용 목업 내부에 설치된 양팔 서보조작기 및 탈착시스템을 도시하고 있다. 그림에서와 같이 기계식 원격조작기 (MSM), 유압잭 기반 탈착대, 인양장치를 기본 구성으로 한다.

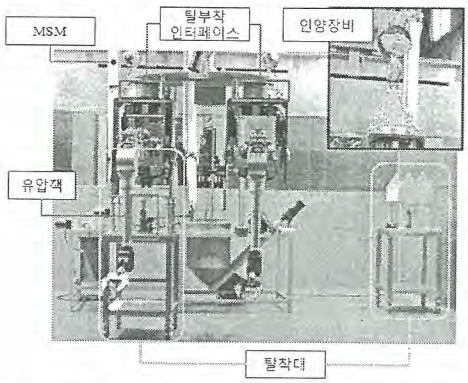


Fig. 2. Mock-up facility and developed tools for the manipulator disassembly.

2.2.2 원격 분리작업 시나리오 구성

전술한 기본 구성요소들을 기반으로 양팔 서보조작기의 원격 분리작업 시나리오를 Fig. 3과 같

이 구성하였다. MSM, 천정이동장치 및 인양기구는 개별적으로 복수의 작업자가 운용하거나, 한 명의 작업자가 각 장치를 순차적으로 조작할 수 있다.

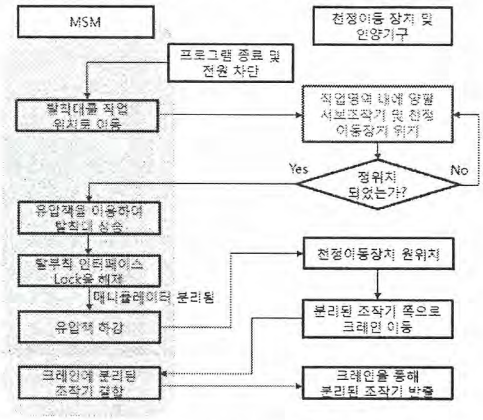


Fig. 3. Designed scenario for the manipulator disassembly based on the MSM and lifting tool.

2.3 원격 분리 실험

Fig. 4는 Fig. 3의 시나리오를 기반으로 시스템 검증용 목업 내부에서 수행된 양팔 서보조작기의 원격 교체작업을 도시하고 있으며, 작업 시나리오에 더하여 MSM 및 BDSM의 유기적인 협업이 요구됨을 실험을 통해 확인할 수 있었다.

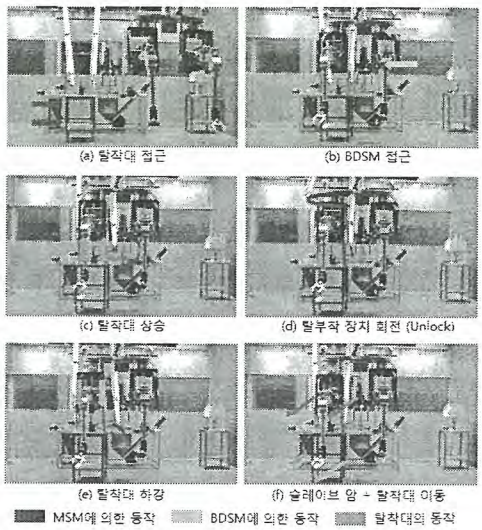


Fig. 4. Experiment of Manipulator Disassembly.

Fig. 5는 전술한 Fig. 4의 원격 분리 실험을 동일조건에서 수행한 3명의 작업자별 소요시간을 주요 작업 구간별로 도시하고 있다. 그림에서와 같이 유압 작키를 MSM으로 직접 상승시키는 '탈착대 상승'과 같은 작업에서의 기구적 개선이 필요함을 확인하였다.

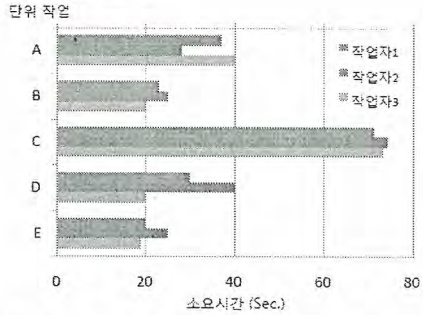


Fig. 5. Elapsed time for each task of manipulator disassembly performed by three subjects.
(A: MSM으로 탈착대 접근, B: BDSM 접근, C: 탈착대 상승, D: 탈부착 장치 회전, E: 탈착대 하강)

3. 결론

본 연구에는 PRIDE용 양팔 서보조작기의 교체작업을 재현함으로써 원격 분리작업 시나리오 및 작업 보조장비의 타당성을 검증하였다. 향후에는 다양한 작업자를 대상으로 동일 작업을 반복 수행하여 단위 작업에 대한 세부적인 난이도 평가를 수행하는 한편, 유지보수 장비 개선 등의 연구를 추가로 진행할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] Mark J. Rennich, Thomas W. Burgess, "Remote handling in the Spallation Neutron Source target facility", Robotics and Remote Systems Special Section of Nuclear News, 2006.

[2] Pete C. Pittman, Jeffrey E. Roybal, Russell E. Durrer, Derek J. Gordon, "Material Handling For the Los Alamos National Laboratory Nuclear Storage Facility", Robotics and Remote System 8th Int. Topical Meeting and exposition, 1999.

[3] 이한수, "파이로 건식 처리 공정 기술 개발", 원자력산업, 91-117, 2009.

사용후 PWR 핵연료 피복관에서 채취한 CRUD Flake분석

정양홍, 유병옥, 백승제, 안상복, 류우석
Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Ducjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Korea
nyhjung@kaeri.re.kr

1. 서론

가압 경수로에서 53,000 MWd/tU으로 연소된 사용후 핵연료 피복관 표면에서 채취한 CRUD Flake를 방사선 차폐형 성분분석기기(Shielded EPMA)를 사용하여 분석하였다. CRUD의 크기는 W/L/t ≒ 50/120/12㎛, Crud flake thickness는 ≒ 4~25㎛ 로 관찰되었다. 또한 Boiling chimney hole size as ≒ 4~6 ㎛로 뚜렷하게 관찰하였다. 이러한 결과는 원자력 선진국에서 CRUD와 관련된 시험결과에 상응하며, 또한 CRUD의 성분분포와 Image Mapping 시험도 수행하여 그 결과를 나타내었다.

2. 본론

국내 원자력 발전소의 주요기종인 가압경수로에서는 일차 냉각계통을 통한 부식생성물인 CRUD (Chalk River Unidentified Deposit)의 이동에 의해 노심에서 방사화 된 후 노외표면에 침적된 방사성 핵종인 CRUD는 원전종사자 방사선 피폭의 주요원인이 된다. 따라서 부식생성물에 의한 방사성 피폭을 감소시키기 위해 CRUD의 정체성을 확인하기 위한 다양한 시험들이 진행되고 있다.

원자력 발전소 현장에서 채취한 시편은 63개를 한국원자력연구원 조사재시험시설(KAERI, IMEF)로 이송하여 시험을 진행하였다. EPMA, SEM 시편의 준비는 HIROX에서 확인한 부위를 가위로 오려 접착성이 좋은 카본 테이프에 붙인 후 탄소 증착기로 증착하였다 HIROX로 확인한 결과 크러드 시편은 드문하게 존재하였으며, 그 덩어리 숫자가 워낙 적어 ICP-MS등의 시편으로 사용할 수 없었다. EPMA WDS과 SEM기기를 사용하여 5개의 크러드 덩어리를 분석하였다. 전반적으로 아연과 보론의 농도는 미미하여 x-ray map으로 관찰이 불가하였다.

그림 1, 2, 3에서 보이는 바와 같이 Boling Chimney hole이 나타난 부위는 1차 냉각재와 접촉되는 부위이며, 나머지 크러드의 보이는 부위는 피복관과 접촉부위로 판단된다. 냉각재와 접촉부위의 표면 형상은 냉각재에 용존하는 크러드 물질들이 석출형태로 침적된 형태를 보이고 있다. 석출성 성장은 아주 작은 알갱이들이 점점 커지는 형상이지, 처음부터 큰 덩어리로 침적된 것은 아니다. 다른 덩어리의 크러드를 피복관과 접촉했던 부위의 크러드로 판단되는 것은 표면이 피복관과 접촉한 상태처럼 평평하고, Boling Chimney hole이 선명하지 못하기 때문이다.

이 덩어리의 형상은 비교적 일정한 크기에 도달한 석출상들이 관찰된다. 이 덩어리의 WDS로 분석한 x-ray map을 보면, 덩어리의 상부가 하부보다 침적량이 많고, Fe는 비교적 균질한 분포를 보이나, O는 상부가 하부보다 높다. 피복관과 접촉한 덩어리의 중간에서 상부 방향으로 10 point WDS로 정량 분석한 결과를 표 1에 나타내었다. 각 분석 지점간의 거리는 5 ㎛이며, 정량 분석 배율은 10,000배였다.

각 지점당 weight %는 분석지점 6에서 Ni의 농도가 높았고, 분석지점 10에서 Fe, No, O의 조성이 높게 나타남을 보이고 있다. 분석지점 10이 높은 이유는 시료의 침적량이 높아서 분석결과 전체 평균 조성 60 wt%중에서 87 wt%에 이를 만큼 높게 나오기도 하였지만, 산소의 농도는 X-ray map에서 나타낸 바와 같이 상대적으로 높은 농도를 나타내고 있다.

표 1에서 전체 평균은 Fe/Ni/O = 18/24/54의 비율을 보내고 있다. 니켈이 상대적으로 높은 분석지점 6의 조성비는 Fe/Ni/O = 11/30/56을 나타내며, 산소의 농도가 가장 높은 분석지점 10에서는 Fe/Ni/O = 18/16/64를 보이고 있다. 이는 일반적으로 알려진 크러드의 대표 조성인 $NiFe_2O_4$의 조성비와는 많은 차이를 나타내며, 또한 부위별 조성비도 큰 차이를 보이고 있음을 알 수 있다.

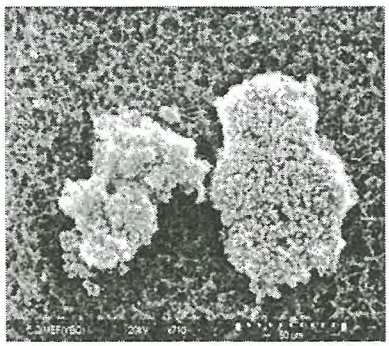


Fig. 1. CRUD Flake의 SEM.

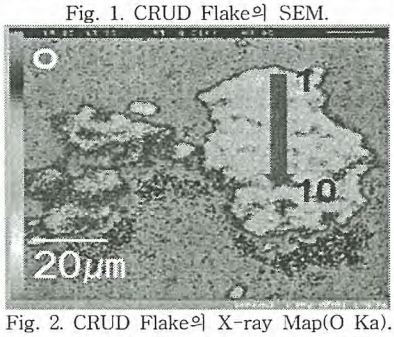


Fig. 2. CRUD Flake의 X-ray Map(O Ka).

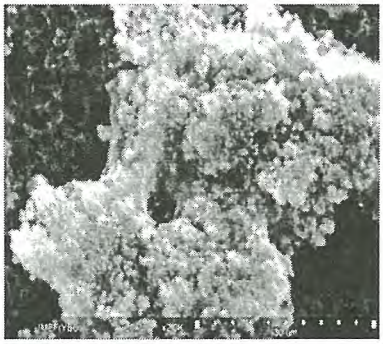


Fig. 3. sub-cooled nuclear boiling chimneys.

Table 1. CRUD를 10 Point 정량분석 결과(wt%).

	Fe	Ni	Cr	Zn	O	Total
1	14.61	28.633	2.152	0.928	12.511	58.843
2	17.60	22.726	1.832	0.724	10.244	53.129
3	15.95	19.63	2.036	0.651	9.489	47.76
4	24.06	26.498	2.196	0.882	15.353	68.994
5	17.66	29.384	2.148	1.008	12.048	62.252
6	12.42	32.734	1.764	0.773	16.836	64.532
7	14.93	17.281	1.825	0.812	11.631	46.485
8	13.02	16.608	1.536	0.809	17.537	49.51
9	17.38	20.262	2.104	0.566	23.745	64.062
10	27.57	26.89	3.091	0.746	28.535	86.833
Ave	17.52	24.064	2.0684	0.7899	15.792	60.24

3. 결론

CRUD flakes 두께는 4-25㎛로 확인되었다. Sub-cooled nucleate boiling chimneys의 직경은 4-6㎛로 확인되었으며, 이는 원자력 선진국에서 확인한 전형적은 CRUD형태의 크기와 일치한다. CRUD Flake를 ICP-AES, EPMA를 이용하여 화학 분석 결과 Fe/Ni/O의 비율은 18/24/54이었다. 전형적인 Fe/Ni의 비는 1.3.으로 알려져 있는 CRUD의 조성비와 일치함을 확인하였다. 니켈이 상대적으로 높은 지점의 조성비는 Fe/Ni/O = 11/30/56을 나타내며, 산소의 농도가 가장 높은 분석지점에서는 Fe/Ni/O = 18/16/64이었다.

4. 참고자료

[1] C. S. Olsen, "The performance of defected spent LWR fuel rods in inert and dry air storage atmospheres," Nuclear Engineering and Design, 89, 51 (1985).

[2] D. L. Porter, "Chemical gradients in Crud on BWR Reactor Fuel Elements," INL/CON-07.

[3] D. H. Lister, G. Venkateswaran, and N. Arbeau, "The kinetics of ^{60}Co uptake on and release from stainless steel with and without Zn addition under boiling water reactor conditions", Nuclear Technology, 140, 288 (2002).

Measurement of UV-VIS Spectra of Neptunium Ions in a LiCl-KCl Eutectic Melt at at 450℃

Young-Hwan Cho, Sang-Eun Bae, Yong-Joon Park, Myung-Ho Lee , Jong-Yun Kim, Kyuseok Song
Korea Atomic Energy Research Institute, Yuseong P.O Box 105, Daejeon, Rep. of Korea
yhcho@kaeri.re.kr

1. Introduction

Molten salt based electrochemical processes, so called pyroprocessing, have been proposed as a new technology for the development of advanced spent nuclear fuel cycle.

Neptunium is an anthropogenic transuranic element produced in the uranium nuclear fuel in the reactor. In the pyrochemical process of spent nuclear fuel, neptunium may exist as minor actinides together with Pu, Am, Cm, etc. and the Np(IV) and Np(III) ion may be present as dominant neptunium species in electrorefining and electrowinning steps. During the course of these electrochemical processes, information on the chemical behavior of neptunium ions is of great importance. The knowledge on the electronic states of neptunium ions in molten salt media is essential for understanding their optical, electrochemical properties.

The present study is focused on measuring UV-VIS spectra of neptunium ions in an effort to obtain a better understanding of their spectrochemical behavior in a LiCl-KCl eutectic melt in the context of pyroprocessing of spent nuclear fuel. Here, we report the UV-VIS spectra of Np(III) and Np(IV) ion species in a LiCl-KCl eutectic melt at 450℃

2. Experimental

All the experiments were carried out in the glove box system. The inert atmosphere was maintained by purging with purified Ar gas to avoid exposure to oxygen and water. The O_2 and H_2O level were maintained to be less than 1 ppm. The electrochemical/spectroscopic integrated measurement units interfaced with a glove box–furnace system was designed and set up for spectro and electrochemical measurements simultaneously in high temperature molten salt media. A quartz cell containing 4.5 g of LiCl-KCl eutectic mixture containing small amount (up to ~ 3 mg) of $NpCl_4$ was placed into electric furnace and heated to ~ 450℃. After the salt is completely melted, spectrum was recorded. The Np(III) species was prepared by the electrochemical reduction of Np(IV) ion. The experimental details of the spectro-electrochemical cell design and electrode system are presented in Figure 1 and described in our recent papers [1-2].

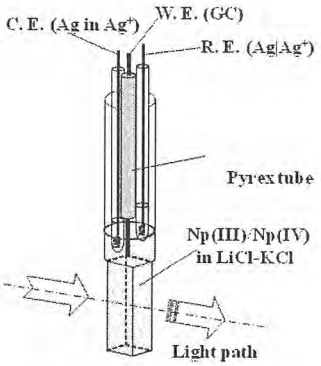


Fig. 1. Electrochemical cell and electrode system for spectroelectrochemical measurements.

3. Results

Figure 2 shows the electronic absorption spectra of Np(III) and Np(IV) species obtained in a LiCl-KCl at 450℃ It consists of main peaks in the

UV range at around ~300 nm which are mainly attributable to the inter-configurational $5f^{n} \rightarrow 5f^{n-1}6d^{1}$ transitions of Np(IV) and Np(III) ions with $5f^{3}$ and $5f^{4}$ electronic configurations, respectively. The spectral features agree well with that of recently reported in similar conditions [3].

The *5f-6d* transitions are easily distinguished from the intra-configurational *5f-5f*transitions because they are parity allowed and then give rise to very intense features in the UV-VIS absorption spectra. And the minor absorption peaks of Np(IV) and Np(III) ions due to *5f-5f* transitions were observed in the range of 400~ 900 nm with very low intensity compared with the main peaks in ~300 nm range.

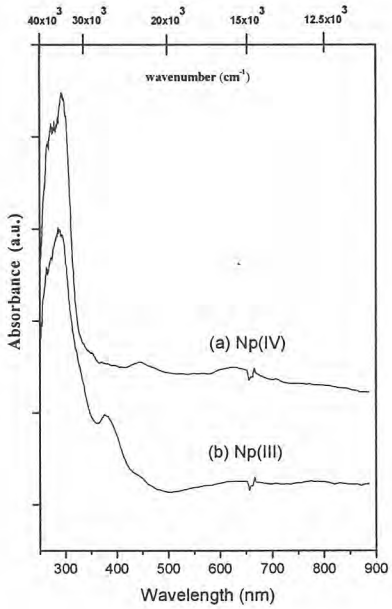


Fig. 2. Electronic absorption spectra of Np^{4+}(a) and Np^{3+}(b) ions in a LiCl-KCl eutectic melt at 450℃.

4. Conclusions

We have measured the electronic absorption spectra of the Np(III), Np(IV) ions in a LiCl-KCl eutectic melt at 450℃. For both of Np(III) and Np(IV) ions the *5f-6d*inter-configurational transitions were observed at around ~300 nm range. The *5f-5f* intra-configurational transitions occurred in a visible and longer wavelength ranges.

5. Acknowledgements

This study was supported by the Atomic Energy R&D Fund of the Korea Ministry of Education, Science and Technology.

6. References

[1] Y.H.Cho, T.J. Kim, S.E. Bae, Y.J. Park, H.J. Ahn, Kyuseok Song, Electron absorption spectra of U(III) ion in a LiCl-KCl eutectic melt at 450℃ Microchem. J. 96, 344,2010. and references therein.

[2] S.E. Bae, Y.H. Cho, Y. J. Park, H.J. Ahn, and K. Song, Oxidation state shift of uranium during U(III) synthesis with Cd(II) and Bi(III) in LiCl-KCl melt, Electrochem. Solid-State Lett., 13(10), F25, 2010.

[3] I. B. Polovov, V. Volkovich, J. M. Charnock, B. Kraij, R. G. Lewin, H. Kinoshita, I. May and C. A. Sharrad, Inorg. Chem. 47, 7474, 2008.

제2분과

핵연료주기 기술 (Poster)

빈 면

사용후핵연료 집합체 외면 연소도 분포 측정 연구

박세환, 엄성호, 오종명, 박준식, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 연소도 분포는 핵임계 안전성 평가 및 파이로 공정 안전조치 측면에서 중요성을 가진다. 사용후핵연료 저장이나 이동시 보다 조밀하게 사용후핵연료를 위치하여 경제성을 높이기 위해서는 축방향 연소도 분포에 대한 고려가 필요하다. 또한, 파이로 공정시 사용후핵연료 집합체에 포함된 플루토늄의 양을 보다 정확하게 계량하기 위해서는 연소도 분포를 측정할 필요가 있다. 본 연구에서는 사용후핵연료 집합체 전체의 평균 연소도 분포를 결정하기 위하여 감마 및 중성자 측정 검출기를 집합체 외부에 설치하고, 집합체 축방향으로 검출기를 이동하며 감마 분포를 측정하였다. 이를 이용하여 축방향 연소도 분포를 도출하고, 그 결과를 사용후핵연료 내부 연소도 분포 측정 결과 및 연료봉 감마 스캔 데이터, 노심추적계산을 통한 연소도 분포 결과와 비교하였다. 또한, 개발된 연소도 분포 측정 장치 기술을 이용하여 원자력 발전소 집합체를 대상으로 한 실험계획에 대하여 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 측정 장치 제작 및 설치

집합체 외부 측정 장치는 검출함, 검출함지지 장치, 검출함 이동 장치, 신호 수집 및 처리 장치로 구성된다. 검출함은 폭 236 mm, 높이 250 mm, 길이 543 mm의 직사각형 스테인레스 함으로, 검출함 내부에 감마 선량 측정을 위한 이온함, 중성자 측정을 위한 핵분열함, 감마선 스펙트럼 측정을 위한 CZT 검출기를 장착한다. 중성자 에너지에 따른 입사 중성자 수를 구분하여 측정하기 위하여 0.01 mm의 Gd 포일로 주변을 싼 핵분열함과 주변에 중성자 흡수 포일을 장착하지 않은 핵분열함을 장착하도록 설계하였다. 이온함은 납 슬릿 내에 위치하여 위치에 따른 감마선 선량 분포를 측정할 수 있도록 하였다. CZT 검출기 앞에는 길이 30 cm, 폭 1 mm의 납 콜리메이터와 길이 7 cm, 지름 1 mm 의 텅스텐 콜리메이터를 두어서 집합체로부터 발생하는 감마선 스펙트럼을 측정하도록 하였다. 검출함지지 장치는 실험이 이루어지는 한국원자력 조사후시험시설 사용후핵연료 저장수조(9402)에 검출함 지지가 가능하도록 설계/제작되었다. PLC (Program Logic Controller)를 이용하여 원하는 위치로 검출함의 이동이 가능하도록 하였다. 신호 수집 및 처리는 CZT 검출기와 핵분열함의 경우 검출기에서 발생하는 신호는 전치 증폭기, 파형 증폭기를 거쳐서 MCA (Multi Channel Analyzer)에서 저장되어 일정한 채널의 신호수를 검출기 위치에 따라 얻을 수 있도록 하였다. 이온함에서 발생하는 전류 신호는 증폭되어 선량으로 변환되고 역시 이를 검출함 위치에 따라 저장이 가능하도록 하였다.

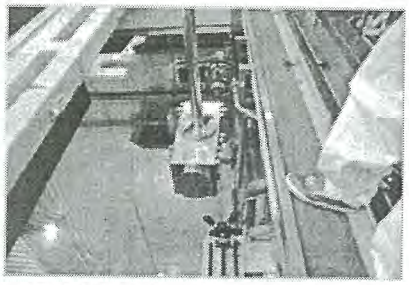


Fig. 1. 한국원자력연구원 조사후시험시설에 설치된 연소도 분포 측정 장치.

2.2 감마선 집합체 축방향 분포 측정

검출함을 집합체 축방향으로 이동시키면서 검출함 위치에 따른 감마 선량 변화를 측정하였다. 측정 집합체는 C-15, G-23 집합체에 대한 측정이 이루어졌다. 집합체와 검출함을 최대한 밀착시킨 상태에서 측정이 진행되었다. 그림 1은 G-23 집합체에 대한 집합체 4면의 감마 선량 분포를 나타낸다. 집합체 내의 봉에 따라 연소도가 다르며, 분석을 위하여 연료봉을 불균일하게 제거하여 각면의 선량 크기는 차이가 난다. 그러나, 선량 분포를 상대적으로 모양만을 비교한 경우 분포의 모양은 거의 일치함을 알 수 있었다.

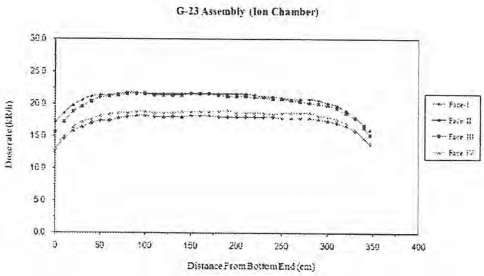


Fig. 2. 집합체 외부에서 측정한 감마 선량 분포.

2.3 연소도 분포 결과 비교

집합체 외부 감마선 선량 측정을 통하여 얻은 연소도 분포와 집합체 내부에 이온함을 삽입하여 얻은 연소도 분포, 노심 추적 계산을 통하여 얻은 연소도 분포 결과를 비교하였다. 집합체 외부 측정을 통하여 얻은 연소도 분포와 집합체 내부 측정을 통하여 얻은 연소도 분포 사이에는 5% 미만, 집합체 내부 감마 선량 측정을 통하여 얻은 연소도 분포와 집합체 외부 감마 선량 측정을 통하여 얻은 분포 차이에는 3% 미만의 차이를 보임을 확인할 수 있었다.

3. 결론

집합체 연소도 분포는 핵임계 안전성 평가 및 파이로 시설의 안전조치를 위한 플루토늄 계량 정밀도 향상을 위하여 정확하게 결정될 필요가 있다. 본 연구에서는 집합체 외부에서 연소도 분포를 측정하고, 그 결과를 이 외 방식으로 측정한 연소도 분포와 비교하였다. 이러한 연구 성과를 바탕으로 원자력 발전소에 있는 집합체를 대상으로 한 실험을 위한 장비를 설계 중이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력 연구 개발 사업 및 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제(과제번호 : 2009T100100650)의 일환으로 수행되었습니다. 또한 학술진흥재단 기초연구과제 지원 사업 일반 연구자 지원 사업에서 일부 연구자 지원 사업(MOEHRD, Basic Research Promotion Fund, KRF-2008-313-D01255)를 지원받아 진행되었다.

5. 참고문헌

[1] H. Toubon, C. Riffard, M. Batifol, S. Pelletier, Burn-up Credit Applications for UO_2 and MOX Fuel Assemblies in AREVA/COGEMA, International Conference on Nuclear Criticality Safety, 2003.

[2] International Atomic Energy Agency, Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems, IAEA-TECDOC-1013, 1997.

핵물질 안전조치용 감마카메라를 위한 CMOS Avalanche Photodiode 설계

김영수, 신희성, 이태훈, 안성규, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
vskim75@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정 시설 내의 핵물질을 탐지하고 감시하여 이의 분포 및 이동 경로를 파악하고 다양한 종류의 핵종을 구별하는 것은 안전조치성을 입증하는데 매우 중요한 작업이다. 이를 위해서는 핵종의 분포를 2차원적으로 나타낼 수 있어야 할 뿐만 아니라, 핵종의 강도 및 에너지를 판별할 수 있어야 한다. 현재 상업적으로 이용 가능한 도구로써 감마카메라가 있으며, 비디오카메라 및 감마선 분광 시스템이 일체화 되어 있어서 시설 내의 실제 영상에서 핵종의 위치를 파악할 수 있을 뿐만 아니라, 감마선의 에너지 및 강도를 분석할 수 있다. 이 중 감마카메라의 검출기 부분은 NaI(Tl) 섬광체와 광증배관 (Photom-ultiplier Tube, PMT)으로 구성되어 있다. 광증배관은 증폭률이 10^6 ~ 10^8 으로 매우 크나, 종류에 따라 수 백 볼트 이상의 전압을 필요로 하고, 크기가 크고 무거우며, 깨지기 쉽고, 전자기장에 민감하다. 최근 광증배관의 이러한 단점을 극복하고자 고체 형태의 광증배기가 개발되고 있다. SiPM (Silicon Pho-tomultiplier)이라고 불리는 이 검출기는 매우 콤팩트하고, 10^6 정도의 높은 증폭률을 가지며, 30V 이하의 전압을 사용하여 전력소모가 적고, 자동화된 공정을 이용해 제작하므로 가격이 저렴하다. 현재 상용화된 SiPM은 광센서에 최적화된 반도체 공정을 사용하여 제작되고 있으나, 상업적으로 이용 가능한 CMOS 공정을 이용할 경우, 필요에 따라서 신호처리 회로를 센서와 일체형으로 개발할 수 있는 장점이 있다. 본 연구에서는 SiPM을 구성하고 있는 Avalanche phot-odiode (APD)를 CMOS 공정을 이용하여 다양한 크기와 구조로 설계, 제작하여 기본적인 성능 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 설계 및 제작

AMS (Austriamicrosystems) 0.8 μm high voltage CMOS 공정을 이용하여 CMOS APD를 단일소자 형태로 설계, 제작하였다. 크기와 구조에 따라 성능을 비교 평가하기 위하여 수광부의 지름은 50 μm와 1000 μm, 구조는 Fig. 1과 Fig. 2와 같이 n+/p-substrate, p+/n-well/p-substrate (이하 p+/n)로 하였다. APD를 사각형의 형태로 설계하였을 경우, 꼭짓점에서 breakdown이 발생할 수 있으므로 원형의 구조를 선택하였으며, APD 내에서 avalanche가 일어나기 전에 premature break-down이 일어나는 현상을 방지하기위해 수광부의 모서리에 도핑 농도가 낮은 n-well과 p-well을 이용하여 edge guard ring을 형성하였다.

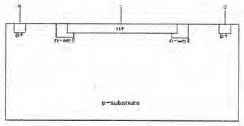


Fig. 1. Cross section of n+/p-substrate CMOS APDs.

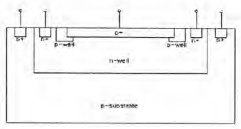


Fig. 2. Cross section of p+/n-well/p-substrate CMOS APDs.

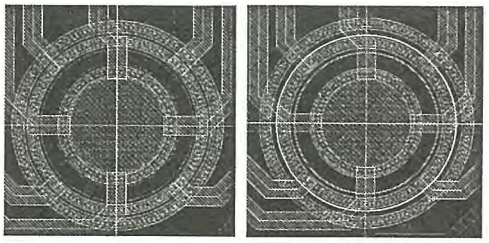


Fig. 3. Mask layout of CMOS APDs with 50 μm diameter and 10 μm width guard ring for n+/p (left) and p+/n (right) structures.

제작을 위하여 Cadence tool을 사용하고, 해당 공정에 해당하는 design rule을 준수하여 mask layout을 Fig. 3과 Fig. 4 (left)와 같이 하였으며, DRC (Design Rule Check)를 통하여 최종 점검하였다. Europractice의 MPW 프로그램을 통하여 샘플을 제작하였으며, 그 결과는 Fig. 4 (right)에서 보는 바와 같다.

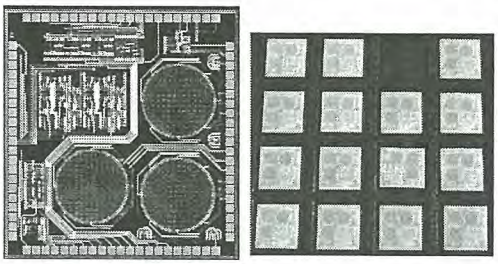


Fig. 4. Mask layout (left) and fabricated samples (right) of CMOS APDs.

2.2 측정 결과

제작된 CMOS APD의 성능을 평가하기 위하여 APD의 성능을 결정하는 주요 인자 중 하나인 dark current와 photocurrent gain을 측정하였다. Reverse bias voltage를 0 V에서 breakdown voltage까지 0.1 V의 간격으로 변화시키면서 picoammeter를 이용하여 dark current를 측정하였으며, monochromator에서 만들어진 550 nm wavelength의 빛을 APD에 조사하여 photocurrent를 측정한 뒤 식 (1)을 이용하여 gain을 추출하였다.

$$Gain = \frac{I_{ph} - I_d}{I_{ph0} - I_{d0}} \quad (1)$$

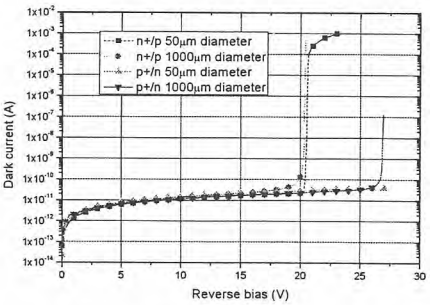


Fig. 5. Dark current for CMOs APDs with 50 μm, 1000 μm and n+/p, p+/n structures.

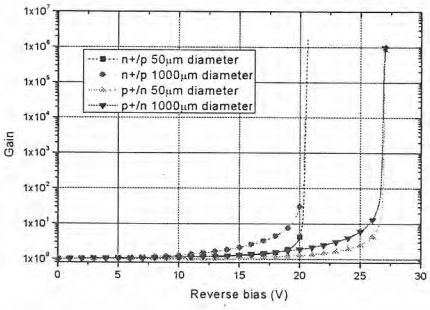


Fig. 6. Photocurrent gain for CMOS APDs with 50 μm, 1000 μm diameter and n+/p, p+/n structures when the light source with 550 nm wavelength is illuminated.

여기서, I_{ph}와 I_d는 reverse bias voltage에 대한 photocurrent와 dark current이며, I_{ph0}와 I_{d0}는 bias voltage가 인가되지 않았을 때의 photocurrent와 dark current이다.

3. 결론

Dark current를 측정한 결과, p+/n 구조와 비교하여 n+/p 구조에서, APD의 크기가 클수록 breakdown이 낮은 bias voltage에서 발생하였다. 또한 gain은 n+/p 구조와 수광부의 크기가 큰 APD에서 빠르게 증가하였다. 측정된 gain은 약 10^6으로 PMT를 대체할 수 있을 것으로 보인다. 이후 제작된 APD의 성능을 정확이 평가하기 위해서 photon이 입사되지 않은 상태에서의 계수율인 dark count rate과 입사된 photon의 수에 대한 측정된 photon 수의 비인 detection efficiency, quantum efficiency 등의 측정을 수행 할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] A. Rochas, et al., "Low-noise silicon avalanche photodiodes fabricated in conventional CMOS technologies," IEEE Trans. Electron Devices, vol. 49, no. 3, pp. 387-394, Mar. 2002.

[2] A. Biber, et al., "Avalanche photodiode image sensor in standard BiCMOS technology," Sens. Actuators A, Phys., vol. 90, pp. 82-88, 2001.

핵연료주기시설의 설계 요구조건 확립을 위한 스키마 구현

박희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 시설의 최상위 설계요건부터 요소기술 개발요건까지 일관성을 유지하고, 기술 추적성을 확보하기 위한 전략으로 요구사항 관리 방법론(Requirement Management/Engineering)을 이용하여 기술체계를 확립하고 있다. 파이로 시설 구축에 필요한 요구사항들을 체계적으로 관리하기 위해서는 시스템엔지니어링 기법을 사용하면 더욱 효과적인 결과를 얻을 수 있는데, 시스템엔지니어링을 수행하기 위해서는 첨단의 컴퓨터 기술을 사용하는 것이 필수적이다. 컴퓨터 도구를 사용하여 시스템엔지니어링을 수행할 때 가장 먼저 수행해야할 작업이 스키마(Schema)를 구축하는 것이다. 스키마란 시스템엔지니어링 프로세스를 적용하는데 필요한 모든 개체와 관련된 속성, 그리고 요소들간의 허용된 관계를 설정하는데 필요한 집합으로 정의된다[1]. 본 논문에서는 PRIDE 시설 구축에 필요한 요구조건들을 SEMP 개발 프로세스를 이용하여 파이로 시설에 적합한 새로운 스키마를 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 스키마 개요

시스템엔지니어링 도구는 모두가 ERA(Entity Relationship Attribute) 구조의 데이터로 구성된다. 시스템엔지니어링의 대표적인 ERA 구조를 그림 1에 나타내었다. 그림1에서 보는바와 같이 요구사항(Requirement), 기능(Function), 컴포넌트(Component)는 모두 Entity이며, 서로 간에 관계(traces to, allocated to)관계를 가지고 있다. 또한 오른쪽 그림과 같이 Requirement는 세부적인 속성을 도구에서 정의하여 해당 엘리먼트에 대한 상세한 내용을 기술할 수 있다. 각 엘리먼트간의 연관관계가 맺어지면 그림1의 우측하단과 같이 계층구조도가 작성될 수 있다. 이러한 ERA 구조에 사용될 엘리먼트, 관계, 속성은 기본적으로 각 사업이나 조직마다 다르게 정의되는 것이 일반적이다. 이렇게 각 사업이나 조직에 적합하도록 개발한 ERA구조를 스키마라 부른다.

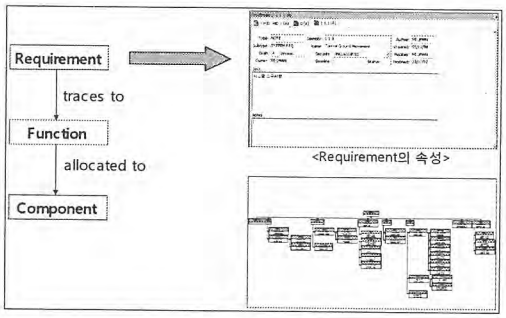


Fig. 1. ERA 구조 사례.

2.2 스키마 절차

대부분의 시스템엔지니어링 도구는 기본적인 스키마를 지원하지만 실제 프로젝트나 조직에서 그대로 사용하기에는 부적합한 측면이 있다. 이는 대부분 추가적인 엘리먼트나 속성 및 관계가 필요한 경우가 된다. 이렇게 추가적인 엘리먼트가 필요하게 되는 주요 이유는 수행해야 할 업무에 기인하게 된다. 따라서 스키마의 구축은 수행해야 할 업무의 정의로부터 시작하게 된다. 그림 2는 스키마 구축 절차와 도구에서 구현되는 내용과의 관계를 보여주고 있다.

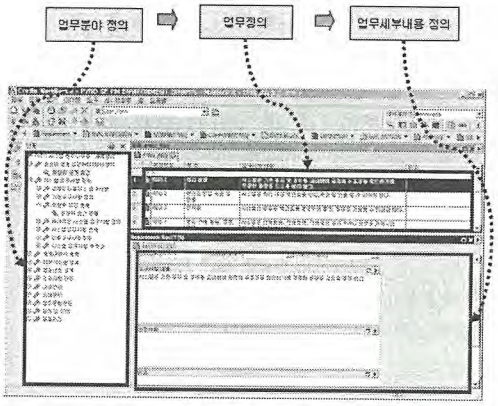


Fig. 2. 스키마 정의 내용과 프레임.

2.3 스키마 결과

파이로 업무 분야 정의와 업무 세부내용을 정의한 후 파이로 시스템엔지니어링의 전체 스키마를 그림 3에 나타내었다.

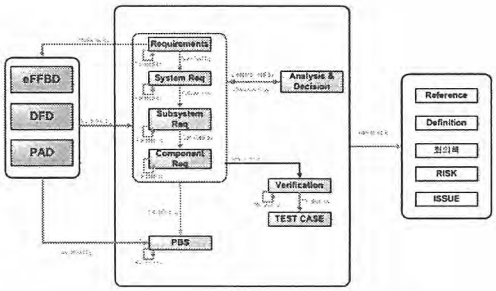


Fig. 3. 파이로 시스템엔지니어링 스키마.

스키마를 구성하고 있는 엘리먼트에 대한 설명은 다음과 같다.

- Requirement: 최상위 요구사항
  최상위 요구사항은 시스템 개발과 관련된 고객의 요구사항 또는 임무와 관련된 선언적인 요구사항이다.
- System Req: 시스템 요구사항
  최상위 요구사항에 대한 분석 및 결정을 통해 정의되는 요구사항으로서 최상위 요구사항이 자연어로(Natural Language) 기술되는 반면 시스템 요구사항은 기술적인(Technical) 언어로 기술된다.
- Sub System Req.: 하부시스템 요구사항
  유틸리티, 공정, 부대설비를 구성하는 요소를 말한다. 시스템 요구사항은 하부시스템 요구사항으로 분해된다.
- Analysis & Decision: 분석 및 의사결정
  상위 요구사항을 하위 요구사항으로 분해하기 위하여 수행된 노력을 말한다. 분석 및 의사결정은 기술추적성의 근간을 이룬다. 모든 요구사항은 분석 및 의사결정과 연결되어야 한다.

3. 결론

PRIDE 구축 업무를 기반으로 스키마를 정의하였다. 파이로 업무를 분석한 결과 정형화된 파이로 업무 프로세스가 존재하기 보다는 각 연구과제별로 보고서가 자율적으로 정의되어 있음을 확인할 수 있었다. 파이로 시스템엔지니어링의 전체 프레임을 대표할 수 있는 스키마를 도출하였다. 데이터들간의 논리적인 연관성을 기초로한 스키마는 파이로 기술 추적성을 보증하는 기술을 제공할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 유일상, 박영원, "대형 복합 시스템개발을 위한 효과적인 시스템공학 관리계획 개발 프로세스". Journal of the Society of Korea Industrial and Systems Engineering, Vol. 26, No. 4, pp. 82-90, December 2003.

모델 파이로시설에 대한 안전조치성 분석

안성규, 송대용, 한보영, 김영수, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 파이로 시설에 대한 안전조치 방안 개발을 지원하기 위한 IAEA 회원국지원프로그램을 통해서, 공학규모의 모델 시설(REPF)을 설정하고 이에 대한 안전조치 방안을 개발해 왔다[1]. 적용된 안전조치 방안을 평가하고 개선점 및 향후 연구 방향을 제안하기 위해서, INPRO와 GIF에서 개발해 온 핵확산저항성 평가방법을 활용하였으며, 그 결과를 바탕으로 파이로 시설의 안전조치성에 대한 분석을 수행하였다. 결과는 IAEA 회원국지원프로그램 보고서 및 학술대회를 통해 발표했으며[2], 본 연구에서는 이를 요약하여 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 모델 시설 설정 및 안전조치 방안

공학규모의 기준 파이로 시설(Reference Engineering-scale Pyroprocessing Facility: REPF)은 안전조치 방안 개발을 위해 가상으로 개발된 개념이다. 실제 동일 규모의 시설을 위해 KAERI에서 개발한 설계 개념, 자료 및 공정 특성 자료를 기반으로, 안전조치 분석을 위해 필요한 일부 사항은 임의로 가정하거나 단순화 시켰다. 시설 및 공정은 연간 10톤 규모의 사용후핵연료를 처리할 수 있으며, 최종 생성물은 U/TRU 잉곳, U 잉곳, 고체 및 염 폐기물이다. 동 시설의 배치설계를 포함해서 핵물질 흐름과 이동, 이를 위한 계량 방안 및 비파괴분석 측정 장치, 격납감시 방안을 설정했다. 계량관리를 위해서는 파괴분석 결과를 기본적으로 적용할 수 있으며, 준실시간 계량(NRTA) 정보 제공을 위해서 비파괴분석을 활용하며 이때 큐륨 비율 기법(큐륨 중성자를 측정해 플루토늄을 간접적으로 계량)을 활용한다.

2.2 핵확산저항성 분석

본 연구에서 분석을 위해 적용한 INPRO 핵확산저항성 평가방법론[3,4]은, 5개의 사용자요구조건(User Requirement: UR)을 통해 핵확산저항성을 평가하고 시스템 설계에 반영하도록 구성되어 있다. 이들 중 UR-2, UR-3가 대상 시스템의 핵물질, 기술 및 안전조치성에 관한 항목이다. 평가를 위해서 시설의 세분화, 전용 대상지점 및 대상물질 설정, 전용 경로 도출, 전용경로 검토, 대표 전용경로에 대한 핵확산저항성 인자 상세분석 순으로 수행하였다. 표 1은 전용대상 물질로서, 모델 파이로 시설에서 취급되는 핵물질 포함 공정물질과 특성을 보여준다. 각 전용 대상물질에 대한 전용 경로를 도출하여 개략적인 분석을 통해 가장 민감하고 매력적인 물질 및 경로로서, 공정 최종 생성물인 U/TRU 잉곳 3개의 전용 시나리오를 설정하고, 이에 대한 상세 분석을 INPRO 핵확산저항성 평가방법을 통해 수행하였다.

Table 1. Diversion Target Description.

Target ID	Target Description	Target Material Character
TM1	Spent Fuel Cask	Irradiated ^{235}UandTRU(oxide) 1 Cask = 12SFA = 8.4 SQ
TM2	Spent Fuel Assemblies	Irradiated ^{235}UandTRU(oxide) 1 FA = 0.688 SQ
TM3	Spent Fuel Rods	Irradiated ^{235}UandTRU(oxide) 1FA=236 rods, 1SQ=343 rods
TM4	Spent Fuel Rod-Cuts	Irradiated ^{235}U & TRU(oxide) 1 SQ = 900 kg-Rod-Cuts
TM5	SF Powder	Irradiated ^{235}U and TRU(oxide)
TM6	Reduced Metal	Irradiated ^{235}U & TRU(metal)
TM7	U/TRU metal	TRU metal (85% Pu) 1 Ingot(6kg)=0.4SQ
TM8	U metal	Irradiated ^{235}U
TM9	UCl_3	^{235}U in UCl_3
TM10	Waste	TRU metal (85% Pu)

2.3 안전조치성 분석

시설에 대한 안전조치 방안의 성능은 (1)핵물질 계량관리성(측정능력 및 불확도), (2)격납 감시수단 적용성, (3)시설 및 핵물질에의 접근성, (4)시설 설계 및 공정의 투명성, (5)계량 및 안전조치 관련 운전데이터 가용성, (6) 시설, 공정, 장비, 핵물질 모니터링 적용성, (7)데이터 정보의 원격수집성 등의 특성으로 정리할 수 있다[5]. 핵확산

저항성 분석결과 및 시설 설계에 대해서 상기 특성의 관점에서 안전조치성을 분석하고, 필요한 개선사항 및 연구 방향을 도출할 수 있다.

2.4 분석 결과

파이로 공정물질의 핵물질 특성 및 제조, 이동, 보관 관점에서, 계량의 불확도 및 측정의 용이성은 일반적인 수준보다 낮을 것으로 예측되나 대상 시설의 용량을 고려할 때 안전조치 목적 달성은 가능할 것으로 보인다. 이 때 비파괴분석을 이용한 계량방안을 위해 큐륨 비율이 일정하게 유지된다는 가정에 대한 검증이 필요하다. 고방사선 방출로 인한 자체보호(self-protection)나 방사선 감시수단에 의한 안전조치는 기존 사용후핵연료 처리 기술(시설)보다는 강점을 가진다.

고방사능 물질을 염을 이용해 화학공정하기 때문에 차폐 및 높은 기밀성 유지가 필요한 파이로 공정의 특성은 높은 격납 감시 적용성과 직결된다. 또한 원격 자동화 운전은 전용 행위를 극도로 어렵게 하고 탐지를 용이하게 하며, 운전 정보의 가용성 및 원격 수집 가능성을 보장할 수 있는 장점이 된다.

3. 결론

안전조치 관점에서 파이로 공정의 특성은 계량관리 적용을 어렵게 하는 단점으로 작용하기도 하지만, 강건한 격납수단을 제공하고 감시 장비의 적용을 용이하게 하는 한편, 핵물질로의 접근성을 낮춤으로서 안전조치 목적 달성에 장점으로 작용하기도 한다. 한 가지 주목해야할 사실은 안전조치의 목적은 핵물질의 전용을 적시에 탐지하고 이러한 탐지 위험으로 인해 전용을 방해하는 것이다. 핵물질을 측정 계량하는 행위는 이러한 안전조치 목적 달성을 위한 주요 수단일 뿐, 최종 목표가 아님을 상기할 필요가 있다.

기술한 파이로 공정 및 시설의 특성을 장점으로 적극 활용한다면 안전조치 목적을 효과적이고 효율적으로 달성할 수 있을 것으로 평가한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] H. S. Shin, et al., , "Progress of a Member State Support Program (MSSP) for the Development of a Safeguards Approach for a Pyroprocessing Facility," 51st INMM, July, 2010.

[2] S. K. Ahn, et al., "A Proliferation Resistance Analysis for a Reference Engineering Scale Pyroprocess Facility," 52nd INMM, July, 2011.

[3] IAEA, TECDOC-1575 Rev. 1, Nov. 2008.

[4] H. L. Chang, et al., "Update of the INPRO Methodology for Evaluating Proliferation Resistance," 51st INMM, July, 2010.

[5] E. Hass, "Implementation of IAEA Safeguards," BNL Workshop, 8-9 July, 2009.

Table 2. Characteristics of Safeguardability of the REPF.

Characteristic	Discussion	Feature
Accountability	+ MUF uncertainty of DA(small enough), NDA(1.6~3.2 kg) - Should be able to verify the Cm ratio	MUF uncertainty
C/S Applicability	+ Easily applicable of appropriateness of C/S on a acquisition pathway	Hot-cell operation C/S system design
Accessibility	+ Accessible during the transport and at the storage area - Difficult during operation in a hot-cell	Storage cell Hot-cell operation
Transparency	+ After DIV and operation starts, very high cost, long time with high risk of detection for modification + Willingness of the operator or the state	Hot-cell operation Automated process
Data Availability	+ NRTA system data is available for inspection + Operational data is available.	NRTA
Monitoring Applicability	+ High applicability of radiation & process monitoring - Quantitative monitoring of in-process monitoring	High n, l emission Remote operation
Remote Acq. Possibility	+ The collected information can be directly transferred to the safeguards verification authority	NRTA & C/S data

데이터마이닝을 이용한 파이로프로세스 데이터 정량화 분석

김성용, 박희성, 최영, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
svkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정인 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 파이로 일괄공정 연구시설인 PRIDE (Pyroprocess Integrated DEmonstration) 시설이 있다. 이를 구축하기 위한 일정관리 작업에는 SE (System Engineering)가 적용되는데 여러 단계의 세부공정 영역이 있고, 각 공정들은 다른 공정과 밀접한 관련이 있다. 사용자는 이 일정관리를 통해 공정사항을 파악하기에 관리 시스템 구축의 향상은 곧 공정관리 작업 능률 향상과 연결된다.

현재 파이로 공정관리와 관련하여 각 단계의 요구사항을 통합 관리하는 시스템 엔지니어링 환경(SPIRE)을 구축 하고 있다. SPIRE는 통합 데이터베이스 환경에서 사업관리자, 설계담당자, 시험담당자, 기타 이해관계자가 시스템 규격서, 시험 검증 계획서, 기타 필요 문서를 입력 및 조회할 수 있도록 함으로써 프로젝트를 관리한다. 스키마를 정의하고 해당 내용을 어떻게 사용자에게 보여줄 것인지에 대한 쿼리를 정의하는 내용은 해당 도구를 활용함에 있어 중요한 사안이다. 지금까지는 이러한 일정관리의 항목 배치를 사용자 정의를 통해 해왔으나, 각 담당자의 정의와 관리자의 정의 등을 취합하는 과정에서 많은 회의 및 차후 수정의 필요성이 있어 왔다.

본 연구에서는 이런 문제점을 최소화 하기 위해 데이터마이닝의 연관 분석 기법을 사용하여 접근하였다. 이를 통해 사용자는 항목들을 관리함에 있어서 데이터들이 가지고 있는 특징을 미리 파악함으로써 구축을 위한 근거를 확보함과 동시에 사람이 발견하지 못했던 패턴을 찾아냄으로써 해당 특성을 검토하여 활용할 기회를 제공받을 수 있게 된다.

2. 본론

2.1 통합 데이터베이스 환경의 특징

현재 진행 중에 있는 SPIRE는 각 공정단계의 요구사항을 관리함에 있어 해당 일정 상태는 물론 선행 항목들도 표현해 준다. 이를 통해 사용자가 특정 공정에서 문제되는 사항은 해당 툴에서 지원하는 통합 데이터베이스에 저장된 정보와 링크된 문서를 통해 파악할 수 있게 되며, 변경 이력을 통해 수정된 내역까지 공유하기 때문에 담당자들과 일일이 연락하지 않고 파악할 수 있는 편의를 제공해준다. Fig.1은 파이로 시스템 엔지니어링 도구인 SPIRE에서 파이로 공정에 대한 정보를 저장하는 부분이다.

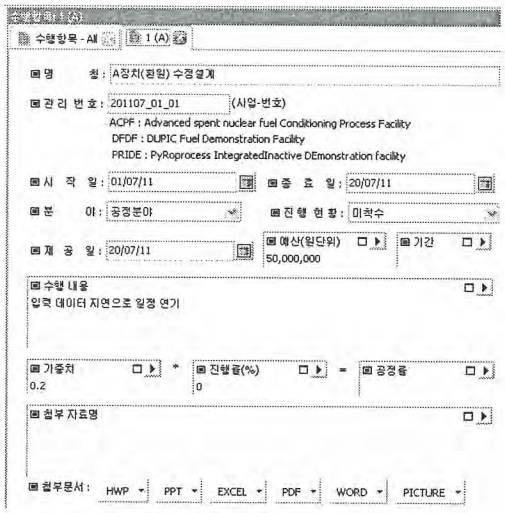


Fig. 1. Data set.

2.2 연관규칙과 순차패턴 분석 적용의 필요성

파이로 데이터를 효과적으로 사용하기 위해선 가능한 자세하게 정보를 저장함과 동시에, 필요할 때 해당 정보만을 모아 사용자가 파악하는데 시간절약 및 이해도를 높이기 위해 맞춤 형식으로 제공하는 쿼리(Query)를 만드는 전략이 필요하다. Fig.2는 쿼리 실행 시 해당되는 정보들이 표시되는 것을 보여주고 있다.

지금까지는 개발자가 자체적으로 정의하고, 이를 실 사용하는 담당자들과 협의하는 방식을 반복하는 접근방식을 사용해왔다. 하지만 이는 시간

과 비용의 소모가 크고, 개개인의 견해를 바탕으로 하기에 후에 수정에 들어가는 비중도 커질 수 있다. 본 연구에서는 이러한 낭비를 줄이고 좀 더 효율적인 쿼리를 제공하기 위해 초기 쿼리 작성 시 데이터를 기반으로 나온 항목간의 연관성을 바탕[1]으로 할 것을 제안한다.

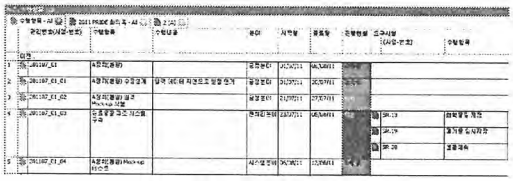


Fig. 2. Result of Query.

3. 결론

본 연구에서는 시스템 엔지니어링 도구를 도입함에 있어 쿼리 개발 및 유지보수 비용과 시간을 감소시키고 쿼리 구성에 대한 근거를 부여하기 위해 데이터마이닝 적용을 제안하였다. 실제 효율성을 정량화 하기 위해 추후 각 데이터의 정의에 대한 추가적인 연구가 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Introduction to Data Mining, Pang-Ning Tan, Michael Steinbach, Vipin Kumar, Pearson Education; ISBN 0-321-42052-7, pp 327-486.

Methodologies to determine the Pu content of spent fuel assemblies for input nuclear material accountancy of pyroprocessing

Tae-Hoon Lee, Tae-Je Kwon*, Hee-Sung Shin, Young-Soo Kim, and Ho-Dong Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon 305-353, South Korea
*KEPCO Nuclear Fuel, 1047 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, 305-353, South Korea
typhoon@kaeri.re.kr

1. Introduction

A member state support program (MSSP) for the development of the IAEA safeguards approach for an engineering-scale pyroprocessing facility, which is designated as the Reference Engineering-scale Pyroprocessing Facility (REPF), has been carried out by Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) since 2008 [1]. The nuclear material accountancy of the REPF is based on the "Cm balance" technique. The Pu content of processing materials of pyroprocessing can be determined by measuring the Cm mass of the materials and multiplying it by the Cm ratio. The spent fuel assembly is de-cladded, and the irradiated UO2 material of the assembly is homogeneously mixed in the homogenization process in order to obtain a representative sample of the spent fuel assembly for determining the mass of Pu, U and Cm elements, as well as the Cm ratio of the campaign. The shipper-receiver difference (SRD) between the nuclear power plant and HPC of REPF is determined at this point. We found that the error for the Pu mass and Cm ratio determined from the homogenized uranium oxide powder is the most critical for the determination of the material unaccounted for (MUF) throughout the whole processes. This paper presents two approaches to determine the Pu mass of spent fuel assemblies using non-destructive assay and burnup simulation code.

2. Methods

2.1 True amounts of elements of a spent fuel assembly

The true amounts of all the isotopes and gamma/neutron emission from a spent fuel assembly are the total amounts of each isotope in all the fuel rods, fully reflecting the axially-varying burnup along the fuel rods, and the resulting axial variability of the amount of each element.

2.2 Average burnup method

The average burnup method calculates all of the isotopes at the average burnup of a spent fuel assembly, rather than calculating the "true" average isotopes with the same average burnup. This section summarizes the plutonium mass "errors" for all 225 cases of average burnup, initial enrichment, and cooling time, and illustrates the individual isotopic comparisons and resulting plutonium mass errors for one reference case. Fig. 1 shows the errors in the Pu mass determined by the average burnup simulation for many different cases of spent fuel assemblies. The error in the Pu mass ranges from 0.94% to 2.33% for a total of 225 different spent fuel assemblies of various BU, IE, and CT.

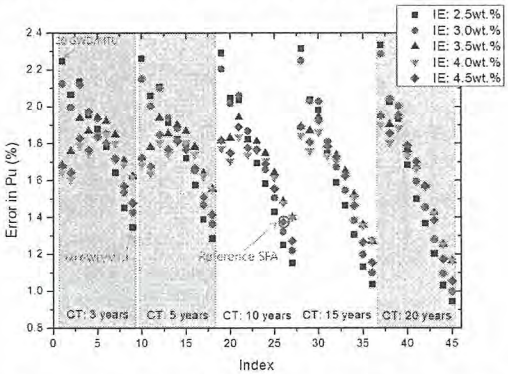


Fig. 1. Errors in the Pu mass determined by the average burnup simulation for many different cases of spent fuel assemblies.

2.3 Neutron emission vs. Pu method

The measured rate of neutron emissions (principally from ^{244}Cm) per initial MtU can be

used to calculate the plutonium mass in grams per initial MtU [2]. The basic relationship between neutron emission rate and plutonium mass is given by

$$M_{Pu} = \alpha N^{\beta} \quad (1)$$

where M_{Pu} is the Pu mass of the spent fuel assembly, and N is the total neutron emission rate of the assembly. The coefficients, α and β, are obtained by fitting the curve shown in Fig. 2. We can see that the curve, which was fitted with one fixed β coefficient for all 225 cases, does not fit well for many cases such as 3.5-wt.% and 4.0-wt.% IE. Anyway, if the coefficient β is fixed to a single value for all cases, which is 0.1018, the coefficient α is a function of IE and CT as given by

$$\alpha = \alpha + (\alpha_1 + \alpha_2 CT)IE \quad (2)$$

where α_0, α_1, and α_2 are coefficients obtained from the curve fitting with the fixed β. The values of these coefficients are 1143.83, -11.73, and -0.059, respectively. Fig. 3 shows the error in the Pu mass between the true values and calculated values obtained by using the fitting equation for all 225 spent fuel cases of different BU, IE, and CT. Their error in the Pu mass ranges from -4.67% to 7.99% for all cases.

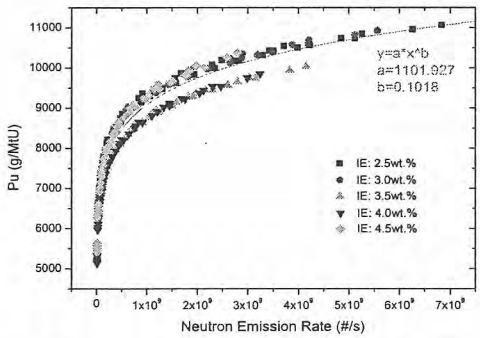


Fig. 2. Pu mass vs. neutron emission curve for 225 cases of different BU, IE, and CT of spent fuel assemblies.

3. Conclusions

This study shows two different non-destructive approaches to determine the Pu mass of spent fuel assemblies, and the analysis results on the errors in their Pu mass. For both methods, the Cm mass of the assembly is obtained based on the neutron measurement results. The Cm ratio of the assembly is determined from the Cm mass and the Pu mass obtained by using either of the two methods. In a comparison of two methods, the second method is simpler than the first and may not need a homogeneously-mixed sample of the spent fuel assembly. On the other hand, the second approach shows larger error in the estimated Pu mass than the first one for many different spent fuel cases of various burnup, initial enrichment, and cooling times.

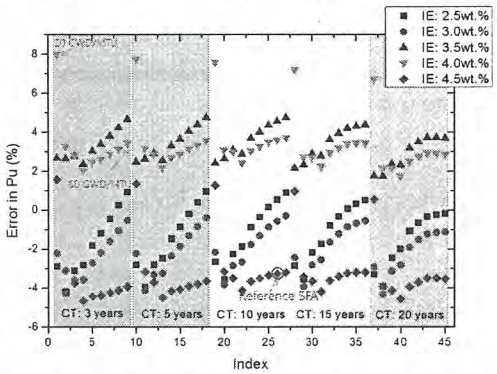


Fig. 3. Error in Pu between true and calculated values from the fitting equation for all 225 spent fuel cases of different BU, IE, and CT.

4. Acknowledgements

This work was supported by the nuclear research and development program sponsored by the Ministry of Education, Science and Technology of the Korea.

5. References

[1] The IAEA Member State Support Program by ROK, "Support for Development of a Safeguards Approach for a Pyroprocessing Plant," Task No. C 176.

[2] Alain Lebrun, Gilles Bignan, Herve Recroix, and Bernard Mitterrand, "On-line spent fuels plutonium evaluation for safeguards at the head-end of a large scale reprocessing plant using nondestructive assay," Annual Meeting of INMM (1998).

DANESS 코드를 이용한 고온가스로-고속로 시나리오 예비 분석

정창준, 조창근, 노재만
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cijeong@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 초우라늄 원소의 감소를 위하여 심층연소 초고온 가스로 주기가 연구되고 있다 [1]. 그러나, 심층연소 초고온 가스로 주기에서는 사용후 핵연료를 재사용하지 않고 처분하는 개념이다. 따라서, 심층 연소 사용후 핵연료에는 상당량의 초우라늄 원소가 남아있어 추가적인 연소가 필요하며, 이를 위해 고속로를 연계시키는 방안이 연구되고 있다 [2]. 본 연구에서는 핵연료주기 동적 해석 코드인 DANESS [3] 코드를 이용하여 고온가스로-고속로 연계 핵연료주기 해석을 수행하여, 직접처분 주기와 고온 가스로-고속로 연계 주기에 대해 물질 흐름을 비교 분석하였다.

2. 핵연료주기 분석

2.1 직접 처분 주기

직접처분 주기에 대한 물질 흐름을 분석 하였다. 먼저 국내 원자력 수요를 국가 에너지 기본계획에 [4] 따라 2030년까지 27.3 GWe으로 증가하고 2100년도에 원자력 용량이 약 70 GWe이 되도록 가정 하였다. 이러한 원자력 요구량을 만족시키기 위해서는 그림 1과 같이 원자로가 도입되어야 할 것으로 예측된다. 이에 따르면, CANDU 원자로는 2040년경 운전이 정지되고, 기존 경수로는 2070년경 모두 운전 정지되며, 이후 APR-1400 원자로만 운전된다.

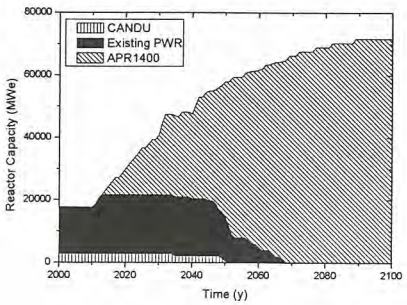


Fig. 1. Nuclear Reactor Capacity.

그림 1의 원자로 도입 용량에 따라 발생되는 경수로 사용후 핵연료는 2100년도에 약 98100 t이 될 것으로 예측되며, 중수로 사용후 핵연료는 2050년 이후 약 18500 t으로 유지되어 2100년도에 총 사용후 핵연료는 약 116600 t이 될 것으로 예측된다.

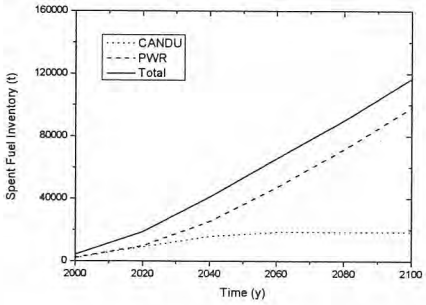


Fig. 2. Spent Fuel Inventory from Each Reactor.

2.2 고온 가스로-고속로 주기

고온 가스로 및 고속로는 TRU 재고량이 최소화 되도록 도입 용량을 조정하였다. 본 연구에서는 고온 가스로는 2030년도에 도입되고 고속로는 2040년부터 도입되는 것으로 가정하였다. 그림 3에 나타난 바와 같이 고온 가스로는 2070년까지 증가하고 그 후 거의 일정하게 유지된다. 한편, 고속로 용량은 계속 증가하여 2100년도에는 16000 MW가 된다.

상기와 같이 원자로가 운전될 경우 천연 우라늄 사용량은 2100년도에 비순환 주기에 비해 약 23% 감소하는 것으로 나타났다. 또한, 핵연료 농축량은 24% 감소하며, 우라늄 핵연료 제조량은 22% 감소하는 것으로 예측되었다. 이는 농축 과정이 필요하지 않은 핵연료를 사용하는 가스로 및 고속로의 도입에 따른 것이다. 한편, 가스로 및 고속로 핵연료 제조량은 2100년도에 각각 860 t 및 4130 t이 될 것으로 예측되었다.

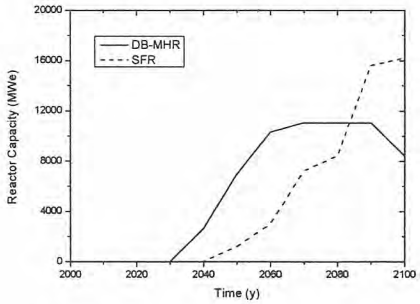


Fig. 3. MHR and SFR Deployed Capacity.

후행 핵주기 인자로서 사용후 핵연료 누적량은 그림 4에 나타난 바와 같이 직접 처분 주기에 비해 약 80% 감소하는 것으로 나타났다. 이는 거의 모든 경수로 사용후 핵연료가 가스로 연료로 사용되기 위해 재처리 되고 가스로 및 고속로 핵연료도 재순환을 위해 재처리 되기 때문이다.

경수로 핵연료 누적 재처리량은 계속 증가하여 2100년도에 74000 t이 된다. 한편, 고온 가스로 및 고속로 사용후 핵연료 재처리량은 2100년도에 각각 130 t 및 1300 t이 된다.

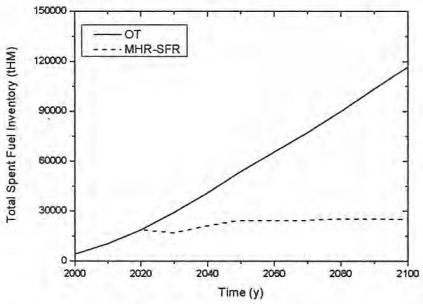


Fig. 4. Spent Fuel Inventory in MHR and Fast Reactor Cycle.

Plutonium 재고량은 재처리되기 전 2030년까지는 비순환 주기와 동일하지만, 재처리가 시작된 후 매우 천천히 증가하여 2100년도에 450t 이 된다. 이는 비순환 주기에 비해 약 61% 감소한 값이다. 한편,MA 재고량은 거의 변화가 없는데 이는 MA가 고온 가스로에서는 연소되지 않고 고속로에서도 소량만 연소되기 때문이다. TRU 재고량은 2100년도에 590t 으로서 비순환 주기에 비해 약 53% 감소하는 것으로 나타났다.

3. 결론

DANESS 코드를 사용하여 고온 가스로-고속로 주기를 분석하였다. 분석 결과 고온 가스로-고속로 주기는 사용후 핵연료 및 TRU 재고량을 효과적으로 감소시킬 수 있는 것으로 나타났다. 한편, 고온 가스로-고속로 연계 도입이 고온 가스로 또는 고속로의 단독 도입보다 효과적일 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] A. Baxter, C. Rodriguez, and F. Venneri, "The Application of Gas-Cooled Reactor Technologies to the Transmutation of Nuclear Waste," Progress in Nuclear Energy, 38,p.81, 2001.

[2] S. G. Hong, Y. Kim, and F. Venneri, "Neutronic Characterization of Sodium-cooled Fast Reactor in an MHR-SFR Synergy for TRU Transmutation," ICAAP 2007, Nice, France, 2007.

[3] L. V. D. Durpel et al., "DANESS- Dynamic Analysis of Nuclear Energy System Strategies," Global 2003, New Orleans, November 16-20, 2003.

[4] 지식경제부, 국가 에너지 기본 계획, 2008.

핵연료주기 해석 전산 코드 특성 분석

정창준
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cjjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료주기 또는 시나리오 해석을 위해 사용되는 핵주기 해석 코드는 에너지 수급, 원자로 도입 시나리오, 물질 흐름, 사용후 핵연료 환경 영향 등의 모형을 포함한다. 국내에서는 독자적으로 개발된 핵연료 주기 해석 코드가 없고 현재 미국에서 개발된 DANESS [1] 코드를 도입하여 사용하고 있다. 그러나, 이 코드는 정확도 측면에서 다른 전산 코드와 비교하여 다소 불리한 특성을 나타내고 있다. 따라서, 본 연구에서는 몇 가지 다른 핵연료주기 해석 코드들의 특성을 분석하여 향후 국내에서 핵연료주기 해석 코드를 개발할 경우 이에 기초 자료로 활용하고자 한다.

2. 핵연료주기 전산 코드 특성분석

핵연료주기 코드는 먼저, IAEA INPRO-GAINS (Global Architecture of Innovative Nuclear Systems based on Thermal and Fast Reactors including Closed Fuel Cycle) 기술 회의에서 다루었던 코드 중 DANESS, NFCSS [2], FAMILY [3] 등을 선정하고 그 결과를 요약하여 정리하였다.

본 연구에서는 INPRO-GAINS에서 제시되었던 BAU (Business As Usual) 경우에 대해 분석을 수행하였다. BAU 시나리오는 비순환 주기로서 경수로, 중수로로 시스템이 구성된다. 먼저, 원자력 증가량은 세 코드가 동일한 결과를 보여준다. 연간 및 누적 천연 우라늄 소요량은 그림 2 및 3에 나타내었다. NFCSS 및 FAMILY 코드는 거의 동일한 값을 보여주지만, DANESS 코드는 약간 다른 결과를 보여주고 있다.

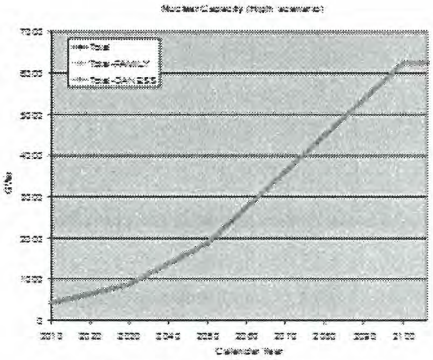


Fig. 1. Nuclear Demand.

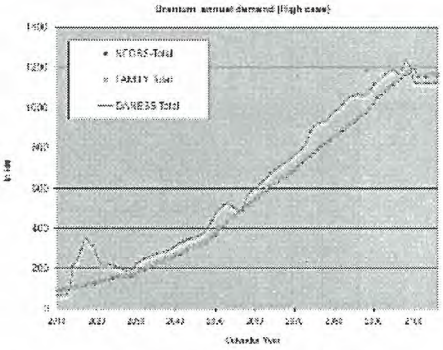


Fig. 2. Annual Uranium Consumption.

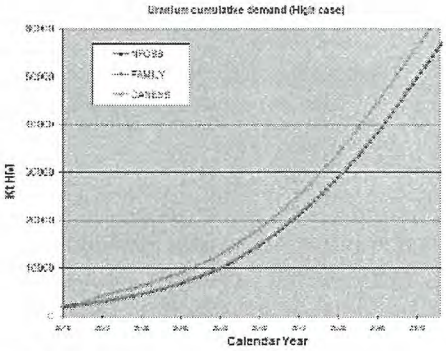


Fig. 3. Cumulative Uranium Consumption.

우라늄 separative work에 대한 결과는 그림 3

이 보여주고 있다. NFCSS 및 FAMILY 코드는 유사한 결과를 보여주지만, DANESS 코드는 이들보다 약간 높은 값을 보여준다.

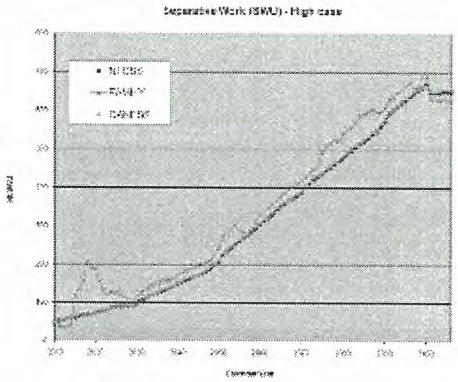


Fig. 4. Annual Separative Work.

그림 5는 장기 저장 사용후 핵연료 재고량을 나타내고 있다. NFCSS 와 DANESS 코드는 유사한 값을 보인다. 그러나, FAMILY 코드는 약간 낮은 값을 보이고 있다.

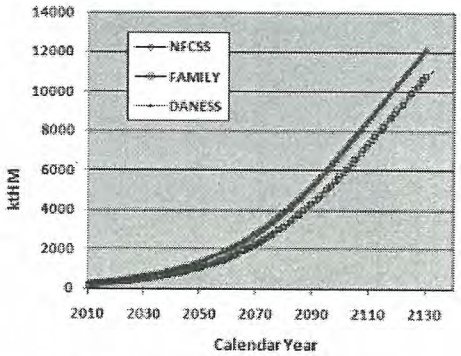


Fig. 5. Long-Term Stored Spent Fuel.

3. 결론

핵연료주기 해석에 사용된 전산 코드들의 특성을 IAEA 결과를 바탕으로 비교/분석하였다. IAEA에서 개발되어 사용 중인 NFCSS 코드는 물질 흐름면에서 정확한 결과를 보이고 있으며, FAMILY 코드도 유사한 결과를 보인다, 그러나, DANESS 코드는 약간 다른 결과를 보여 국내에서 이 코드를 계속 사용할 경우 향후 이에 대한 보완이 필요할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] L. V. D. Durpel et al., "DANESS-Dynamic Analysis of Nuclear Energy System Strategies," Global 2003, New Orleans, November 16-20, 2003.

[2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA), IAEA-TECDOC-1535, Vienna, 2007.

[3] A. Othaki et al:., "Function Enhancement of Nuclear Fuel Cycle Dynamics Analysis Code: FAMILY-21", 2010 AESJ Autumn Meeting, Hokkaido, August 15 -17, 2010.

A Study on Data Base for the Pyroprocessing Material Flow and MUF Uncertainty Simulation

Yos Panagaman Sitompul, Hee-Sung Shin, Bo-Young Han, and Ho-Dong Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Republic of Korea
yossitompul@kaeri.re.kr

1. Introduction

A simulation program called PYMUS (PYroprocess Material flow and MUF Uncertainty Simulation) has been developed to study the pyroprocessing material flow and MUF (Material Unaccounted For) uncertainty [1, 2]. In the program, there is a data base system that controls the data processing in the simulation. The data base system consists of input data base, data processing, and output data base. The data base system has been designed in such a way to be efficient. One example is using the OLE DB and MySQL. The data base system is explained in detail in this paper. The result shows that the data base system works well in the simulation.

2. Methods and Results

In this section, the data base system in PYMUS is explained. It includes the explanation of application program interface, input data base, data processing, and output data base.

2.1 Application Program Interface

PYMUS has been developed by using visual C++ program. There are two data base interfaces which are the OLEDB and MySQL. The reason for using two data base interfaces is to give an option for the users to choose the data base system suitable with the data base size. The OLEDB can work quickly but have a relatively small memory (2 Gb), while MySQL has infinite memory (limited only by hard disk size) but works slower than OLEDB. Both of them work by using the relational data base management system but only OLEDB that support object data base and spreadsheet such as Microsoft Access. The data base processing by OLEDB and MySQl are efficient because the data is stored and retrieved in a managable way. In practice, users can choose between the two interfaces.

2.2 Input Data Base

PYMUS has default input data base that contains the REPF (Reference Engineering scaled (10 ton/yr) Pyroprocessing Facility) data. The input data base is managed into several data base tables such as Element, BurnInfo, Display, FormulaInfo, FuelInfo, FuelNuclide, FuelType, GroupInfo, InventoryInfo, MufMethodInfo, MufStratumInfo, ProcessInfo, ProcessOutProductInfo, ProcessParameter, ProductGroupErrorInfo, ProductInfo, SimulatorConfig, and StartProductInfo tables. These tables are filled with the default data and are loaded automatically when the data base file is activated.

There are two ways to review the input data base and change it in PYMUS. First by using the input data form as shown in Fig. 1 and second by using the process creator form as shown in Fig. 2. Fig. 1 shows one of the input data forms in PYMUS. The actual number of input data forms is as many as the number of input data base tables. Users can select the item in the input data form and insert the input data. If the input data form is modified, then the input data base table corresponds to it is modified too.

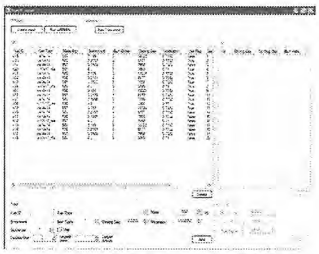


Fig. 1. Input data form in PYMUS.

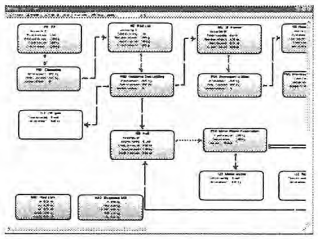


Fig. 2. Process creator form in PYMUS.

The process creator aids the users to setup the input data by providing visualization. The inventory, process, material, and line can be added or deleted via this form. The object in the form can be modified by right clicking it and selecting the option in the popup menu. Process creator form has several buttons and menus which are connected to the data base. The users can modify the data base input by filling out the process creator form. When the save button is clicked, every works in the process creator form will be saved to the data base.

An important input data form to be described here is the FuelInfo input data form. The form contains information

about the input spent fuel used in the simulation. In the form, there is an option to run ORIGEN-S calculation to produce the input nuclides for the simulation. By using the ORIGEN-S calculation, thousands of nuclides are produced [3]. The data base size is proportional to this number of the input nuclides. The nuclides are stored in the FuelNuclide data base table after the ORIGEN-S calculation is finished. During the simulation, the data base size increases. This increment is explained next in the data processing description.

2.3 Data Processing

To start the simulation, users need to make a data base selection first. Users need to choose between OLEDB and MySQL and then select the Ms. Access file if the users choose OLEDB (no need to select DB file if the users choose MySQL). Data base is automatically connected to PYMUS and default data base is loaded. This data base loading is managed by DBManager.cpp in PYMUS source code.

PYMUS uses the managed C++ which contains gcnew instruction. The gcnew instruction creates a managed reference in form of class. There are several classes such as simulator, process unit, inventory unit, product, etc. in PYMUS. These classes are managed by using a list, mapping list, or dictionary. These managing instructions are well documented in MSDN website.

The first data base loading is actually retrieving all the input data from the input data base and copy them to the managed reference by using a list, mapping list, or dictionary. The code example of the data base loading is shown in Fig. 3.

```
MappingList<InventoryInfo^>^ MDBDBManager::getInventoryInfoList()
{
        MappingList<InventoryInfo^>^ retList = gcnew MappingList<InventoryInfo^>();
        OleDbDataReader^ dr = Query(L"select * from new_InventoryInfo ORDER BY InventoryID ASC");

        while(dr->Read())
        {
                InventoryInfo^ info = gcnew InventoryInfo();
                info->InventoryID = dr[L"InventoryID"]->ToString();
                info->InventoryName = dr[L"InventoryName"]->ToString();
                info->isResult = Convert::ToBoolean(dr[L"resultFlag"]->ToString());

                retList->AddItem(info->InventoryID,info);
        }
        dr->Close();
        delete dr;

        return retList;
}
```

Fig. 3. Code example of the data base loading.

After the data base is load, PYMUS uses the reference for the calculation. In the batch processing, there are output material calculation and output material storage to inventory. In PYMUS source code, in the output material storage to inventory subroutine, there is a subroutine calling called AddLogOut to add the information of the output material to the output data base. The output material storage to inventory subroutine happens many times during the simulation so that the data base size increases overtime. The data base size depends highly on the number of output materials which are actually depends on the number of input nuclides. To reduce the data base size, we give an option in the input data form to filter the input nuclides by selecting the nuclides based on their masses and activities.

2.4 Output Data Base

The output data base is needed when the users want to retrieve the simulation history, for example, when the users want to check the total output material produced by one process. The nuclides from output data base are retrieved for this purpose. The output material information can be check by double clicking the item box in the simulation. One example is shown in Fig. 4. PYMUS provides also graphs and tables to report the simulation result. All result graphs and tables use the output data base. One graph example is shown in Fig. 5.

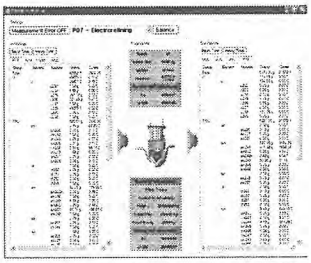


Fig. 4. Process batch information in PYMUS.

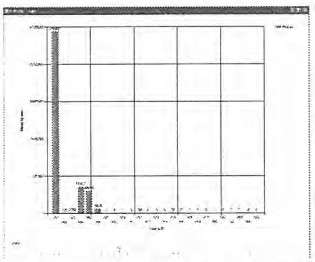


Fig. 5. Product result graph in PYMUS.

3. Conclusions

The data base for the pyroprocessing material flow and MUF uncertainty simulation has been implemented well. There is no error in the data base processing and it is relatively fast by using OLEDB and MySQL. The important issue is the data base size. In OLEDB the data base size is limited to 2 Gb. To reduce the data base size, we give an option for users to filter the input nuclides based on their masses and activities.

4. REFERENCES

[1] H. S. Shin, B. Y. Han, S. K. Ahn, J. S. Seo, and H. D. Kim, Development of a Simulation Program for the Pyroprocessing Material Flow and MUF Uncertainty, INMM 52nd, California, USA, July 17-21, 2011.

[2] B. Y. Han, H. S. Shin and H. D. Kim, Evaluation of Material Unaccounted for Reference Pyroprocessing Facility Model, , INMM 52nd, California, USA, July 17-21, 2011.

[3] S. Bowman, "ORIGEN-ARP, A fast and easy-to-use source term generation tool," ICRS-9, Tsukuba, Japan, Oct 17-22, 1999.

집합체 연소도 측정을 위한 성능평가용 CZT 검출기 평가 장치 설계

오종명, 박세환, 신희성, 엄성호, 송대용, 김영수, 전용범, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
jmoh@kaeri.re.kr

1. 서론

비파괴적인 방법으로 사용후핵연료 집합체 외부에서 연소도를 측정할 수 있는 장치 개발은 사용후핵연료 연소도 효과적용을 위한 연소도분포 측정기술 개발을 위해 중요하다. 한국원자력연구원 조사후 시험시설 (PIEF : Post Irradiation Examination Facility) 집합체 저장수조 내 수심 9m~15m에 저장되어 있는 사용후핵연료 집합체에 적용하여 연소도 분포를 측정하기 위한 감마선 스펙트럼 측정 장치를 개발하고 있다.

사용후핵연료 집합체의 외부에서 연소도 분포를 측정하기 위한 방법으로 사용후핵연료에서 존재하는 동위원소 비(예, $^{134}Cs/^{137}Cs$)를 이용하기도 한다. 이때 동위원소 비를 구하고자 할 경우 널리 쓰이고 있는 방법은 감마선 에너지 스펙트럼 분석법이다. 감마선 에너지 스펙트럼을 측정하기 위해서는 HPGe 검출기, CZT 검출기, $LaBr_3$ 검출기 등을 이용한다.

현재 감마선 스펙트럼 측정을 위하여 널리 쓰이는 검출기는 HPGe 검출기다. 이 경우 HPGe 검출기 동작을 위해서는 액체 질소에 의한 냉각을 필요로 한다. 이는 사용후핵연료 저장수조와 같은 환경에서 동작하기에는 많은 제한을 가지고 있어, 본 연구에는 CZT 감마선 검출기를 선택하여 핵연료집합체가 저장된 수조 내 수심 9~15m내에서 사용 할 수 있도록 성능평가용 CZT 감마선 검출기 장치를 설계하였다.

2. 본론

2.1 장치 design 배경

CZT 검출기를 이용한 감마선 스펙트럼 측정을 위해서는 사용후핵연료 집합체가 보관된 조사후 시험시설의 수심 9~15m의 수조에서 사용후핵연료 집합체에 CZT 검출기를 근접시켜야 하다.

이때 CZT 검출기를 사용하기 위해서는 수중에서 사용할 수 있는 밀봉된 검출함, 적절한 차폐체 및 검출기에 입사하는 감마선 방향과 확산을 한정시키기 위해 납이나 텅스텐 같은 재료에 적절한 터널(Hole)을 가공하여 필요한 방향으로 집속 조사되도록 하고 그 이외의 방향으로 입사하는 감마선은 차폐되도록 하는 정밀한 시준기(collimator) 설계가 필요하며, CZT 검출기에서 정확하고 재현성 있는 측정자료 생산을 위해서는 검출기에 입사하는 감마선 터널은 감마선이 집속 조사되도록 정밀하고 정확한 직진성이 요구되며 외부 충격에 의해 시준기의 정렬의 흐트러짐이 없는 정밀한 성능평가용 CZT 검출기 장치설계가 필요하다.

2.2 장치 설계

- ▶ CZT 검출기 평가 장치를 이용하여 시준기 조건, 핵연료-검출기 사이 거리 등을 변화시키면서 측정 하도록 설계.
- ▶ 검출함 내부 크기 : Φ100mm × 390mm
- ▶ 시준기의 차폐는 납을 사용하고 시준기의 크기는 내경 Φ2.0mm, 길이는 217mm, 차폐두께는 50mm로 함.
- ▶ 외경 ∅13.5mm, ∅38.5mm 2종의 CZT 검출기를 교체 사용 가능하도록 설계.
- ▶ 시준기를 Cone Type 형상으로 하여 시준기 Hole 정렬시 흐트러짐을 방지하고 직진성을 유지하며 사용 중 외부 충격에도 시준기 Hole의 단면적을 일정하게 유지하고 시준기 Hole의 막힘 현상을 제거하여 방사선이 CZT 검출기에 도달하도록 정확하고 재현성 있는 감마선 스펙트럼을 측정 할 수 있도록 함
- ▶ 시준기의 차폐거리를 조절하여 사용할 수 있도록 분리형 시준기 적용하여 해체 및 재설치가 용이 하도록 설계.
- ▶ 검출함 및 신호선 연결부는 수중 15m 에서 완전한 Sealing 유지.
- ▶ CZT 검출기의 계장선은 Stainless steel flexible hose 내부에 설치하여 보호 및 밀봉 이 되도록 하였으며, 측정 시 신호관련 noise 가 최소화 하도록 함.

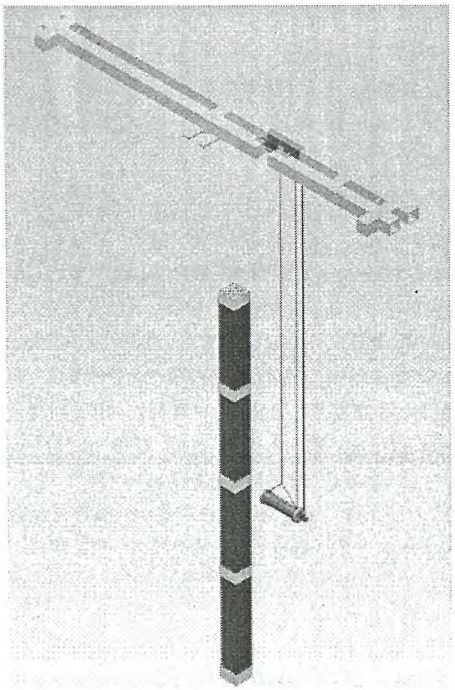


Fig. 1. 성능평가용 CZT 검출기 장치 구성도.

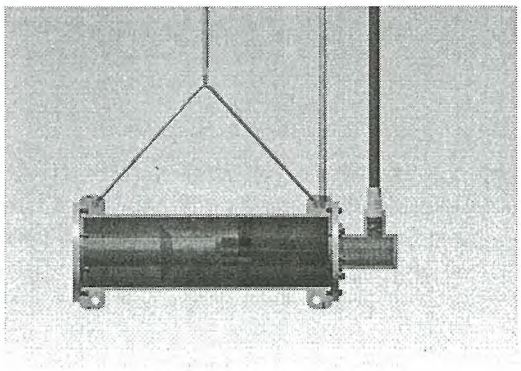


Fig. 2. 성능평가용 CZT 검출함 구성도.

3. 결론

성능평가용 CZT 검출기 장치를 설계 제작하여 기초실험을 통한 CZT Sensor의 차폐조건, Pb Shield Collimator tube 내측 Hole Size 평가, Pb Shield Collimator tube의 최적화 설계 자료를 도출 하고, 이에 대한 분석 평가 결과는 사용후핵연료 집합체 연소도 측정 장치에 적용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력 연구 개발 사업 및 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제(과제번호 : 2009T100100650)의 일환으로 수행되었습니다. 또한 교육과학부 원자력연구개발사업에서 일부 연구비를 지원받았다.

5. 참고문헌

[1] 엄성호외 5인, "사용후핵연료 및 우라늄 시료에 대한 감마측정을 하여 FRAM 코드에 적용하기 위한 시험", 한국방사성폐기물학회, 춘계학술발표회 논문요약집, pp.438-439, 2009.

[2] 박세환외 5인, "감마선을 이용한 우라늄 농축도 분석시 차폐체 영향 평가분석", 한국방사성폐기물학회, 춘계학술발표회 논문요약집, pp.157-158, 2011.

공학규모 파이로 일관공정 시험시설 구축현황

조일제, 문성인, 정원명, 이은표, 이호희, 홍동희, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hvilje@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정기술을 검증하기 위한 핵심 시험시설로서, 공학규모 파이로 공정 Cold 시험시설(PRIDE : PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)을 구축 중이다. PRIDE시설은 파이로 공정에서 취급하는 고온의 공정물질의 특성을 고려하여 엄격한 불활성 분위기가 유지되는 글로브 박스 형태의 대형 모의셀과 원격운전개념과 기밀성이 유지되는 셀장비, 건물 부대설비 등으로 구성되어 있다. PRIDE 시설 내에서 비록 조사되지 않은 핵연료 물질만을 취급하지만, 원자력 법상에서 규정하는 방사성물질을 안전하게 취급하고 방사성물질의 외부 누출을 최소화 할 수 있는 시설로서 구축될 예정이다 [2]. 본 연구에서는 현재 구축 진행 중인 PRIDE 시설의 주요 특징과 더불어 현재까지의 주요 설계 고려사항에 대해 알아보고자 한다.

2. 본론

PRIDE 시설은 Fig. 1 건물 입면도와 같이 지상 3층 철근 콘크리트 구조물로서 폭 18 m, 길이 43.2 m, 높이 12 m 이며, 연면적은 2,283 m^2 이다. 각 층의 높이는 1층 4 m, 2층 3.4 m, 3층 4.6 m이고, 2층과 3층은 설치되는 설비의 규모를 고려하여 일부분을 제외하고, 대부분이 개방된 형태의 구조물로 설치된다.

Fig. 1. Bird eye's view of PRIDE facility.

2.1 대형 아르곤 분위기 셀

PRIDE 시설 내부 배치는 Fig.2의 조감도에서와 같이 1층에는 일부 공정장치와 아르곤가스 계통설비, 유틸리티 공급설비가 설치되며, 2층과 3층이 개방된 대부분의 공간은 아르곤 분위기 모의셀이 설치되고, 파이로 공정장치의 대부분은 모의셀 내에 설치되어 모든 공정시험이 원격으로 운전될 수 있도록 부대장비 들이 설치된다. 설치되는 모의셀의 규모는 길이 40 m, 폭 4.8m, 높이 6,4 m이며, 모의셀 구조물 내부는 stainless steel 강판으로 lining되어 엄격한 기밀성이 확보되도록 설치된다.

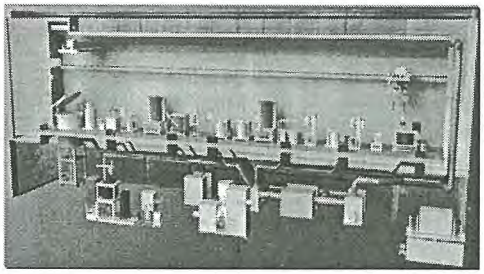


Fig. 2. Layout plan of argon cell.

2.2 PRIDE 셀장치 및 원격장치

PRIDE 시설에는 셀 내에 설치되는 공정장치의 효율적이며, 안전한 운전과 유지보수를 원격으로 수행할 수 있도록 여러 종류의 셀장비들이 부착된다. 셀에 부착되는 셀장비로는 셀 내 장비의 반입, 반출을 위한 대형 및 소형장비 이송시스템, 셀 내부 투시를 위한 윈도우, 원격조작기인 MSM(Master Slave Manipulator), 양팔형 조작기, 인셀 크레인 및 호이스트, 셀조명, 터보간 및 배관과 배선 연결을 위한 Feed-through 등이 부착된다. 대형장비 이송시스템은 직경 2.2m, 높이 2.2m, 무게 2.8톤의 대형장비를 취급할 수 있으며, 소형장비 이송시스템은 폭 0.4m, 길이 0.8m, 높이 0.4m, 무게 20kg 이하의 물질을 취급할 수 있다. PRIDE 시설 원격운전을 위하여 17조의 MSM 및 가로 1m, 세로 0.8m 투시창이 운전구역 전면에 설치되어 있다. PRIDE시설은 방사성물질을 취급할 뿐만 아니라 불활성분위기로 운영되기 때문에 셀에 설치되는 모든 장비는 원격으로 유지 보수할 수 있는 기능과 엄격한 기밀성이 보장되도록 설계되어야 한다. 이를 위하여 셀에 부착되는 모든 장

비는 셀 내부의 불활성 분위기 유지를 위하여 기밀성이 철저하게 유지되도록 이중 seal 형태의 특수 구조로 제작되어 설치된다. 또한 셀 구조물은 파이로 공정특성과 셀 내 아르곤 분위기 제어 기능을 고려하여 최대 -305 (12 inch) mmAq의 부압조건에서 견디도록 제작되어 설치된다.

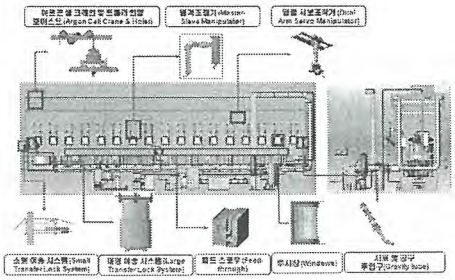


Fig. 3. Conceptual layout of argon cell equipments.

2.3 PRIDE 시설 배치계획

PRIDE 시설은 방사선관리구역과 비관리구역으로 구분되며, 1층은 옥외에 아르곤 가스 공급설비와 PRIDE 시설 내에서 사용되는 열원을 제거하기 위한 냉각설비가 설치되며, 1층 내부에는 셀 아르곤 분위기 제어를 위한 아르곤가스 계통설비와 유틸리티 공급설비 등이 설치된다(Fig. 4). PRIDE 시설 2층은 공정시험이 수행되는 주 공간으로서 Fig. 5의 배치도와 같이 대부분의 공정장치가 설치되는 공정셀, 작업구역 및 출입관리시설 등으로 구성되어 있다.

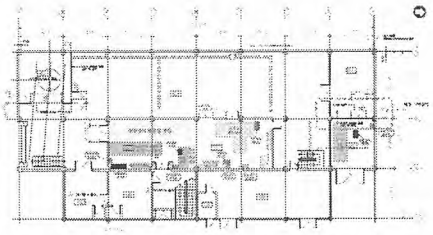


Fig. 4. 1st floor layout of PRIDE facility.

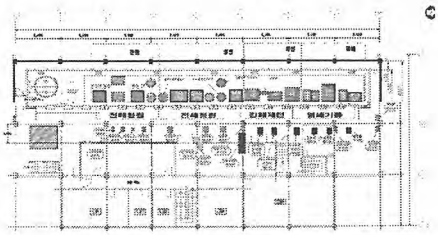


Fig. 5. 2nd floor layout of PRIDE facility.

3. 결론

현재 PRIDE 아르곤셀 구조물 설치 작업이 진행 중이며, 아르곤 냉각팬 및 정화장치 등 PRIDE 시설에 설치될 주요 셀장치 및 시스템에 대한 제작 및 단위장치 성능평가를 완료하고, PRIDE 시설에 설치 진행 중이다.

PRIDE 구축이 성공적으로 완료되면, PRIDE시설은 '파이로 기술'을 검증하기 위한 핵심 시험시설로서, 파이로 일관공정 성능검증을 통한 파이로 기술 타당성, 핵비확산성 및 Scale-up기술 확보를 위한 기반시설로 활용될 예정이다.

Fig. 6. PRIDE cell structure and welding inspection test.

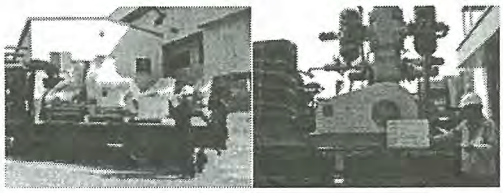


Fig. 7. Argon cooling fan and purifier compressor.

4. 참고문헌

[1] G. S. You et al., "Concept and Safety Studies of an Integrated Pyroprocess Facility", Nuclear Engineering and Design 241(2011) 415-424.

공학규모 기준 파이로 실증시설 설계요건 개발

정원명, 조일제, 유길성, 홍동희, 이은표, 이호희, 문성인, 구정회, 이원경, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
wmchoung@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 원자력발전소에서 핵연료가 일정기간 원자로 내에서 연소된 후에 새로운 연료로 교체되면서 사용후핵연료가 발생한다. 사용후핵연료는 연소과정에서 핵분열에 의해 생성되는 핵분열생성물의 높은 방사능 세기와 지속적인 방사선 붕괴로 인해 발생하는 열로 인해 안전한 관리에 기술적인 어려움이 있다. 지속적인 원자력발전을 위해 사용후핵연료의 효율적인 관리가 필수적이며, 효율적인 관리방안의 일환으로 사용후핵연료의 적절한 처리 및 재활용기술의 개발이 시급하다. 이와 같은 기술개발의 전제조건으로 사용후핵연료의 부피와 발열량 감축을 통한 처분부지 소요면적의 최소화, 방사성 독성의 획기적 감축으로 인한 환경친화성의 제고, 순환재활용을 통한 사용후핵연료의 발생량 최소화 및 기술의존 무한 에너지원 공급체계 구축 등이 고려된다. 사용후핵연료는 연소되지 않은 우라늄 95%, Pu 약 1%와 Minor Actinide 0.1%, 핵분열생성물(약 300여종) 3.9% 등으로 구성되며, 주요 관리대상 핵종군은 우라늄(^{238}U, ^{235}U), 초우란원소(TRU: ^{239}Pu, ^{241}Pu, Np, Am, Cm), 핵분열생성물(FP: I, Tc, Cs, Sr 등) 이다. 우라늄은 장반감기 핵종이나 독성이 상대적으로 크지 않으며, 회수하여 경수로 또는 고속로에 재사용이 가능하다. 초우란원소는 장반감기 핵종으로서 독성이 강하며, 처리하여 경수로 또는 고속로에서 재사용이 가능하고, 소멸처리하여 비교적 반감기가 짧은 핵종으로 변환이 가능하다. 핵분열생성물은 대부분 단반감기 핵종들이나 I, Tc은 독성이 크고 장반감기 핵종으로 원자로에서 소멸처리가 가능하고, 고방열 핵종인 Cs, Sr은 저장하여 감쇄후 중저준위로 관리가 가능하다. 국내에서 1997년부터 사용후핵연료의 효율적인 관리를 위한 처리기술로서 파이로 공정에 대한 기술개발을 수행하고 있다. 파이로 공정기술은 고온(500~650℃)에서 매우 안정한 매질인 LiCl 혹은 LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적 반응을 이용하여 우라늄 및 TRU 원소 등을 회수하는 건식처리기술로서 기존의 PUREX 등 습식처리기술에 비해 핵확산저항성(고순도 Pu 회수의 어려움), 환경친화성(폐기물발생량 감소), 경제성(공정의 단순화) 측면에서 유리한 것으로 알려져 있다. 제255차(2008년 12월) 국가 원자력위원회에서 의결된 "미래원자력시스템개발 장기추진계획"에 의해 현재 단위공정별로 개발되고 있는 파이로공정을 연계한 일관공정에 대한 Mock-up 시험을 수행하기 위해 Inactive 시험시설(천연우라늄 또는 감손우라늄사용)인 PRIDE(PyRoprocess Integrated DEmonstration facility)를 2011년까지 구축을 목표로 현재 공사가 진행 중에 있다. 당초 PRIDE 시설에 이어 구축 예정이었던 공학규모 실증을 위한 핫셀시설은 대외 환경변화로 인하여 구축이 불확실해짐에 따라 현재 추진 중에 있는 국제협력을 위한 공학규모 실증시설에 대한 기준모델을 정립하기 위한 기초 자료를 확보하고, 추후 계획될 공학규모 실증에 대비하여 '공학규모 기준 파이로 실증시설'에 대한 예비 개념설계를 수행 중에 있으며, 본 연구에서는 파이로 실증시설의 주요 설계요건을 정립하여 제시하였다.

2. 본론

2.1 시설 개념

공학규모 기준 파이로 실증시설의 설치 위치는 국내 임해 부지를 전제로 사용후핵연료의 운반을 위한 항만 및 도로 등의 기반시설을 갖춘 지역을 전제로 하였으며, 시설의 처리용량은 Inactive 시험을 위한 Mock-up 시설로서 현재 건설 중에 있는 PRIDE 시설과 같은 규모(10 tHM/yr)를 기준하였다[1]. 시설의 구성은 경수로 사용후핵연료 수송용기의 수납 및 반출, 연간 처리용량에 준하는 사용후핵연료 임시저장, 핵연료봉의 검사 및 인출 및 절단, 전처리 및 폐가스 처리공정과 염폐기물 처리공정을 포함하는 파이로 전체공정, 공정 Product와 폐기물 처리, 부대시설을 갖춘 시설을 기준으로 고려하였다. 시설 내 파이로 공정장치의 연간 가동율

은 55%(200일), 다른 설비의 경우는 70%(255일)로 가정하였으며, 시설의 설계수명을 건물 및 핫셀 구조물의 경우는 60년, 공정장치와 설비는 특성에 따라 10년~40년을 기준으로 설정하였다. 그리고 시설에서 처리하게 되는 사용후핵연료의 기준사양은 국내 경수로원전에서 배출되어 원자력발전소의 저장수조에서 10년 이상 냉각된 최대 연소도 55,000 MWD/MTU, 최대 농축도 4.5 wt%인 16×16 PLUS7 연료를 기준연료로 적용하였다.

2.2 공정기준 및 연계요건

공학규모 기준 파이로 실증시설의 핫셀 내에 설치되는 파이로 종합공정은 전처리공정으로서 사용후핵연료 집합체의 해체 및 절단, 탈피복, 분말제조 및 입도제어, 전처리 폐가스처리, 파이로 공정으로서 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물 처리공정에 정제 및 회수/순환, 고화체 제조공정을 포함하며, 공정간 Interface를 고려하여 기준 공정흐름도를 설정하였으며, 전처리공정은 공기 분위기 핫셀에 설치하고, 파이로 공정은 아르곤가스 분위기 핫셀에 설치하는 것을 기준으로 설정하였다. 파이로 공정의 처리용량 및 기준시간, 공정조건, 공정물질특성, 핵종평가를 위한 보수적인 공정수율을 고려하여 Mass & Activity Balance (그림 1)을 설정하고, 공정생성물 및 폐기물 특성에 따른 처리 및 관리요건, 안전한 공정물질 취급을 위한 Inert 요건, 유틸리티 공급요건, 공정장치 취급요건을 고려한 운전 및 유지보수 설계요건, 공정장치 제한요건 등을 설정하여 제시하였다.

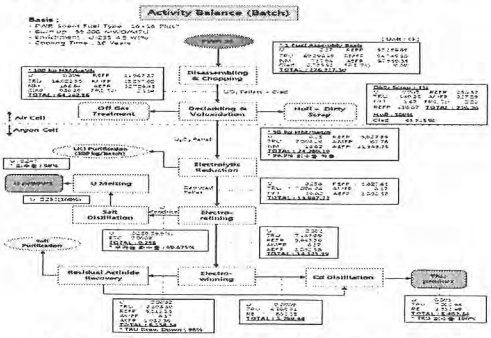


Fig. 1. 파이로공정 Activity Balance (Batch).

2.3 시설 설계요건

공학규모 기준 파이로 실증시설에 설치되는 주요설비별 Hazard Class를 DOE-STD-1027-92에 근거하여 분류하였으며, 인허가요건 및 기술기준에 의해 안전등급, 내진등급 및 품질등급을 설정하였다. 그리고 설계에 적용하게 되는 분야별 설계기준을 설정하고, 설계관련 전산프로그램의 특성과 장단점을 분석하여 적용할 프로그램을 선정하였다. 실증시설의 배치안을 결정하기 위하여 공정장치 배치요건과 시설의 구성요건을 기준으로 여러 가지 배치안에 대한 공정운전의 효율성, 시설의 안전성과 경제성 등 분석하였으며, 공정장치를 1층 핫셀 내 2열로 배치하고, 구역별 기능에 따라 사용후핵연료 수송용기 인수구역, 공정용 핫셀, 운전 및 서비스 구역, Isolation Room, 기계실, 전기실, 공조실, 사무실 등으로 구성되는 기준 배치안을 확정하였다(그림 2). 건물 구조는 지하1층, 지상3층 구조로 핫셀 구조물은 중량콘크리트를 적용하고, 기타 구조물은 일반콘크리트를 적용하도록 개념을 설정하였다. 시설은 구역별 기능에 따라 사용후핵연료 수송용기 인수구역, 공정용 핫셀, 운전 및 서비스 구역, Isolation Room, 기계실, 전기실, 공조실, 사무실 등으로 구성된다.

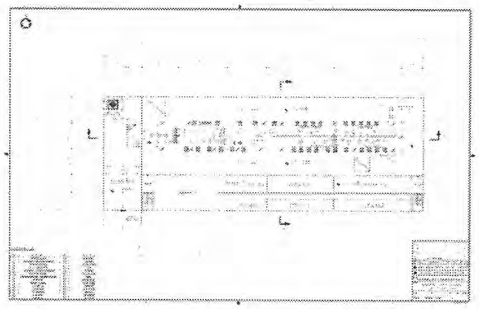


Fig. 2. 파이로공정 실증시설 배치개념도(1층).

3. 결론

공학규모 기준 파이로 실증시설의 기준 모델 제시를 위한 개념설계 연구를 통하여 공정기준 및 연계요건, 각 분야 및 설비별 설계요건을 정립하여 제시하였으며, 이를 기준으로 예비개념설계를 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 차세대핵주기공정 실증시설 설계기술개발, KAERI/RR-3146/2009.

아르곤셀 정화장치 설치 및 운전 방안

홍동희, 조일제, 유길성, 정원명, 이은표, 문성인, 이원경, 구정회, 이호희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로종합시험시설(PRIDE)의 아르곤셀에서 수행하는 공정은 특성상 불활성 분위기에서 수행하여야 한다. 공정에서 요구하는 셀의 오염도 관리를 위하여 셀에 연결된 차폐창, 배관의 연결구 등을 통하여 유입되는 외부공기를 완전히 차단하여야 하나 불가피하게 셀이 오염 될 경우에는 아르곤가스를 기준치 이하로 낮추어야 한다.

셀의 오염도를 관리하는 방법으로는 아르곤가스를 지속적으로 공급하고 배출구를 통하여 배출하면서 셀 내부의 오염도를 유지하는 방안과 아르곤가스를 순환하고 정화하여 유지하는 방안이 있다.

본 연구에서는 아르곤가스의 경제적인 활용과 방사성물질의 효율적인 관리측면 에서 아르곤가스를 순환하고 정화하여 사용 하고자 하였으며, 셀의 오염도를 일정하게 유지하는 정화장치 설치 및 운전방안에 대하여 기술 하였다.

2. 본론

2.1 정화장치 설계

정화치를 설치하는 아르곤셀은 체적이 약 1200 m^3(가로 40.3 m, 세로 4.8 m, 높이 6.4 m)이며, 운전시의 셀 내부의 압력은 -10 ~ - 100 mmAq이다. 아르곤셀의 설계를 위한 설계요건은 초기 Purge시 셀 내부의 산소 오염도가 200 ppm이 되면 Purge를 중단하고, 정화장치를 가동하여 2일 이내에 산소 15 ppm, 수분 40 ppm이하로 유지되어야 한다.

아르곤가스의 정화 및 순환을 위한 원리는 흡착과 촉매반응을 이용하고 있다. 아르곤셀 내에 존재하는 O_2 불순물은 Pd-촉매탑 안에서 유량이 조절되어 공급되는 H_2와 반응하여 H_2O로 변환되며 이는 흡착Tower에서 제거된다.

Dual로 구성된 흡착Tower는 정제(Purify)와 재생(Regeneration)을 반복하면서 지속적으로 고순도 아르곤가스를 공급한다.

정제된 Ar Gas는 내부로 순환하여 사용되며 반복 및 교체주기는 PLC로 프로그램 되어져 장치 상부에 부착되어 있다. .

파이로 종합시험시설에서 정화장치의 설계를 위하여 고려한 주요설계 제원은 다음과 같다.

- 정화장치

정제 가스	Argon		
유량	200 Nm^3/hr		
Operation	PLC + Touch Screen		
정제 능력 (ppm)	Impurity	Inlet	Outlet
	H_2O	100	0.1
	O_2	100	0.1
Particle Size	≤0.1μm 1EA/ CFM		
사용 최대 압력(Bar)	10 Bar 미만		

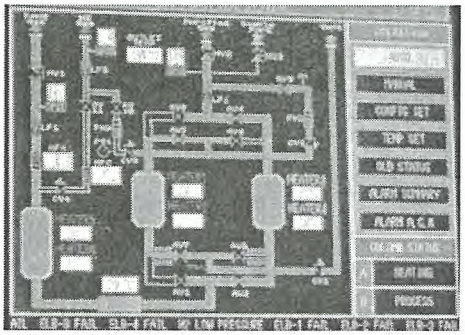


Fig. 1. Purification Mechanism.

2.2 장치 제작 및 Set Up

PRIDE시설의 아르곤정화시스템은 정화를 위한 Compressor, 정화장치 및 관련배관 등으로 구성되어있다. 정제장치는 정제용 Towers, Pneumatic Valves, Manual Valves, Sensor 와 Control Part로 구성되며 PLC에 의해 전 자동으로 동작 한다.제작한 정화장치 및 장치의 Set Up Flow는 아래그림 2, 3 과 같다.

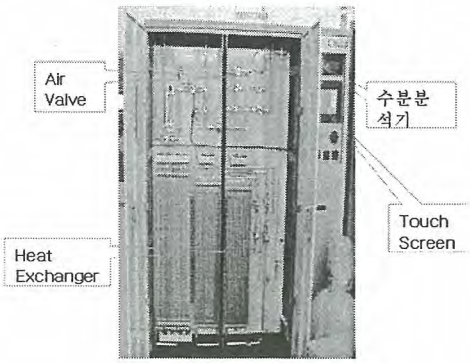


Fig. 2. Argon Purifier.

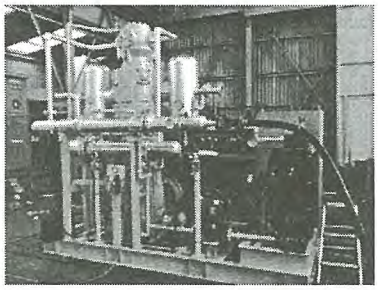


Fig. 3. Compressor.

2.3 장치운전

아르곤셀에 아르곤을 초기에 Purging 할 경우 아르곤 저장탱크에서 액체 아르곤을 기화시켜 공급계통 배관을 경유하여 아르곤셀 하단부에 설치된 필터를 통하여 서서히 충진 된다.

이때 아르곤셀로 충진되는 아르곤은 공기와의 비중 차이에 의하여 아르곤은 셀의 하단부로 부터 채워지고 공기는 아르곤셀의 상단부 배관을 통하여 서서히 배출된다. 아르곤을 지속적으로 공급하고 배출하여 셀 내부의 오염도가 200 ppm에 도달하였을 때 정화장치를 가동하여 아르곤가스 순도가 산소 15 ppm, 수분 40 ppm이하로 떨어지면 정제장치의 가동을 중단한다.

이후의 운전은 아르곤셀 내부의 오염도를 측정한 분석기에서 산소 및 수분 농도가 설계치 보다 높게 감지되면(산소 15 ppm, 수분 40 ppm) 정제장치를 PLC에 의하여 자동으로 가동시키고, 설계치 이하이면 정화장치 운전을 자동으로 정지 시킨다.

3. 결론

본 과제에서 수행하는 아르곤셀 정화장치는 국내 최초의 불활성분위기 셀에서 오염된 아르곤가스를 순환하여 재사용하는 장치이다.

아르곤을 정제하여 사용 할 경우 아르곤가스 소모에 따른 비용을 줄일 수 있을 뿐만 아니라, 아르곤의 방출에 따른 방사성 물질의 외부 누출을 사전에 예방 할 수 있는 장점이 있다.

향후 파이로 종합시험시설 시설 구축하고 아르곤시스템을 운전하여 많은 데이터가 확보되면 국내의 불활성 분위기에서 셀에서 수행하는 공정에 매우 유용하게 활용 될 것으로 예상된다.

4. 후 기

본 연구는 교육과학기술부에서 지원하는 원자력 연구개발 중.장기 기금으로 수행되었음

5. 참고문헌

[1] ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility /North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory pp 42-53.

[2] The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society pp16-25.

파이로프로세스 공정생성물 U/TRU 잉곳의 방사선 방벽

안성규, Yos Banagaman Sitompul, 김영수, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 주기기술을 포함한 새로운 원자력 시스템 또는 핵연료주기에 대한 분석에서 고려되는 주요한 분야 중 하나는 핵확산저항성이다. 이러한 핵확산저항성의 중요도에 대한 인식은 높아지고 평가방법론에 대한 개발 노력도 다년간 진행되어 오고 있다. 하지만 아직도 합치된 의견은 없으며, 필요에 따라 평가 지표를 수정하고 다른 방법을 적용하고 있다. 이들 평가 인자들 중 가장 공통적이며 기본이 되는 방사선 방벽에 대해서도, 현재 파이로 공정이 개발 중에 있고 최종 생성물의 조성, 크기, 형태가 달라질 수 있으므로 평가 방법에에 따라 결과가 달라질 수 있다. 본 연구에서는 파이로 최종 생성물에 대한 방사선 방벽 예측과 타 연구와의 비교를 통해 이러한 차이점들을 살펴보고 향후 어떤 분야에 집중해야 하는지 고민해 본다.

2. 본론

2.1 방사선방벽에 의한 핵확산 저항성

다양한 핵확산저항성을 평가하는 방법론에서 제시하고 있는 여러 가지 주요 인자(지표)들 중 공통적으로 고려해야 하는 기본적인 인자가 대상 핵물질의 방사선 방벽이다. 고선량의 방사선을 방출하는 물질을 전용하려는 시도가 있을 때, 피폭의 위험으로 인한 취급의 어려움을 전용을 방해하는 특성으로 평가하는 것이다. 전용을 위한 접근과 취급이 어려워지며, 전용을 위한 작업 시간에 제약을 받고, 방사선 모니터링 장치에 탐지되거나, 이를 피하기 위해 필요한 차폐용기의 반출입이 격납감시 수단에 의해 제약을 받을 수 있기 때문이다.

일반적으로 대상 물질에 대한 1미터 거리에서의 선량값으로 전용에 대한 저항성을 평가한다. INPRO PR 평가 방법론[1]이나 DOE의 방사선 방벽 기준에서는 1Sv/hr 이상일 경우 방사선 방벽으로서 강건한 것으로 보고 있으며, 150mSv/hr 이하일 경우 취약한 것으로 보고 있다.

본 연구에서는 파이로 공정의 최종 주요 생성물인 U/TRU 잉곳에 대한 방출 선량을 예측해 보고, 타 연구와 비교하여 핵확산저항성 관점에서의 방사선 방벽 특성을 비교하였다.

2.2 ORIGEN 및 MCNPX 예측 결과

최종 U/TRU 잉곳 내 동위원소 구성비에 대한 방사선 방출율을 예측하고 (ORIGEN 계산), 6kg 잉곳 형태로 주조한 경우의 중성자 증배 및 감마선 감쇠 효과를 고려하여(MCNPX 계산), 1m 거리에서의 선량을 예측하였다. 초기농축도 4.5w/o, 연소도 55GWd/MTU, 10년 냉각된 사용후핵연료에 대해서 KAERI의 파이로공정 개발을 위해 예측된 핵물질 흐름정보를 입력자료로 활용했다. 물질수지표의 U/TRU-ingot 성분 중에는 감마선 고방출 핵종인 ^{90}Y이 포함되어 있지만, 이는 초기 사용후핵연료물질 성분비에 대한 화학적인 반응 예측에서는 포함될 수 있으나, 실제로는 반감기가 매우 짧고(2.67일) 모핵종 ^{90}Sr이 이전 공정에서 제거되고 난 후이므로 선량계산에서는 제외하였다.

표 1에서 나타나는 바와 같이, 중성자의 경우 ^{244}Cm의 기여가 대부분이며, 감마선의 경우 ^{154}Eu, ^{154}Eu의 방출 비율이 다른 핵종에 비해 월등히 높다. 중성자의 증배와 중성자와 감마선의 자체감쇄 영향을 고려한 선량을 평가하기 위해서, 6kg의 U/TRU 잉곳에 대한 선량을 MCNPX 코드로 계산하였다. 표 2에서 보이듯이 선량환산 인자에 따라 약간의 차이가 있지만, 1미터 거리에서 감마 성량율이 약 290mSv/hr으로 예측되었다. 대부분 중성자에 의한 선량은 미미하고, 감마선에 의한 기여가 대부분이다.

잉곳의 크기가 달라질 경우, 중성자 증배(중성자의 선량 기여분은 미미하지만) 및 감마선의 차폐 감속 효과의 변화로 인해 외부 선량은 질량에 비례하지 않는다. TRU 질량이 커질 경우(예: 117%), 중성자 감속은 크지 않고 증배가 일어나서 중성자 선량 증가는 질량 증가분보다 크고(예: 121%), 감마선은 차폐에 의해 질량 증가분에 못 미친다(예: 111%). 하지만 일정 질량 범위에서 이

러한 비선형 효과는 10-20% 정도이다.

Table 1. Major neutron and gamma-ray emitters and their ratio.

중성자 방출핵종	중성자 방출비율	감마선 방출핵종	감마선 방출비율
Cm-244	97%	Eu-154	42
Cm-246	1%	Eu-155	42
Pu-238	1%	Am-241	9.5
기타	1%	기타	6.5
합계	100%	합계	100%

Table 2. Estimated dose rate from 6kg-U/TRU ingot.

Dose(Sv/hr)@1m for 6kg-ingot ball			
선량환산	Gamma	Neutron	Total
ICRP21	2.51E-01	3.94E-03	2.55E-01
ANSI/ANS	2.87E-01	4.03E-03	2.91E-01

2.3 지난 연구

TRU에 대해서 감마 및 중성자 선량을 예측한 가거 연구[2]에서는, 53MWd/kg 연소도, 4.4w/o 초기농축도, 20년 냉각한 사용후핵연료에 대한 성분비를 바탕으로 하였다. 핵종은 ORIGEN 2.1, self-shielding 계산은 MCNP4C2를 이용했으며, 선량환산인자는 ANSI/ANS 값을 사용했다. 1kg TRU 금속구(metal ball, 밀도 19.86 g/cc)에 대한 감마/중성자 선량 결과는 약 0.5mSv/hr이다. 이는 방사선 방벽으로서는 무의미할 만큼 낮은 수치이다. 이 때 선량계산에 포함한 핵종들은 Np, Pu, Am, Cm 동위원소들이다. 주요 감마선원인 ^{154}Eu, ^{144}Pr (from ^{144}Ce)가 오랜 냉각 및 파이로 공정에 의해 TRU-ingot에 포함되지 않기 때문에 상기 결과와 같은 저선량이 예상되고, 따라서 자체보호(self-protection) 기준 미달로 핵확산저항성 이득이 없다는 것이 주요 결론이다.

또 다른 연구[3]에서는, 50MWd/MTHM, 4.3w/o 초기농축도 사용후핵연료 기준, TRU에 대한 감마 및 중성자 선량이, 15kg-ingot (8.3kg-Pu)에 대해 1미터 거리에서 1Sv/hr 이다. 이때는 Eu를 포함한 다른 핵분열생성물을 포함한 결과이다. 또한 다른 핵연료주기와의 동등한 비교를 위해, 하나의 사용후핵연료 다발을 처리하여 생성된 한 개의 잉곳에 대한 선량을 추정한 결과이다.

3. 비교 및 결론

서로 다른 핵주기 기술과의 비교를 위해, 얼마의 질량과 크기에 대한 선량 방벽을 기준으로 해야 할지 명확하지 않으며, 이에 대한 고민이 필요하다. 하지만 임계를 고려할 때 U/TRU 잉곳 크기가 가질 수 있는 범위는 크지 않으므로, 그 영향은 크게 중요하지 않을 것이다.

KAERI 물질수지에 따르면 ^{154}Eu가 일부 포함되어 있으며 (6kg-U/TRU ingot 기준 약 2g), 그에 따른 선량 증가분을 고려했을 때 예측된 선량은 약 290mSv/hr 이다. 지난 타 연구에서는 ^{154}Eu이 강한 감마선 방출핵종이며 선량에 대한 영향이 크지만, 파이로공정 특성상 최종 TRU 생성물에는 Eu가 포함되지 않는다는 점을 언급하고 있다. 본 연구에서 U/TRU ingot의 전체 선량에 중성자 영향은 2% 미만으로 미미했으며, Eu를 포함하지 않은 타 연구에서는 감마선량과 중성자 선량과 비슷하게 낮았다. 따라서, U/TRU 생성물의 방사선량을 고려할 때 중성자의 기여는 무시할만하며, 감마선 선량의 주요 기여핵종인 Eu의 포함 여부의 검증이 향후 공정 개발 실험 및 검증 시 반드시 수행되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] IAEA, TECDOC-1575 Rev. 1, Nov. 2008.

[2] Jungmin Kang and Frank von Hippel, "Limited Proliferation-Resistance Benefits from Recycling Unseparated Transuranics and Lanthanides from Light-Water Reactor Spent Fuel," Acience and Global Security, 13:169-181, 2005.

[3] 고원일 외, 핵연료주기시스템의 핵확산저항성 분석, KAERI/TR-3928/2009.

파이로 핫셀 유동 및 열전달 특성평가

문성인, 조일제, 유길성, 정원명, 이은표, 홍동희, 이원경, 구정회, 이호희, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
simoon21c@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정은 사용후핵연료를 처리하여 재활용하는 것을 목적으로 개발된 공정기술 중 하나로서 고준위 방사성물질을 취급하기 위해서는 차폐공간, 원격운전 및 유지보수 장치, 환기설비 등의 부대시설을 갖춘 핫셀이 필요하다. 파이로 공정시험은 공정특성상 대부분의 공정이 불활성 분위기(inert atmosphere) 하에서 수행되어야 하며, 방사성물질의 외부 확산을 방지하기 위해 셀 내부는 항상 일정한 부압(negative pressure)으로 유지되어야 한다. 셀 내부의 압력유지를 위해서는 셀 내부에 위치한 공정장치, 조명장치 등으로부터 발생하는 열에 대한 효율적 관리가 필수적이다. 이를 위해 불활성 분위기 핫셀은 일반적으로 순환 및 냉각 시스템을 갖추고 있으나 보다 효율적인 운영을 위해 셀 내 열유동 특성을 고려한 설계가 요구된다.

본 연구의 목적은 전산유체해석을 통해 파이로 핫셀의 유동 및 열전달 성능을 향상시키기 위한 설계방안을 도출하는 것이다. 이를 위해 현재 건설 중인 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE: PyRoprocess Integrated DEmonstration facility)을 대상으로 불활성 분위기 셀 내의 유동특성에 큰 영향을 미칠 것으로 판단되는 불활성기체 유입배관의 형상 및 분출각을 변수로하여 최적화해석을 수행하였다.

2. 본론

PRIDE는 감손우라늄(depleted uranium)을 사용하여 현재 개발된 파이로 단위공정 간의 연계성, 원격운전 및 유지보수 효율성, 시설운영에 따른 안전성 등을 확인하기 위한 시험시설이다. PRIDE 셀은 체적이 약 1,200m^3(길이 40.3m, 폭 4.8m, 높이 6.4m)이며, 불활성기체로서 아르곤(argon)을 사용한다. 정상운전시 셀 내부압력은 -10~-200mmAq, 셀 내부온도는 25~40℃이며, 압력 및 온도 유지를 위해 아르곤 순환/냉각시스템 및 배출시스템을 갖추고 있다. 그러나 이들은 아르곤 셀과 셀 운영을 위한 시스템의 전체적인 관점에 초점이 맞추어져 설계되어 있기 때문에 보다 효율적인 핫셀 설계를 위해서는 셀 내부의 열유동 특성에 초점을 맞춘 국부적인 설계가 필요하다. Fig. 1은 PRIDE 정상운전시 아르곤기체 흐름을 개략적으로 나타낸 것이다. 일반적으로 핫셀은 셀 내에 존재하는 방사성 오염물질이 부유하는 것을 방지하기 위해 상부에서 하부로 기체의 흐름이 형성되도록 설계되어야 한다. 또한 효율적인 셀 운영을 위해 정체된 구역(dead zone)없이 고른 유동특성을 보이도록 설계되어야 한다. 이를 위해 전산유체해석기법 등을 활용한 셀 내 유동해석을 수행하였다.

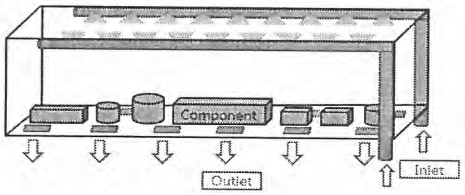


Fig. 1. Schematic diagram of argon flow.

2.1 아르곤 유입덕트 최적화

Fig. 2에 나타낸 아르곤 유입덕트의 각 홀에서는 그 위치에 따른 압력차에 의해 셀 내 아르곤 유입량의 차이가 발생된다[1]. 셀 내 아르곤의 고른 분포(even distribution)를 위해서는 아르곤 유입덕트의 홀 사이즈를 최적화하여 유출유량이 동일하도록 설계해야 한다. 본 연구에서는 다구찌 방법을 이용한 DFSS(design for six sigma) 기법과 전산유체해석기법을 이용하여 홀 사이즈를 최적화하였다. 최적화를 위해 제어인자로는 10번 홀 직경(Fig. 2), 10번 홀을 기준으로 한 직경의 증가량, 유출구의 절곡길이를 선정하였으며, 각각의 사례해석을 위해 Cradle사의 상용해석프로그램인 SC/Tetra version 8.0[2]을 사용하였다. 해석시 유입구는 1, 2, 3kg/s의 유량유입, 유출구는 대기압 조건으로 가정하였다.

Fig. 3은 최적화 전, 후의 각 홀에서의 질량유량을 나타낸 것이다. 초기설계안(base model)에서 1차 최적화 후(1st optimized model), 각 홀 유출량의 표준편차는 0.414에서 0.123로 약 300% 향상

되었으며, 2차 최적화 후(2nd optimized model)에도 0.123에서 0.04로 약 300% 향상되었다.

2.2 아르곤 셀 열유동 해석

아르곤 분출각이 셀 내 온도분포에 미치는 영향을 파악하기 위해 아르곤 분출각도를 변수(0°, 30°, 45°, 60°)로 사례해석을 수행하였다. 해석시 전술한 최적화된 아르곤 유입덕트를 사용하였으며, 유입유량은 3kg/s, 유출구는 대기압조건, 아르곤의 온도는 25℃, 공정장치의 표면온도는 최대 100℃로 가정하였다.

Fig. 4는 최적화 전, 후의 아르곤 유입덕트를 적용한 경우에 대한 해석결과를 나타낸 것으로서 최적화된 모델을 적용할 경우, 아르곤 셀 내 유동이 전체적으로 고르게 잘 발달되는 것을 볼 수 있다.

Fig. 5는 아르곤 분출각에 따른 출구측 평균온도를 나타낸 것이다. 45° 이하에서는 아르곤 분출각이 증가함에 따라 출구측의 온도가 비례적으로 증가하지만, 45° 이후에는 그 변화가 미미한 것으로 계산되었다. 출구측의 온도가 높을수록 셀 내에서 발생한 열이 효율적으로 배출되는 것이므로 열유동 측면에서 보다 좋은 설계안이라고 할 수 있다. 따라서 PRIDE 아르곤 셀의 경우 분출각을 45℃ 또는 60℃로 할 때 열유동 측면에서 보다 향상된 효율을 보인다고 할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 PRIDE 아르곤 셀을 이용하여 설계인자로 고려된 유입덕트의 형상 및 분출각이 셀내 유동 및 열전달 특성에 미치는 영향을 평가하였다. 향후 본 연구에서 검토한 설계인자들을 고려하여 파이로 핫셀 설계시 열유동 특성을 향상시킬 수 있을 것으로 기대되며, 기타 설계인자들에 대한 추가적인 검토도 필요할 것으로 판단된다.

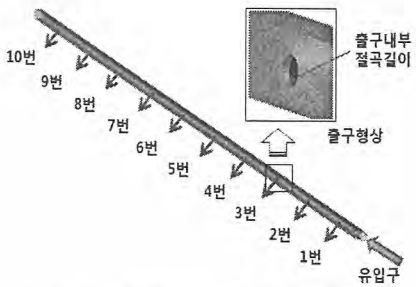


Fig. 2. Perforated duct geometry.

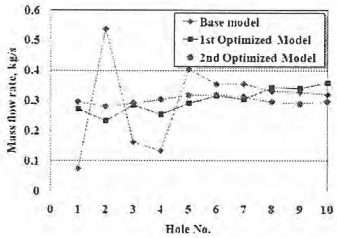
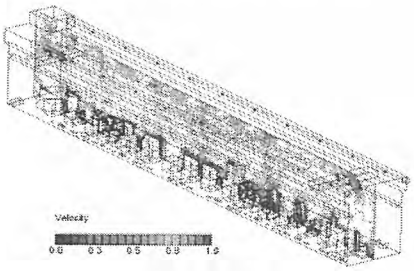
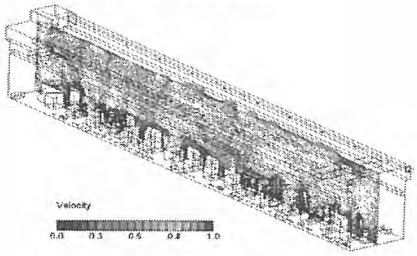


Fig. 3. Mass flow rate at each hole.



(a) Base model



(2) Optimized model

Fig. 4. Argon flow velocity distribution.

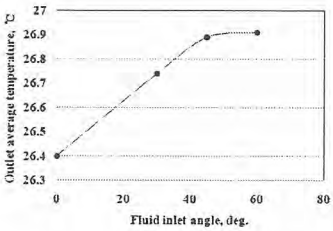


Fig. 5. Effect of argon inlet angle.

4. 참고문헌

[1] R. K. Singh, A. R. Rao, Simplified Theory for Flow Pattern Prediction in Perforated Tubes, Nuclear Engineering and Design, 239 (2009) 1725-1732.

[2] Software Cradle co., SC/Tetra User's Guide (2009).

PRIDE 안전조치 시스템의 전산모의 프로그램 개발

송대용, 박세환, 한보영, 이태훈, 김영수, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
dysong@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 일관공정 cold 시험시설인 PRIDE 시설(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)은 사용후핵연료 건식처리 공정인 Pyroprocess 기술(단위공정, 공정간 연계성, 원격취급성 및 안전조치성 등)을 종합적으로 평가하기 위한 시설이다. PRIDE는 감손우라늄 혹은 천연우라늄을 사용하기 때문에 사용후핵연료를 취급하는 시설과 같은 안전조치 시스템이 요구되지는 않지만, 파이로 기술을 종합적으로 검증하기 위한 시설이므로 안전조치 시스템도 이러한 점을 고려하여 개발할 필요가 있다. 이에 따라, 본 연구에서는 PRIDE의 안전조치 시스템을 구축하기 전에 시설 및 공정 특성과 핵물질 흐름 등을 분석하여 안전조치 시스템을 설계한 후, 설계 결과를 보완·검증하기 위한 전산모의 프로그램을 개발하였다.

2. 본론

2.1 시스템의 구성

전산 모의 프로그램을 개발하기 위하여 PRIDE 시설에 설치할 대표적인 안전조치 장비와 공정 모니터링 장치를 선정하고, PRIDE 시설의 구조적 특징 및 격납 특성을 고려하여 이들 장비를 실험실 내에 설치하였다. 선정된 장비는 전자저울 1대, 중성자 및 감마 검출기 각각 1대, 카메라 3대, 온도 센서 2개, 전류/전압 센서 2개 등이며, 이들을 이용하여 모의 안전조치 시스템을 구성하였다(Fig. 1 참조). 각종 센서 및 검출기는 한 대의 컴퓨터로 제어되며, 컴퓨터에는 카메라로부터 취득한 이미지를 처리하기 위한 영상 보드와 핵물질의 무게, 방사선(중성자, 감마), 전압, 전류, 온도 등의 데이터를 취득하기 위한 DAQ Card를 설치하였다.

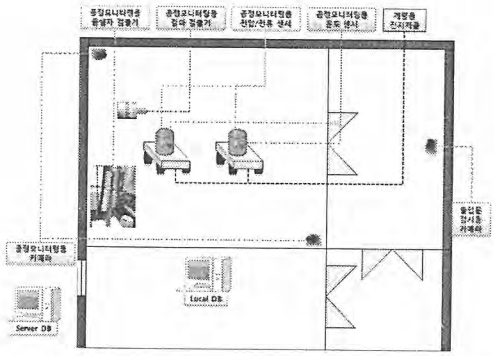


Fig. 1. Layout of safeguards system for simulation.

2.2 프로그램의 개발환경 및 구성

PRIDE 안전조치 시스템의 전산모의 프로그램은 Windows XP를 기반으로 개발하였으며, 프로그램 개발 도구는 MS VC++ 2003과 MySQL을 이용하였다. 프로그램의 전체적인 구성은 Fig. 2와 같으며, 프로그램의 흐름도는 Fig. 3과 같다.

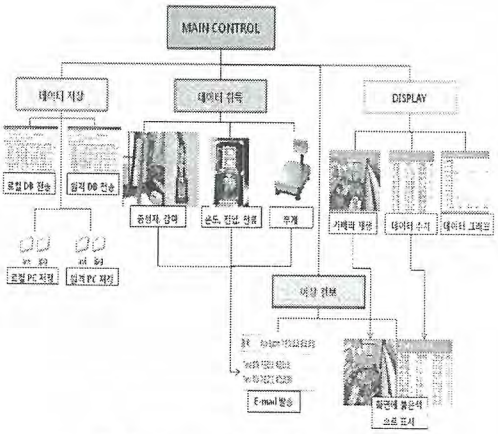


Fig. 2. Structure of simulation program.

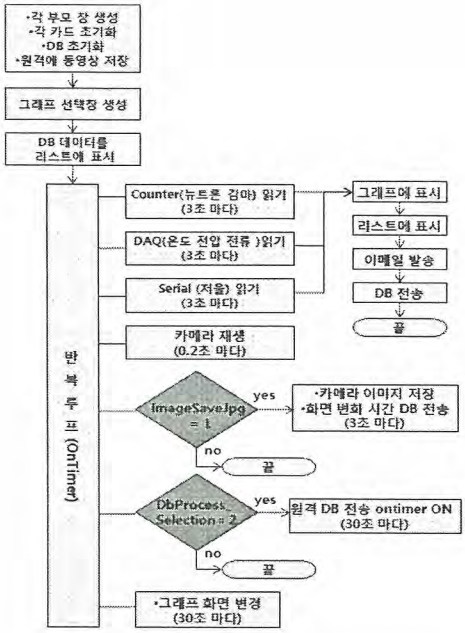


Fig. 3. Flowchart of simulation program.

2.3 데이터 취득 및 처리

전산모의 프로그램에서 취득하는 데이터는 크게 카메라로부터 취득하는 영상(JPEG 또는MPEG 형식) 데이터와 텍스트 형식의 데이터로 구분할 수 있다. 텍스트 형식의 데이터에는 중성자 및 감마 검출기로부터 취득하는 방사선 데이터와 저울로부터 취득하는 핵물질의 무게 데이터, 그리고 공정 장치에 장착된 센서로부터 취득하는 전압, 전류, 온도 데이터 등이 있다. 방사선(중성자, 감마) 및 무게 데이터는 핵물질 계량관리를 위해 취득하며, 영상 및 일부 방사선(감마) 데이터는 핵물질의 이동 및 공정흐름을 감시하기 위하여 취득한다. 전류, 전압, 온도 데이터는 공정장치의 작동 및 시설의 상태를 모니터링 하기 위해 취득하게 된다. 프로그램에서 데이터를 취득하여 처리하는 과정은 다음과 같다.

①프로그램이 시작되면 영상 보드 및 DAQ 카드가 초기화되며, 실시간 영상과 텍스트 데이터를 화면에 표시한다(Fig. 4참조).

②일정시간(운영자가 정한 시간 간격, default : 3초)이 지나면 현재의 시간을 컴퓨터로부터 읽은 후, 각 카메라로부터 영상을 취득하고, 중성자 및 감마선 검출기, 저울, 그리고 각종 센서로부터 각각 방사선 측정값, 무게, 전류, 전압, 온도 등의 데이터를 읽어 들인다.

③취득한 방사선 및 전류, 전압, 온도 데이터가 시스템 운영자가 설정한 임계값을 초과하는지 확인한다. 만일 임계값을 초과하면 운영자에게 현재의 상황을 메일로 통보한 후, 다음 과정을 진행한다. 임계값을 초과하지 않으면 곧바로 다음 과정을 진행한다.

④현재 시간, 방사선 및 전류/전압, 온도 등의 데이터를 저장한다.

⑤취득한 영상과 기준 영상을 비교하여 영상에 변화가 있을 경우 현재 취득한 영상을 JPEG형식으로 저장하고 이를 기준 영상으로 설정한다.

⑥DAQ 카드 및 영상 보드를 초기화하고 다음 데이터를 읽는다.

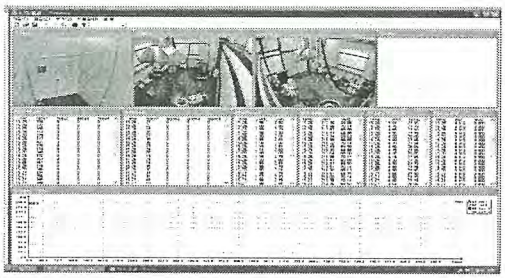


Fig. 4. Main window of simulation program.

3. 결론

본 연구에서는 PRIDE 시설의 안전조치 시스템을 구축하기에 앞서, 시스템을 모의하기 위한 프로그램을 개발하였다. 향후 동 프로그램을 활용하여 기 수행한 시스템 설계 내용을 지속적으로 보완하여 PRIDE의 안전조치 시스템을 구축해 나아갈 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] 최선수 외 4인, "PRIDE 핵물질 계량 및 감시정보 시스템의 모의 전산프로그램 모듈화", 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.159-160, 2011.

PRIDE 시설의 방사선안전 및 출입자 관리시스템

유길성, 이원경, 조일제
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
yougil@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 방사성 독성 및 부피 감용을 통한 사용후핵연료의 누적문제를 해결하고, 제4세대 원자로 핵연료주기기술에의 적용을 위하여 Pyroprocess를 공학적으로 실증하기 위한 연구가 수행되고 있다. 이 연구와 관련하여 시험시설인 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration) 시설을 개발하고 있다[1-4].

PRIDE 시설은 핵연료 물질을 사용하는 관계로 원자력법 상 핵물질 사용시설에 해당하며, 핵물질이 위치한 모든 구역은 방사선 안전관리구역으로 일반인의 출입이 제한된다. 작업자 또는 방문자의 경우 시설 출입을 위해서는 엄격한 방사선 안전관리 체계 하에서 출입이 허용되며, 이러한 관리를 위해 PRIDE 시설에는 방사선감시시스템 및 출입자관리시스템이 설치되었다.

2. 본론

2.1 시스템 구성

PRIDE 시설의 방사선안전관리시스템은 두 개의 독립된 시스템으로 구성된다. 첫 번째는 건물 내의 방사선 및 입자의 측정 자료를 수집/분석하는 방사선감시시스템(RMS)이며, 두 번째는 작업자 및 방문자의 출입 및 개인 피폭을 감시하는 출입자관리시스템(ADAMS)이다. 그림 1 및 2는 방사선감시시스템 및 출입자관리시스템의 전체적인 구성도를 보여준다.

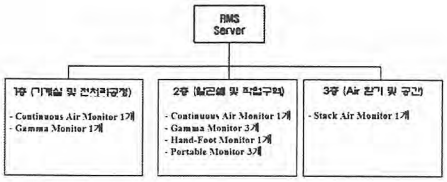


Fig. 1. Radiation Monitoring System.

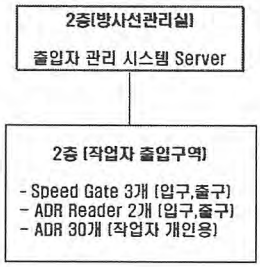


Fig. 2. Auto Dose Access Monitoring System.

2.2 시스템 장치 종류

2.2.1 RMS의 주요 장치 및 용도

- Area Monitor: 운전구역과 서비스구역 공간 선량율 측정
- Room Air Monitor: 운전구역과 서비스구역의 방사성 입자 및 옥소의 방사능 측정
- Stack Air Monitor: 굴뚝 배기체의 방사선 입자 및 옥소의 방사능 측정
- Hand-Foot Monitor: 출입자 핸드풋 모니터링 모니터

2.2.2 출입자 관리시스템의 장치 및 용도

- Speed Gate: 입구에 설치되어 시설 출입자를 통제하는 문
- ADR Reader: Dosimeter를 삽입시 출입자를 자동으로 감지하여 Speed Gate의 개폐 및 서브로의 자료전송을 담당
- Electronic Personal Dosimeter: 출입자 각 개인용 Dosimeter

3. PRIDE 시설 내 배치

PRIDE 시설은 모두 3층이며, 1층은 Ar 공급 및 정화시설과 같은 유틸리티, 2층은 Ar 셀 및 작업구역, 그리고 3층은 환기설비 등이 위치한다. 각 층별 방사선 감시기의 위치 선정은 각 층의 방사선 누출 및 그 시설위치에서의 대표적 방사

선 선량값을 얻을 수 있는 곳으로 선정하였다(그림 3~5 참조).

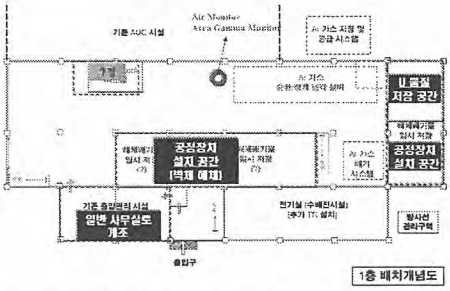


Fig. 3. Detector Location in the First Floor of the PRIDE Facility.

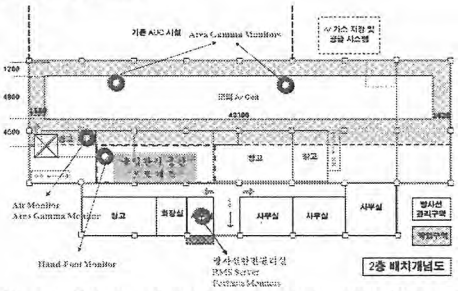


Fig. 4. Detector Locations in the Second Floor of the PRIDE Facility.

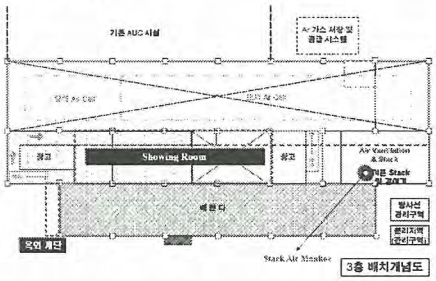


Fig. 5. Detector Location in the Third Floor of the PRIDE Facility.

4. 결 론

한국원자력연구원에서는 공학규모 Pyro 실증을 위한 PRIDE 시설을 구축하고 있다. 이 시설에는 작업자의 방사선 안전작업 및 출입관리를 위한 방사선안전관리시스템이 설치되며, 3개 층으로 구성된 시설에 효율적인 방사선 측정을 위해 검출기들이 적절히 배치된다. 이 시스템은 PRIDE 시설의 출입자 및 방문자의 방사선 안전에 중요한 역할을 할 것이다.

5. 참고문헌

[1] 유길성 외, "선진 원자력발전국의 사용후핵연료 처리기술 및 정책현황과 우리나라의 관련 연구 현황", 한국방사성폐기물학회지, Vol.5(4), P. 339-350, 2007.

[2] 유길성 외, "PRIDE 시설의 설계", 한국원자력학회 2009년 춘계학술발표회, 2009.

[3] 조일제 외, "Design Study of PRIDE Facility", 한국방사성폐기물학회 2009년 추계학술발표회, 2009.

[4] 정원명 외, "PRIDE 시설의 기본설계", 한국방사성폐기물학회 2009년 추계학술발표회, 2009.

PRIDE 실증용 천정이동장치를 위한 최적 입력 궤적 연구

유정민, 이효직, 김기호
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045 한국원자력연구원
yoo0911@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후 핵연료를 환경 친화적이고 재사용할 수 있는 파이로프로세싱(pyroprocessing) 기술 개발을 위해 많은 연구를 하고 있으며, 이를 종합적으로 평가할 수 있는 시설인 PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmostration)를 건설하고 있다. PRIDE 내부는 알곤 분위기이므로 사람이 접근할 수 없어 모든 작업은 원격으로 수행된다. 작업의 원격화를 위해 기계식 조작기를 사용하고 있지만 기계식 조작기를 사용할 경우 작업 공간이 한정되기 때문에 이를 보완하기 위해 셀 내에서 x, y, z 방향 이동 및 회전이 가능한 천정이동형 양팔 서보조작기 프로토타입을 개발하였다[1]. 특히, 셀에서 양팔 서보 조작기의 이동을 위한 천정이동장치는 Fig. 1과 같이 거더(Girder), 트롤리(Trolley), 텔레스코프(Telescope), 회전인터페이스(Rotation interface)로 구성되었다. 거더는 천정이동장치 전체를 셀의 주행(x)방향으로 이동시키며, 트롤리는 거더 위에 설치된 레일 위에서 트롤리 이하 전체를 셀의 횡(y)으로 이동시킨다. 마지막으로 텔레스코프는 회전인터페이스 및 슬레이브 조작기를 수직(z) 방향으로 이동시킨다[2]. 천정이동장치를 이용하여 양팔 서보조작기를 이동시킬 경우 출발 및 정지를 하게 되며, 이때 양팔 서보조작기에 진동이 발생한다.

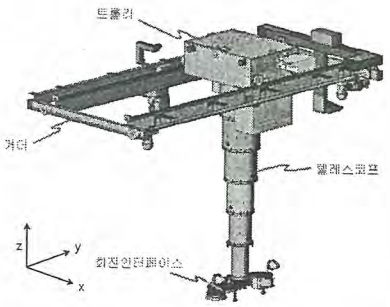


Fig. 1. Configuration of bridge transport system.

본 논문에서는 이러한 잔류진동을 줄일 수 있도록 입력 궤적 형태 및 가/감속 시간을 달리하여 알맞은 입력 궤적을 실험적으로 알아보고자 한다. 입력 궤적 형태로는 사다리꼴과 S-곡선(5차) 형태를 이용하였다.

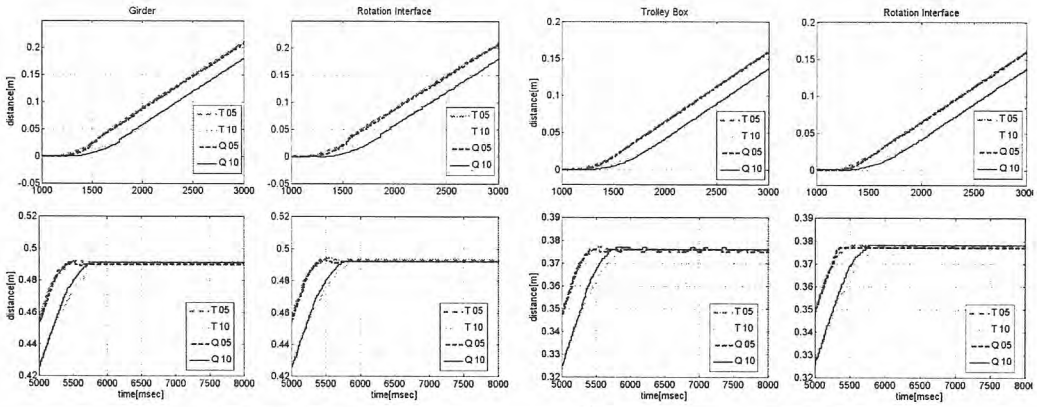
2. 본론

2.1 실험

x, y 방향에 대해 각각 텔레스코프 튜브를 완전히 신장, 수축하였을 경우에 대해 실험을 하였다. 또한, 입력 궤적의 가/감속 시간을 0.5초와 1.0초로 달리하여 실험을 하였다. 모든 입력 궤적은 1초부터 가속시간까지 속도를 모터의 정격속도까지 상승시키고, 이 후 5초까지는 속도를 유지하며, 5초부터 감속시간까지 속도를 0이 되게 하고, 그 후 8초까지 상태를 유지하도록 하였다. 레이저 거리 측정기를 이용하여 x방향으로 이동할 경우 거더와 회전인터페이스의 이동거리를 동시에 측정하였으며, y방향으로 이동할 경우 트롤리 박스와 회전 인터페이스의 이동거리를 동시에 측정하여 상부에 위치한 거더 차륜 및 트롤리 차륜의 구동에 의한 진동이 하부 조작기에 미치는 영향을 살펴보았다.

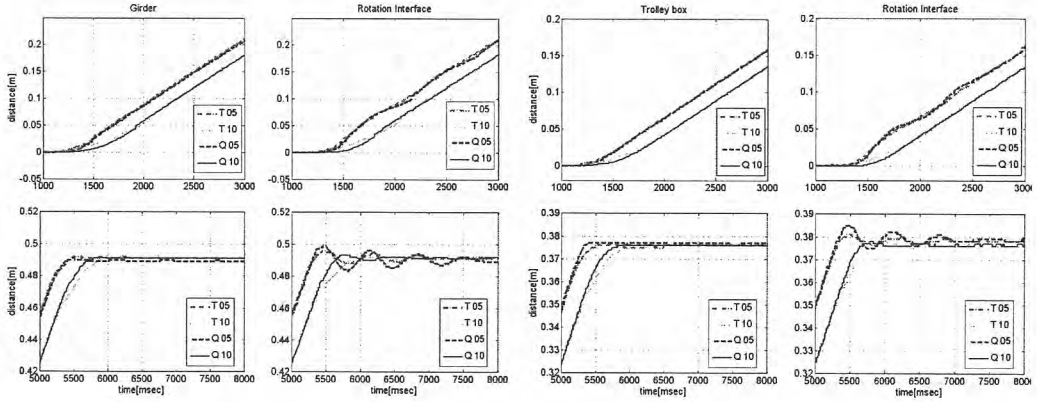
2.2 실험 결과

Fig. 2와 Fig. 3은 각각 텔레스코프가 완전히 수축, 신장하였을 때 실험 결과이다. 각각의 그림에서 윗부분은 출발을, 아랫부분은 정지시를 확대한 것이다. 모든 그림에서 'T'와 'Q'는 각각 사다리꼴과 S-곡선 형태를 나타내며, '05'와 '10'은 가/감속 시간을 나타낸다. Fig. 2.(a)를 통해 알 수 있듯이 텔레스코프가 완전히 수축한 상태에서 x 방향으로 1.0초 동안 출발 및 정지를 시킬 때는 입력 궤적 형태에 상관없이 회전 인터페이스에 잔류 진동이 발생하지 않는다. y방향으로 장치를 이동할 경우에는 Fig. 2.(b)와 같이 0.5초 동안 출발 및 정지를하여도 궤적 형태와 상관없이 진동이 발생하지 않는다. 텔레스코프가 최대로 신장하



(a) x-direction (b) y-direction

Fig. 2. Telescope with fully retraction.



(a) x-direction (b) y-direction

Fig. 3. Telescope with fully extension.

였을 경우는 Fig. 3과 같이 x, y방향으로 입력 궤적 형태에 관계없이 회전 인터페이스에서 잔류 진동이 발생한다. 특히, 0.5초 동안 가/감속을 할 경우 S-곡선 형태가 사다리꼴 형태보다 크기가 큰 진동이 나타난다. 그러나 1.0초 동안 가/감속을 하게 되면 S-곡선 형태가 사다리꼴 형태보다 감속 시 잔류 진동이 빠르게 사리진다.

3. 결론

본 논문에서는 천정이동장치에 적용하기 적합한 입력 궤적 형태 및 가/감속 시간에 대해 알아보았다. 레이저 거리 측정기를 이용한 성능 평가를 통해 x, y방향으로 이동시킬 때 가/감속 시간을 1.0초 이상으로 할 경우 S-곡선 형태가 사다리꼴 형태보다 텔레스코프 상태와 상관없이 양팔 서보조작기의 잔류진동을 줄일 수 있음을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국과학재단의 지원을 받아 수행된 원자력 연구개발사업 연구임.

5. 참고문헌

[1] International Conference on Control, Automation and System, pp.1851-1854, 2010.

[2] 한국정밀공학회, 2011년 춘계학술대회논문집, pp.437-438, 2011.

PRIDE 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 유지보수 방안

박병석, 이효직, 이종광, 유승남, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정인 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)의 아르곤 셀에는 공정장치들의 운전 및 유지보수를 위해 3차원적으로 이동이 가능한 천정이동 양팔 서보조작기 시스템이 설치된다. 일반적으로 핫셀이나 알르곤 셀에 놓이는 공정장치나 원격 취급장비들은 이들에 대한 원격 유지보수성을 고려하여 설계, 제작되어야 한다. 본 논문에서는 개발한 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 유지보수 방안에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 PRIDE 원격 취급 시스템

그림 1은 건설 중인 PRIDE의 단면도를 보여준다. 2층은 기밀이 유지되는 아르곤 셀로서 아르곤 분위기가 요구되는 공정장치들이 놓이며, 1층은 아르곤 분위가가 요구되지 않는 공정장치들이 놓인다. 아르곤 셀의 좌측 전면에는 17개의 투시창(A)이 설치되며, 각각의 투시창 좌우에는 상업용 기계식 마스터-슬레이브 조작기(B)가 1조씩(HWM A100, 연속 취급하중 15kgf, 최대 순간 취급하중 25 kgf) 설치된다. 아르곤 셀 1단에는 개발한 천정이동 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기(슬레이브 조작기 한팔: 연속 취급하중 25kgf, 최대 순간 취급하중 50kgf, 슬레이브 조작기 천정이동 장치: 조작기 양팔 부착 상태에서 취급하중 400 kgf, 조작기 양팔 제거 상태에서 취급하중 800 kgf, 보조 호이스트: 500 kgf)가 설치되는데, 양팔 마스터(C)와 슬레이브(D) 및 각각의 이동장치(E, F)로 구성된다. 아르곤 셀 2단에는 천정이동 크레인(G, 취급하중 2.8 tons)이 설치되며, 셀 천정에는 blister hoist(H, 취급하중 2.0 tons)가 설치된다. 아르곤 셀 바닥에는 아르곤 분위기를 유지하면서 공정물질 또는 공정장치의 반입/반출이 가능하게 해주는 LTL (Large Transfer Lock) 시스템이 설치된다. LTL로 반입/반출 가능한 제원은 지름 2.2 m, 높이 2.2 m, 중량 2.8 tons 이하여야 한다. 장치 높이가 2.2 m 이하로 제한되는 이유는 2.8톤 크레인 hook 높이가 약 5 m 이기 때문이다. 공정장치를 들어올리기 위해 hook에 매달리는 취급장비의 높이(약 0.6 m)를 고려하면 실제적으로는 크레인의 취급 높이는 4.4 m가 된다. 어느 한 최대 높이의 공정장치를 LTL로 반출하려고 할 때 옆에 있는 또 다른 같은 최대 높이의 공정장치 위를 통과하기 위해서는 기본적으로 최대 높이의 2배가 확보되어야 한다. 따라서, 공정장치 최대 높이는 2.2 m가 된다. 천정이동 양팔 서보조작기는 PRIDE 제약 조건(시설 제원, 천정 크레인 제원, 공정장치 크기 등) 하에서 공정장치 최대 높이(2.2 m)까지의 작업 및 상부와의 간섭 없이 이동이 가능하도록 최적으로 설계/제작 하였다. 서보조작기가 부착된 텔리스코핑 튜브를 완전히 접었을 때 조작기 손목까지 높이는 2.4 m이다.

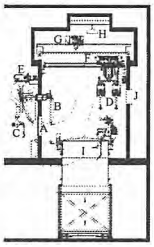


Fig. 1. Cross section view of the PRIDE.

2.2 PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템

그림 2는 PRIDE 천정이동 양팔 서보조작기(Bridge transported Dual-arm Servo-Manipulator, BDSM) 시스템의 개략도를 보여준다. 천정이동장치 및 제어 시스템을 제외하고는 서보조작기의 기계적 구조는 기계식 마스터-슬레이브 조작기와 유사하다. 3차원적으로 이동이 가능한 천정이동장치는 기계식 조작기에 비해 서보조작기의 작업영역을 크게 증가시킨다. 또한, 서보조작기는 기계식 조작기에 비해 작업자의 피로를 크게 줄일 수 있다. 기계식 조작기는 슬레이브 조작기가 취급하

는 무게를 그대로 작업자에게 전달하지만, 서보조작기는 작업자에게 슬레이브 조작기가 취급하는 무게를 전혀 느끼지 못하게 할 수 있기 때문이다. 2009년까지 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 시제품 개발을 완료하였으며, 현재는 PRIDE에 설치할 실증용 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 제작을 완료하여 성능시험 중에 있으며, 2011년 12월에 PRIDE에 설치를 완료할 예정이다.

천정이동 양팔 서보조작기 시스템은 아르곤 셀에 설치되어 사용되기 때문에 운전 중 고장이 발생하여 보수가 필요하거나, 부품의 수명이 다하여 교체가 필요할 경우 셀 내 또는 셀 밖에서 작업이 이루어지거나 그렇지 못한 경우 이에 대한 대책이 마련되어야 한다. 아래에 이의 내용에 대해 상세히 기술한다.

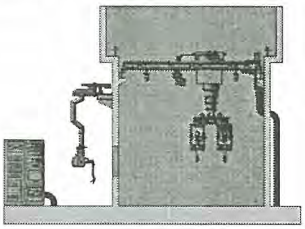


Fig. 2. Graphical view of the BDSM for the PRIDE.

2.3 천정이동 양팔 서보조작기 시스템의 유지보수 방안

2.3.1 천정이동장치 유지보수 방안

아르곤 셀 내에서 양팔 슬레이브 서보조작기를 3차원적으로 이동시키는 천정이동장치는 크게 거더(X 방향 구동), 트롤리(Y 방향 구동), 텔리스코핑 튜브(Z 방향 구동) 및 회전판 으로 구성된다. 거더는 모터 구동부를 제외하면 유지보수 대상이 거의 존재하지 않기 때문에 비상용 모터 구동부를 부가적으로 장착하여 2중화 하였으며, 트롤리 및 텔리스코프핑 튜브 모터 구동부도 2중화 하였다. 고장 발생 가능성은 매우 낮지만 만약 운전 중에 모터 구동부가 고장이 발생한다면, 비상용 모터 구동부로 계속해서 운전을 수행한다. 그러나, 트롤리에 장착된 텔리스코핑 튜브는 모터 구동부외에도 다른 부위에서 고장이 발생할 가능성이 존재한다. 이 경우에는 회전판 및 텔리스코핑 튜브가 부착된 트롤리를 blister hoist 또는 천정이동 크레인으로 들어올려 LTL로 반출 한 후 유지보수하게 된다. 그림 3은 크레인을 사용하여 들어 올리는 모습을 보여준다.

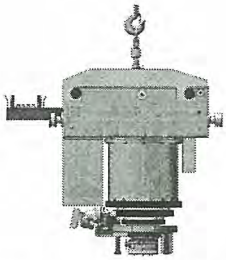


Fig. 3. Trolley module

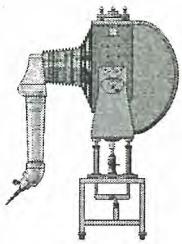


Fig. 4. Servo-manipulator. module.

2.3.2 서보조작기 유지보수 방안

텔레스코픽 튜브 말단 회전판에 부착되는 슬레이브 서보조작기를 기계식 조작기로 탈/부착 할 수 있도록 설계/제작하였다. 각각의 서보조작기는 독립적으로 분리/부착될 수 있다. 분리된 서보조작기는 천정이동 크레인을 사용하여 LTL로 반출 후 유지보수하게 된다. 그림 4는 서보조작기가 회전판으로부터 분리된 모습을 보여 준다.

3. 결론

현재 제작 완료하여 성능시험 중에 있는 천정이동 양팔 서보조작기 시스템은 2011년 12월에 PRIDE의 아르곤 셀에 설치할 예정이며, 2012년부터는 PRIDE 시설의 원격 운전 및 유지보수에 활용할 예정이다. 천정이동 양팔 서보조작기는 운전 중에 고장이 발생하더라도 계속적인 운전 및 유지보수가 가능하도록 비상구동부를 부가적으로 장착하였으며, 아르곤 셀 외부로의 반출이 가능하도록 부분적으로 모듈화 하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석, 이효직, 이종광, 유승남, 김기호, 김호동, "PRIDE 원격 운전/유지보수용 천정이동 양팔 서보조작기의 모듈화 설계", 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 153-154, 2011.

PRIDE 실증용 서보조작기의 실시간 제어시스템 개발

이종광, 박병석, 이효직, 유승남, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
leejk@kaeri.re.kr

1. 서론

Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 공학규모 파이로 일관공정 연구시설인 PRIDE 시설이 구축되고 있다. PRIDE 시설의 공정셀은 완전 기밀형 아르곤 셀로 작업자의 직접적인 접근이 불가능하므로 모든 공정운전 및 장치 유지보수 작업들을 마스터-슬레이브 원격조작에 의해 수행하여야 한다. PRIDE 시설의 개념설계 단계에서 공정장치의 유지보수를 위해 단위 모듈의 최대 중량을 25 kgf로 설정하고 복잡한 조작이 가능하도록 양팔형 서보조작기를 개발하였다. 서보조작기는 양방향 제어가 가능한데, 이는 조작자가 움직이는 마스터 조작기의 위치를 슬레이브 조작기가 정확히 추종하는 동시에 슬레이브 조작기가 작업 물체 또는 환경과 접촉하는 힘/토크를 마스터 조작자에게 전달하는 것을 의미한다. 프로토타입 조작기의 경우 PC 기반의 제어시스템을 구축하였는데, OS 자체의 비실시간 특성으로 인해 제어 성능을 높이는데 한계가 있었으며, 부속 하드웨어의 이상시 대처가 어려운 단점이 있었다. 본 연구에서는 PC 기반 제어시스템의 문제점을 극복하는 실시간 DSP 기반 제어시스템을 개발하였으며, 이의 주요 내용들을 요약하였다.

2. PRIDE 실증용 양팔 서보조작기

Fig. 1과 같이 개발된 마스터-슬레이브 양팔 서보조작기의 주요 특징은 다음과 같다.

- 슬레이브 조작기는 한 팔당 25 kgf의 하중을 연속적으로 취급할 수 있으며, 마스터 조작기는 5 kgf까지의 작업력을 조작자에게 전달할 수 있다.
- 일반적인 케이블 구동 조작기는 관절 운동시 케이블이 풀리에 감기는 양이 변화하여 모션 간섭(motion coupling) 발생된다. 개발된 조작기는 모션 간섭량을 이동 풀리를 통해 흡수하는 구조를 갖고 있어, 한 관절의 운동이 타 관절의 운동에 전혀 영향을 미치지 않는다. 이를 통해 예기치 못한 오동작을 줄일 수 있으며, 부품의 내구성을 향상 시킬 수 있다.
- 마스터 조작기는 조작자가 직접 운전하게 되므로 큰 힘을 들이지 않고도 쉽게 움직일 수 있어야 한다. 이를 위해 구동부가 높은 역구동성(backdrivability)을 갖도록 케이블과 기어가 최적의 비율로 혼합된 동력 전달 방식을 선정하였다.
- 조작기 관절의 무게 불균형은 조작자가 불필요한 힘을 느끼게 하므로 관절이 균형을 갖도록 설계하는 것이 중요하다. 기구적 무게 균형을 이루기 위해 위치에너지 해석 방법을 적용하여 설계 파라미터들을 결정하였다.

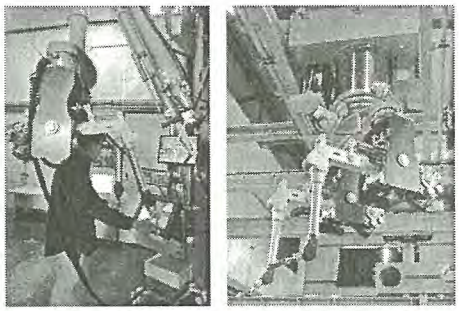


Fig. 1. Master-slave dual arm servo-manipulator.

3. DSP 기반 제어시스템

3.1 하드웨어

DSP 제어기는 Fig. 2와 같이 제어를 담당하는 CPU 모듈, 엔코더 모듈, 디지털 입출력 모듈, serial 통신 모듈로 구성되어 있다. 각 모듈은 확장이 용이하며 터미널 젠더를 통해 각종 신호의 배선을 편리하게 할 수 있도록 구성되었다.

CPU 모듈은 실시간 OS 환경하에서 제어에 필요한 모든 프로세스를 관장하며, 이더넷 통신을 통해 모듈 상호간 또는 호스트 PC와 통신을 수행한다. 아날로그 출력모듈은 CPU 모듈이 서보드라이버에 -10~10V의 전압을 출력하여 속도 또는 토크 지령을 낼 수 있도록 신호 인터페이스 기능

을 제공한다. 또한 엔코더 모듈은 서보드라이버로부터 출력되는 A/B 펄스 신호를 계수하는 인터페이스를 제공하며, alarm, limit, alarm reset 등 각종 입출력 신호를 제어한다.

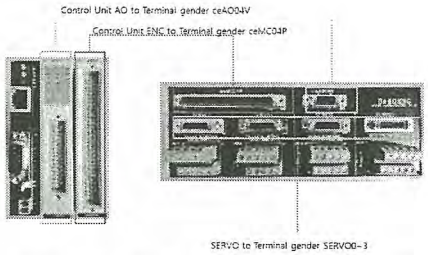


Fig. 2. DSP-base 4-axis motion controller.

마스터-슬레이브 양팔 서보조작기 제어시스템은 Fig. 3에 나타난 것과 같이 DSP 모션 제어기와 서보 드라이버 등으로 구성된다. 양방향 힘반영 제어(bilateral force reflection control)를 구현할 수 있도록 모터 드라이버에서 제공하는 속도 제어기나 위치제어기를 사용하지 않고 제어 알고리즘을 직접 개발하여 적용할 수 있도록 토크지령 모드로 제어된다. 서보조작기의 각 축은 기구적 스토퍼와 함께 리밋 스위치를 설치하여 과도한 동작을 방지하였다.

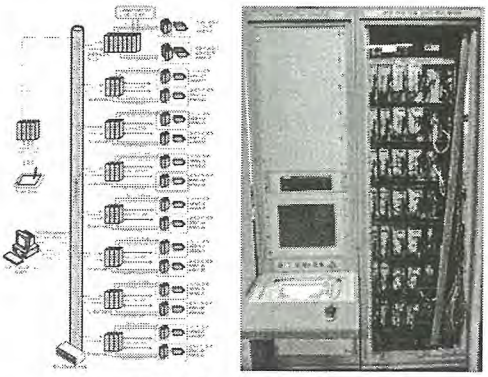


Fig. 3. DSP-based control system.

3.2 소프트웨어

케이블 구동 서보조작기의 경우 손목부에 힘센서를 부착하기 어려운 구조를 갖고 있어 힘기준형(힘-위치) 제어기의 적용이 제한된다. 또한 링크 각도의 직접적인 측정이 불가능하고 대신 모터축의 회전각도만의 측정이 가능한 점도 제어기 설계 시 고려해야 한다.

본 연구에서는 조작기의 복잡한 비선형 동역학을 직접 계산하는 대신에 시간지연추정을 이용함으로써 매우 효율적이고 계산양의 부담이 적은 장점을 가진 시간지연 제어기(Time Delay Control, TDC)를 마스터-슬레이브 양방향 제어에 도입하여 조작기의 부하변동과 외란에도 강인한 정밀 위치추종 제어가 가능하다.

Fig. 4는 슬레이브 조작기가 25 kgf의 하중물을 취급 할 때의 제어 결과를 보여준다. 위치뿐만 아니라 속도와 가속도까지도 마스터 조작자의 움직임을 잘 추종함을 알 수 있다.

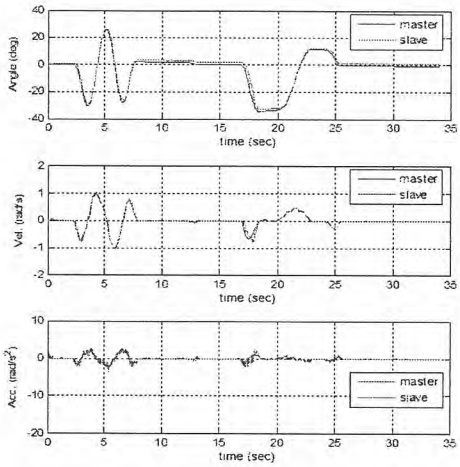


Fig. 4. Position tracking results where the slave arm follows arbitrary motion of the master.

4. 결론

본 논문에서는 PRIDE 공정장치의 원격 운전 및 유지보수를 위해 제작된 마스터-슬레이브 양팔 서보조작기의 양방향 제어를 실시간을 수행하기 위한 DSP 기반 제어시스템에 대해 다루었다. 구축된 DSP 제어시스템은 PC 기반의 제어시스템에 비해 실시간 제어 성능이 우수하며 모듈의 유지보수가 편리함을 확인하였다. 제어시스템의 안정성 검증 및 제어 알고리즘 성능 시험을 거쳐 금년도 말에 PRIDE 시설에 설치할 예정이다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

디지털 목업을 이용한 공정장치의 원격 접근성 평가

김성현, 이효직, 유승남, 김기호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hvun@kaeri.re.kr

1. 서론

일반 산업계에서는 제품의 개념설계부터 제조, 유지보수까지의 전체 제품개발주기를 디지털환경하에서 생성시키고, 전산모사하는 등의 컴퓨터를 이용한 가상 공간상에서 공정장치의 구조, 구동 및 공정을 검증하는 기술이 활발하게 도입되고 있다. 따라서, 물리적인 실물 모형 대신에 가상 프로토타입핑(Virtual Prototyping) 및 디지털 제조(Digital Manufacturing)을 이용하여 컴퓨터 안에서 실제 시설의 구조 및 외형뿐만 아니라 장치들의 조립과정에서의 조립성, 기기의 동작특성 및 대규모 공정의 전 과정을 모사하여 실제 장치에서 발생할 수 있는 문제점을 보완하고 있다.

일본 JNFL은 고준위 액체폐기물 저장시설(K시설)에서 캐니스터 수납장치에 대한 설계 타당성을 검증하기 위하여 IGRIP을 이용한 Virtual Prototyping을 활용하였고, 핵연료주기 시설내 핫셀에서의 원격취급과 유지보수를 위한 크레인 또는 매니퓰레이터의 작업절차 설정과 가능한 작업영역 검증 및 작업자 훈련을 위해 그래픽 기술을 활용하고 있다.

한국원자력연구원에서는 파이로 프로세스 기술을 개발하고 있으며, 이 기술을 구현하기 위해 공학규모의 pyroprocess 공정을 일괄공정으로 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(PRIDE : PyRoprocess Integrated DEmonstration Facility)을 건설 중에 있다. 본 연구에서는 pyroprocess 시설/공정의 설계 제작 시 개발 기간 단축 및 비용 절감을 위해 개념설계 단계부터 컴퓨터 시뮬레이션 기술을 활용하여 공정장치의 원격 취급/운전/유지보수성 및 배치 분석 등을 통해 시설 및 장치의 설계를 검증하는 pyroprocess 원격 운전 분석시스템을 개발하였다. 이 공정에 사용되는 3D 모델의 공정장치를 가상의 PRIDE 목업에 설치하고, 모든 공정장치들은 원격작업이 이루어 질 수 있도록 공정장치의 배치 선정 및 장치의 제작 전에 가상의 원격취급 장비를 이용한 원격 접근성을 검증하고자 하였다. Pyroprocess 원격 운전 분석시스템을 활용하여 공학규모 파이로 공정장치의 원격 운전성과 유지보수성을 분석 및 평가를 통하여 공정장치의 배치 및 원격작업의 가능성을 점검하고자 하였다.

2. 본론

2.1 PRIDE 시설

파이로 종합시험시설은 파이로 프로세스의 일관공정을 실증위한 단일 셀로 아르곤 분위기의 목업이다. 내부크기는 40(L) x 4.8(W) x 6.4(H)m 이다. Pyroprocess 는 사용후 핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 기술로, 이 기술은 4개의 주요 공정(전해환원, 전해정련, 전해 제련, 염 폐기물)으로 이루어져 있다. 파이로 종합시험시설에는 pyro 공정장치와 원격 취급장비인 크레인, 17조의 원격조정기 및 천정이동형 양팔형 서보조작기가 설치될 예정이다.

2.2 PRIDE 원격운전 분석용 시스템

2.2.1 원격운전 분석용 시스템 개발

파이로 종합시험시설은 기존의 건물 안에 목업이 설치되는 구조로 공간이 매우 한정되어 있다. 원격운전 분석용 시스템은 가상 환경에서 개념설계된 공정장치와 원격장비를 디지털 목업에 배치하고 원격장비의 작업영역을 이용한 공정장치의 배치 및 접근성을 검증하는 시스템이다. 이 시스템은 입력, 시뮬레이션, 모델 입력 및 외부 입력 모듈로 구성하였다. 이를 개발하기 위해 사용된 소프트웨어는 윈도우 XP환경에서 Visual Studio 2005, Open Haptics, CodeJock Toolkit 및 Open Inventor를 사용하였다. 사용자 GUI의 메뉴는 CodeJock Toolkit로 개발하였다. GUI에서 그래픽 렌더링은 Open Inventor를 사용하여 개발하였다. 원격 취급장비는 hpatic 이라는 입력장치를 이용하여 동작과 충돌현상을 감지하는 그래픽 렌더링 API로 Open Haptics를 사용하였다. 원격 취급장비의 기구학 알고리즘 및 모델 입력을 위

한 프로그램은 Visual Studio 2005 기반의 Visual C++를 사용하여 개발하였다. 시뮬레이터에서 원격 취급장비의 움직임에 대한 입력장치는 펜텀(PHANTOM Premium 1.5, Sensable Ltd.), 조이스틱 및 3D 마우스를 사용하였다.

2.2.2 모델링 및 디지털 목업 구축

PRIDE 시설의 설계도면, 유지보수 장비의 설계도면, 공학규모 공정장치의 개념 설계도면들은 3차원 캐드소프트웨어로 3차원 데이터를 갖는 모델데이터로 생성된다. 디지털 목업 구축에 사용되는 모델 데이터는 scene graph 구조를 갖는다. 디지털 목업에 사용된 모델의 형상데이터는 실측 크기이다. 시스템에 사용된 동작과 관련된 모델(원격 취급장비)들은 회전과 이동에 관한 기구학적인 특성 및 동작의 범위라는 속성을 부여하여 동작하는 장치의 모델을 완성하였다. 모든 모델을 하나의 가상공간상에 배치한 PRIDE 디지털 목업을 구성하였다. 구성된 목업에서 원격 접근성을 분석하기 위해 원격 취급장비들은 시스템에 연결된 외부 입력장치(haptic, joystick, 3D mouse)를 이용하여 동작을 구현하였다.

2.3 원격 접근성 평가

2.3.1 원격 취급 장비의 원격 접근성 평가

원격접근성 평가를 위해 평가인자와 독립변수들을 도출하여 공정장치의 접근성/운전성/유지보수성을 실시간으로 분석하고, 배치분석을 통해 파이로 시설과 장치의 설계를 검증할 수 있는 평가 방법론을 도출하였다. 원격 취급장비 및 장비를 고려한 원격접근성 부분과 이와 관련이 없는 배치인자로 나눌 수 있다. 공정장치 배치인자 중 원격 취급장비의 원격접근성과 관련된 부분은 시야확보, 작업영역, 접근경로의 세 가지 인자로 구분해 볼 수 있다. 시야확보는 작업창 및 카메라를 통해 본 작업지점의 시야평가 인자이며, 그림 1과 같이 작업영역은 조작기의 기구학으로부터 생산된 workspace 내에 작업지점이 존재하는가에 대한 평가 인자이며, 접근경로는 원격 취급장비를 갖고 작업지점에 접근작업을 하는 과정에서 발생하는 평가 인자이다. 따라서, 원격 취급장비 관련 원격접근성 인자들을 개별적으로 분석하면 개별 원격접근성 인자에 영향을 주는 독립변수를 파악할 수 있다.

2.3.2 전해환원장치의 원격 접근성 평가

전해환원장치의 6개의 운전작업 지점에 대한 중 원격접근성 평가를 수행하였다. 공정장치는 작업창에서 공정장치 중심까지의 거리가 다른 3지점에 각각 배치하고 원격 접근성 평가를 수행하였다. 종합적으로 원격접근성은 2400mm, 3500mm의 경우에는 비슷한 평가를 보여주었으며, 1500mm인 경우에는 좋지 않은 평가를 보여주었다. 이는 BDSM의 영향보다는 벽에 설치된 MSM의 한정된 작업영역으로 인한 영향을 받은 것으로 보여진다.

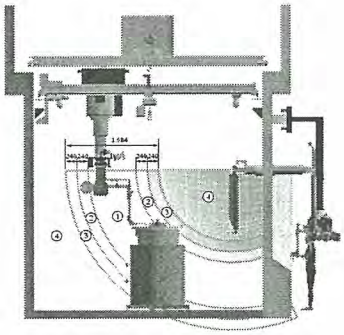


Fig. 1. The workspace of MSM.

3. 결론

파이로 종합시험시설, 공정장치 및 원격 취급장비를 3차원 모델링을 하여 pyroprocess 원격 운전 분석시스템에서 가상공간의 PRIDE 디지털 목업을 구축하였다. 원격접근성 평가를 위해 평가인자와 독립변수들을 체계적으로 도출하고, 객관적인 평가절차를 제시하여 파이로 공정장치들의 작업지점의 위치설계와 PRIDE 내 배치검토 등에 크게 기여할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] Y. Omura, "Virtual prototyping for canister receiving devices of high level waste storage facility," Proc. of '99 DENEB User Meeting for Korean Users, 1999.

PRIDE 실증용 천정이동장치의 개발

이효직, 박병석, 유정민, 이종광, 유승남, 김기호, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
hyojik@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후 핵연료를 환경친화적이고 재사용할 수 있는 파이로프로세싱(pyroprocessing) 기술 개발을 위해 많은 연구를 하고 있으며, 이를 종합적으로 평가할 수 있는 시설인 PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmostration)를 건설하고 있다. PRIDE 내부는 알곤 분위기이므로 사람이 접근할 수 없어 모든 작업은 원격으로 수행된다. 작업의 원격화를 위해 기계식 조작기를 사용하고 있지만 기계식 조작기를 사용할 경우 작업 공간이 한정되기 때문에 이를 보완하기 위해 셀 내에서 x, y, z 방향 이동 및 회전이 가능한 천정이동 양팔 서보조작기 프로토타입을 개발하였다. 특히, 셀에서 양팔 서보조작기의 이동을 위한 천정이동장치는 Fig. 1과 같이 거더(Girder), 트롤리(Trolley), 텔레스코프(Telescope), 회전인터페이스(Rotation interface)로 구성되었다. 거더는 천정이동장치 전체를 셀의 주행(x)방향으로 이동시키며, 트롤리는 거더 위에 설치된 레일 위에서 트롤리 이하 전체를 셀의 횡(y)으로 이동시킨다. 마지막으로 텔레스코프는 회전인터페이스 및 슬레이브 조작기를 수직(z) 방향으로 이동시킨다[1].

본 연구에서는 PRIDE 시설 내에서 사용될 PRIDE 실증용 천정이동장치의 작업영역, 구동특성, 안전성, 유지보수성과 관련된 특징들을 살펴보고자 한다. 이러한 기본적인 특성을 숙지한다면 운전자는 PRIDE 실증용 천정이동장치를 좀 더 용이하게 사용할 수 있을 것이다.

2. 천정이동장치 특성

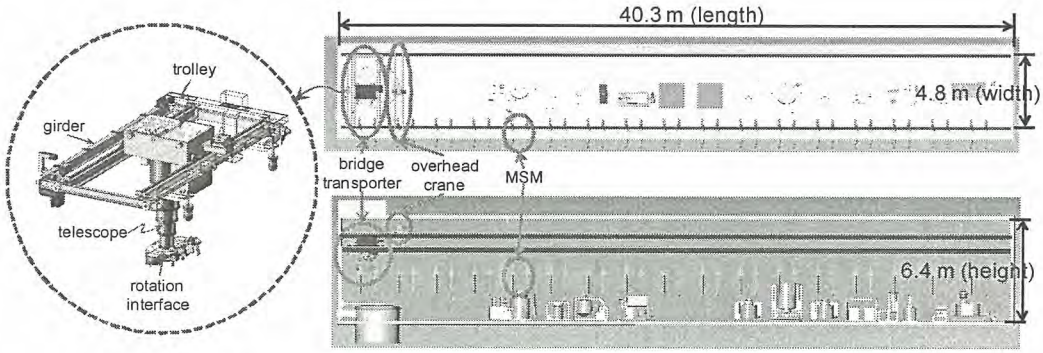
2.1 작업영역

PRIDE 셀의 길이, 폭, 높이 및 천정이동장치의 설치 높이를 고려하여 천정이동장치가 최대한의 작업영역을 갖도록 설계하였다. Fig. 1 및 Table 1에 PRIDE 셀의 크기, 천정이동장치의 크기 및 천정이동장치의 동작범위를 나타내었다.

Table 1. 천정이동장치 크기 및 작업영역.

	길이(m)	폭(m)	높이(m)
PRIDE 셀크기	40.3	4.8	6.4
천정이동장치 크기	2.6	4.6	1.5 (수축시)
천정이동장치 작업영역	37.4	3.4	2

위 천정이동장치의 작업영역은 PRIDE 셀의 왼쪽 끝 벽, 오른쪽 끝 벽 및 바닥이 천정이동장치에 부착된 조작기에 의해 충분이 접근이 가능한 범위이다.



천정이동장치 PRIDE 셀의 구조

Fig. 1. PRIDE 시설 및 천정이동장치.

2.2 구동특성

천정이동장치의 구동사양을 Table 2에 요약하였다. PRIDE 셀의 왼쪽끝에서 오른쪽 끝까지 주행시 약 306초, 2m의 권양 스트로크를 움직이는데는 약 62초, 폭방향의 횡행시는 37초가 걸린다. 천정이동장치의 동작중 조작기에 전달되는 진동을 줄이기 위해 천정이동장치 입력 궤적에 관한 연구를 수행하여 동작 프로그램으로 탑재하였다. 천정이동장치는 속력제어 모드로 동작하며, 운전자는 속력을 4단계 중 선택하고 터치패널 버튼을 눌러 동작시킬 수가 있으며, 출발 및 정지시 가감속 패턴을 계단형, 사다리꼴, 곡선형, 입력성형 중에 선택할 수 있고 가감속시간도 변경할 수 있다. Fig. 2는 가감속패턴이 계단형일 때와 곡선형일 때를 비교한 것으로 곡선형일 때 잔류진동이 크게 감쇠됨을 알 수 있다.

Table 2. 천정이동장치 구동사양.

	최대속력 (m/min)	작업영역도달 최소시간 (sec)
주행(거더)	7.3	306
횡행(트롤리)	5.7	37
권양(텔레스코프)	1.9	62
회전(인터페이스)	30 deg/sec	12

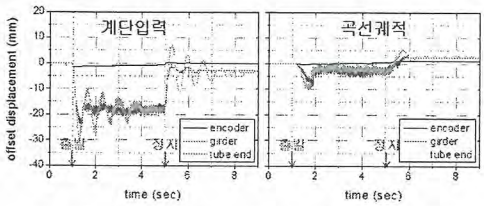


Fig. 2. 가감속패턴에 따른 잔류진동 크기 비교.

2.3 안전성

권양부 모듈의 안전성을 확보하기 위해 많은 설계노력을 기울였다. 낙하사고가 물리적으로 차단될 수 있도록 피동형 낙하방지 메커니즘을 채택하였고, 권양체인이 스프로켓에서 이탈할 가능성을 배제하기 위해 스프로켓 치형설계 및 스프로켓 추가 배치를 통해 낙하가능성을 원천적으로 차단하였다. Fig. 3에서 보면 권양모듈을 이중화하기 위한 클러치가 만일의 경우 모두 열렸을 때라도 웜기어를 사용하여 자유낙하가 원천적으로 방지되도록 하였고, 구동 스프로켓 1 개와 아이들 스프로켓 2 개를 사용하여 링크체인이 스프로켓에 이탈될 가능성을 원천적으로 차단하여 안전성을 확보하였다.

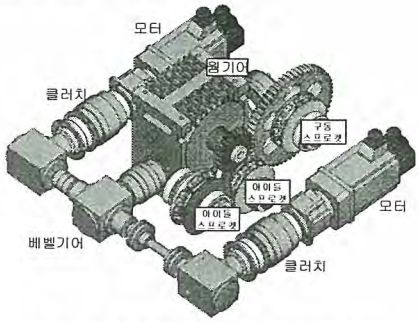


Fig. 3. 권양부 모듈의 낙하방지 설계.

2.4 유지보수성

천정이동장치의 유지보수 기간을 늘리기 위해 회전축을 제외한 모든 구동부는 이중화하여 고장시에도 비상 구동부가 동작할 수 있도록 설계하였다. 이와 동시에 트롤리, 텔레스코프 및 회전인터페이스 일체부가 거더 레일로부터 손쉽게 설치분리가 가능하도록 설계하여 향후 주요 기계부 고장시 대형이송시스템(2.2mD × 2.2mH)을 통하여 PRIDE 아르곤 셀 밖으로 반출될 수 있는 크기로 설계가 되었다.

3. 결론

본 연구에서는 원격취급장비를 PRIDE 셀 내부의 모든 지역으로 이송할 수 있는 PRIDE 실증용 천정이동장치의 주요 특징에 관해 설명하였다. 금년에 개발된 PRIDE 실증용 천정이동장치는 작업영역, 구동특성, 안전성 및 유지보수성이 매우 우수하여 PRIDE 시설의 원격취급 작업의 효율성을 크게 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국과학재단의 지원을 받아 수행된 원자력 연구개발사업 연구임.

5. 참고문헌

[1] International Conference on Applied Robotics for the Power Industry, "Development of a Bridge Transport System with Telescopic Motion," Montréal, Canada, 2010.

LSDS Development for Isotopic Fissile Assay in Spent Fuel

Yong Deok Lee, Chang Je Park, Geun-il Park, Jung Won Lee, Kee Chan Song
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon
ydlee@kaeri.re.kr

1. Introduction

An accumulation of spent fuels will reach the maximum capacity of current storage soon. Therefore, a storage site must be decided for next generation. As an option to reduce a spent fuel and reuse an existing fissile material in spent fuel, sodium fast reactor (SFR) program linked with pyro-processing is under development in KAERI. A uranium-TRU mixture through a pyro-process is used to fabricate SFR fuel. An assay of isotopic fissile content plays an important role in an optimum design of storage site and reuse of fissile materials of spent fuel.

Lead slowing down spectrometer (LSDS) is being developed in KAERI to analyze isotopic fissile material content. LSDS has several features: direct fissile assay, near real time fissile assay, no influence from radiation background, fissile isotopic assay (not gross total fissile) and applicable to spent fuel and recycled fuel. Based on the designed geometry[1], neutron energy resolution was investigated. The neutron energy spectrum was analyzed as well. Spent fuel emits large number of neutrons by spontaneous fission. Neutron generator must overcome the neutron background to get the pure fission signals from fissile materials. Neutron generator is planned to have compact system with one section electron linac which is easy maintenance, less cost and high neutron yield.

2. LSDS Development

The energy resolution was investigated at the fuel assay area, 2x2 and 4x4 fuel composition. Fissile material has its own fission characteristics at neutron energy. The source neutron slows down in the lead medium by interaction with lead. Lead has the feature to produce the continuous slowed down neutron energy. A good energy resolution is required to get fission signals. Fig. 1 shows the neutron energy resolution in the fuel assay area. The energy resolution is 0.5 at 10keV and 0.6 at 0.3eV and in between 1eV and 1keV, the resolution has ~0.3. The result shows that the different fuel geometry (2x2 and 4x4) has very similar property.

The neutron generator consists of target and electron acceleration part. The proposed target[2] has a cone shape configuration with Ta cylindrical plates. From the several sensitivity tests[2], the following results are obtained: (a) Among several metal targets, Ta and W provide high neutron yields. They also give a similar trend for various types of plate target geometries. (b) A uniform radius with increasing thickness plate types provides the preferable results to produce enough neutron sources. (c) Radius variation does not make a significant change in producing neutron source. (d) The middle part of plate target releases the high neutron and the high energy compared to other part. It requires a forced cooling system with a gas circulation. One section electron linear acceleration system is decided to accelerate electron and produce neutron by hitting on the target. From the intense background from assaying target fuel area, 40MeV electron energy was decided with 500mA beam current to produce 10^{12}n's/sec with Ta target. Ta target is good choice for high yield of neutron and easy maintenance.

3. Conclusion

The LSDS has the power to resolve the fission characteristics from each fissile material. This feature can analyze the content of isotopic fissile. From 1keV to 0.1eV energy range, the energy resolution

is enough to get the individual fissile fission signatures. The dominant fission signature is shown below 1eV for each fissile isotope. The neutron generation system with target was designed to get fission signals by fissile materials. The system was decided to overcome neutron backgrounds and to get good counting statistics.

Finally, an accurate fissile material content will contribute to safety of spent fuel reuse in future nuclear energy system and optimum design of spent fuel storage site. Additionally, an accurate fissile material content will increase international transparence and credibility for the reuse of PWR spent fuel.

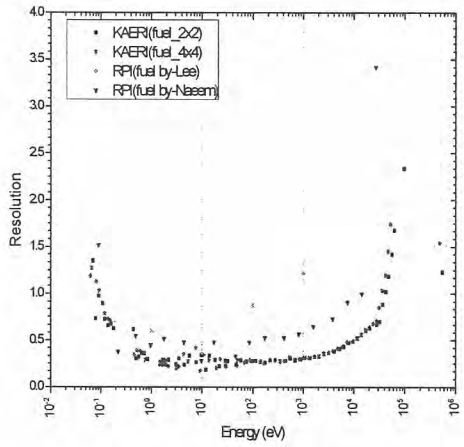


Fig. 1. Neutron energy resolution in different geometry.

4. Acknowledgement

This work was performed under the auspices of Korea Ministry of Science and Technology as a R&D project.

5. References

[1] Y. D. Lee, et al., Status of Lead Slowing Down Spectrometer Development for Nuclear Fissile Assay, 51st INMM Meeting, Baltimore, July11-15, 2010.

[2] C. J. Park, K.Y. Noh, and Y. Lee, A New Target Design with a Beryllium Multiplier for a Lead Slowing Down Time Spectrometer (LSDTS) System, Transactions of Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Jeju, October 21-22, 2010.

SDTS 중성자 선원 표적의 DPA 평가

박창제, 노경용, 현진영, 이용덕
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cipark@kaeri.re.kr

1. 서론

SDTS(Slowing Down Time Spectrometer) 시스템은 외부 중성자 선원을 이용하여 시료내에 존재하는 핵분열성 동위원소를 실시간적으로 정량 측정하는데 이용된다.[1]-[2] 그러나 SDTS 시스템은 수 MeV의 고속 중성자가 시스템 전체에 노출되기 때문에 재료의 방사화 손상이 예상된다. 이를 정량적으로 나타내는 값은 DPA (Displacements per atom)인데 중성자나 감마선에 의한 재료의 방사화 손상을 예측하고 이를 기초로 재료의 수명 평가에 이용된다.[3] 일반적으로 DPA 값은 다음과 같이 정의된다.

$$DPA = \kappa \frac{E_a}{E_d}$$

여기서 E_a 는 원자가 이용 가능한 전체 에너지를 나타내며 E_d는 원자가 격자위치에서 이동할 수 있는 에너지를 나타내며, κ는 조정인자로 이동효율(displacement efficiency)이라고도 불린다. 본 논문은 SDTS 시스템의 중성자 선원 표적에 대해 DPA 값을 몬테칼로 계산결과를 이용하여 생산하고 분석하고 있다.

2. 몬테칼로 DPA 평가

SDTS의 중성자 선원은 백그라운드 및 계측 수율을 고려하여 1E+11 n/s 이상의 높은 중성자가 요구된다. 이를 만족하기 위하여 주로 선형 전자가속기가 이용되고 있는데 선원 표적은 Ta나 W 같은 중금속이 이용된다. 기존 연구에서는 Ta를 이용한 표적은 Fig.1과 같이 5개의 판형으로 반경은 각각 2, 3, 4, 5, 6 cm 이며 두께는 2, 3, 4, 5, 6 mm를 제시하였다.[4]

몬테칼로 코드인 MCNPX[5]를 이용하여 Ta 표적에서 DPA 값을 평가하였다. Fm 카드를 이용하여 쉽게 DPA 값을 평가할 수 있다. 여기서 Ta 표적의 DPA 계산시 필요한 보정치를 0.1366 (barn cm)$^{-1}$ 을 사용하였고 표적 원판을 셀로 정의하여 평가하였다. 각 표적 셀에 대해 중성자 속과 중성자속 당 DPA 값을 Table 1에 나타내었다. 따라서 각 표적 원판에서의 DPA의 상대적으로 볼 수 있는데 Fig. 2는 5개의 표적셀에서 구한 DPA 값을 보여주고 있다.

일반적으로 DPA 값은 에너지에 따른 함수인데 반응 단면적은 낮은 에너지에서 공명에너지 영역까지는 감소하다가 다시 높은 에너지로 갈수록 증가하게 된다. 결과에서 보듯이 중성자 에너지가 높아 1 MeV 근처에서 peak 값을 보이고 다시 감소하는 현상을 보이고 있다. 그리고 가장 높은 중성자 에너지 가지는 첫 번째 원판 표적 (cell 1)에서 가장 높은 값의 중성자와 DPA 값을 가지는 것을 알 수 있다.

3. 표적 종류에 따른 DPA 평가

Ta 표적 대신 W 표적을 이용하는 경우에 대해 같은 모델을 이용하여 DPA 값을 비교하였다. 각 표적 셀에 대해 비교한 결과는 Table 2에 정리하였다. W의 경우 Ta 표적에 비해 cell 1에서 약 5% 낮은 DPA 값을 보이는다가 cell 2 및 cell 3에서는 10% 이상 높은 DPA 값을 가진다. 이는 고속 중성자속이 상대적으로 높아지고 그 세기도 상이하기 때문이다. 그리고 cell 4에서는 두 값이 비슷해지다가 다시 cell 5에서는 2% 정도 낮은 DPA를 보인다. 이는 W 표적이 Ta 표적에 비해 전반적으로 표적 앞부분에서 중성자 발생률이 높고 전자가 진행함에 따라 중성자가 상대적으로 적게 발생하는 것을 의미한다. 전반적으로 높은 DPA 값을 보이는 W 표적의 경우 Ta 표적에 비해 재료의 수명을 단축시키고 방사화에 의한 손상이 더욱 커질 것으로 판단된다.

4. 결론

몬테칼로 코드를 이용하여 SDTS 시스템의 중성자선원 표적에서의 DPA 값을 정량적으로 평가하였다. 평가 결과 높은 중성자 발생을 보이는 표적 선원에서 가장 높은 DPA 값을 가지는 것을 확인하였다. 또한 에너지에 따른 분포를 통해 높은 에너지에서 DPA가 증가하는 것을 확인하였다. 추가로 표적 금속을 Ta에서 W로 교체한 경우 전반적으로 10%

높은 DPA 값을 평가하였다. 이는 재료의 수명 단축과 밀접한 관련이 있는 것을 알 수 있었다. 추후 상세한 계산을 통해 보다 정확한 DPA 값을 구하면, 재료의 방사화 손상 및 이로 인한 변형을 정확하게 평가하여 재료의 수명단축에 충분히 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

5. 참고문헌

[1] Y.D. Lee, N.M. Abdurrahman, R.C. Block, D.R. Harris, and R.E. Slovacek, "Design of a Spent-Fuel Assay Device Using a Lead Spectrometer," Nucl. Sci. Eng., 131, 45 (1999).

[2] D. Rochman, R.C. Haight, J.M. O'Donnel, A. Michaudon, S.A. Wender, D.J. Vieira, E.M. Bond, T.A. Bredeweg, A. Kronenberg, J.B. Wilhelmy, T. Ethvignot, T. Granier, M. Petit, and Y. Danon, "Characteristics of a Lead Slowing-Down Spectrometer Coupled to the LANSCE Accelerator," Nuclear Instruments and Methods in Physical Research A, 550, 397 (2005).

[3] E.A. Read and C.R. Oliveira, "A Functional Method for Estimating DPA Tallies in Monte Carlo Calculations of Light Water Reactors", International Conference on Mathematics and Computational Method Applied to Nuclear Science and Engineering (M&C 2011), Rio de Janeiro, RJ, Brazil, May 8-12, 2011.

[4] C.J. Park, K.Y. Noh, and Y.D. Lee, "A New Target Design with a Beryllium Multiplier for a Lead Slowing Down Time Spectrometer (LSDTS) System," Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Jeju, Korea, Octorber 21-22, 2010.

[5] D.B. Pelowitz, MCNPX User's Manual, LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.

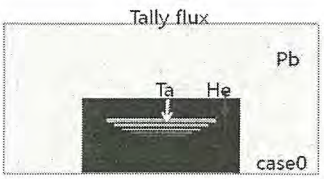


Fig. 1. Configuration of target for SDTS system.

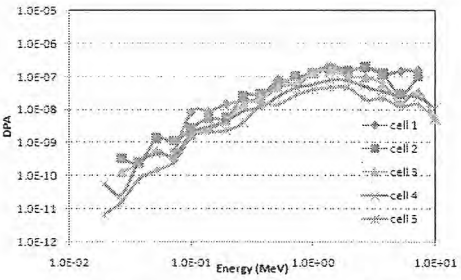


Fig. 2. DPA for various target plates of Ta.

Table 1. Flux and DPA for TA target plates.

Target	Flux(n/cm^2 s)	DPA/Flux
Plate 1	5.31E-4	2.52E-3
Plate 2	3.40E-4	3.29E-3
Plate 3	2.08E-4	3.69E-3
Plate 4	1.23E-4	3.83E-3
Plate 5	7.88E-5	3.49E-3

Table 2. DPA for Ta and W target plates.

Target	DPA of Ta	DPA of W
Plate 1	1.34E-6	1.27E-6
Plate 2	1.12E-6	1.25E-6
Plate 3	7.68E-7	8.50E-7
Plate 4	4.71E-7	4.75E-7
Plate 5	2.75E-7	2.69E-7

탈피복에 공급하는 사용후핵연료봉 절단방식 분석

김영환, 박근일, 이정원, 이영순, 이도연, 김수성
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전해환원 공정의 전처리를 위해서는 사용후핵연료 집합체 해체, 연료봉 인출, 인출연료봉 절단을 하는 기계적 전처리가 선행되어야 한다. 일반적으로 전처리공정은 습식방식 과 건식방식에 따라 연료봉의 절단방식의 특성을 달리한다. 특히, 건식공정인 파이로 공정은 건식공정으로서 기계적 전처리의 탈피복 공정효율과 연계하여 분석이 선행되어야 한다. 따라서 본 연구는 고효율 전처리공정의 설계를 위해서 단위공정의 일부인 PWR 사용후핵연료봉 절단방식의 타당성을 분석하였다. 이를 위해서 각 종 공구 사용에 따른 고려사항, 절단방식, 그리고 사용후핵연료봉 특성 등을 분석하였다. 또한 절단, 전단, 와이어컷, 그리고 수평식 슬릿 방식 등의 내구성, 구조, 소요시간, 기능, 취급성, 유지보수, 내방사성, 운전성, 장치크기, 동력, 가공도 그리고 탈피복 영향 등의 장단점을 분석하였다. 그 결과 유압동력의 사용을 전제하고, 기계적 탈피복을 고려하지 않을 때는 전단방식이 가장 유리함을 알 수 있었다. 사용후핵연료 절단방식의 분석을 통하여 상기 분석결과들은 사용후핵연료 핵연료주기 건식공정의 전처리 공정 설계에 활용할 수 있다.

2. 본론

2.1 공구 사용에 따른 절단방식의 고려사항

표 1 과 표 2에서 줄톱/연마식 톱은 핫셀 내의 대기 중이나 수중에서 사용후핵연료봉 절단을 위하여 광범위하게 사용되고 있다. 수중 절단은 절단시의 분진 확산 최소화 및 지르칼로이 미세 입자의 불꽃 발생 방지를 위하여 습식 방법으로 절단한다. 절단 휠을 용이하게 교환할 수 있고, 많은 양의 초미립자(1 ㎛ 이하) 생성으로 지르칼로이 분말을 수집하고, 장비 주변의 분말 누적을 방지할 수 있도록 설계한다.

레이저 절단방식은 사용후핵연료봉 집합체의 구조물을 제거하기 위해 개발된 장비이며, 분진 발생 없이 절단이 가능하다. 유지 및 보수가 필요한 장비는 핫셀 외부에 설치하고, 파지 기구와 레이저 절단기는 핫셀 내부에 설치되어 있다. 단점으로는 절단 깊이의 미세한 제어가 불가능하고, 장비가 고가이다.

와이어 방식(Wire EDM)은 절단되는 금속에 의해 황동선 전극이 통과하고, 금속에 전자를 방출하여 절단하는 방식으로 전선은 금속체를 한번 통과한 후 폐기하는 방법이다. 전선직경은 φ 2~12 mm, 전선길이는 0~6,000 ft, 1 inch 두께의 스테인레스 스틸 절단속도는 28 inch/hr 이다.

전단/절단방식은 사용후핵연료 집합체 및 연료봉 절단을 위하여 펀치나 다이 같은 구조의 전단기로 전단하는 방식이다. 장점은 전단 장비로부터 제거가 어려운 미세 입자가 발생이 없다. 또한 전단 단면이 거칠고 무딘 단점이 있으나, 작동이 신소하고 생산성이 높다. 절단방식은 디스크 톱이나 가위 같은 구조로 절단하는 방식이다. 장점은 절단단면이 양호하고 정교한 절단에 사용하나, 미세 입자가 발생되는 문제점이 있다.

Table 1. Kinds of cutting tool for spent nuclear fuel rod.

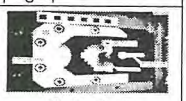
종류	절단공구	
줄톱/연마식 절단방식	 줄톱 방식	 연마방식
레이저 절단방식	 레이저헤드와 센서헤드	
Wire EDM 방식	 와이어 방식	
펀치, 디스크 쇼, 가위 절단방식	 디스크 쇼 방식	 펀치 방식

Table 2. Considerations of cutting tools for spent nuclear fuel rod.

방법	요약	고려사항
줄톱/연마식	-핫셀 내의 대기 중이나 수중 사용.	-절단부의 압착 우수 -분진 과대 발생 -분진 포집장치가 필요 -윤활유의 사용 고려 -모듈화를 고려
레이저	-분진 발생 없음 -절단 깊이의 미세한 제어가 불가능하고, 장비가 고가	-재질, 두께, 속도 및 소요 전력량을 고려 -핫셀 외부에 설치, 절단기는 내부에 설치함.
Wire EDM	-전자 방출 절단 방식	-핵연료 분진 축적 -가능성모듈화를 고려
펀치, 디스크 쇼, 가위	-장비로부터 제거가 어려운 미세 입자가 발생됨	-길이와 압착을 고려 함 -분진 포집 시스템 필요 -윤활유 사용을 고려 -모듈화를 고려

2.2 절단방식에 따른 분석

임의의 방향성을 갖는 절단, 펀치와 한 방향성을 갖는 전단, 와이어 방전가공을 이용한 와이어 절단, 그리고 본 과제 개발한 수평식 슬릿 방식을 대상으로 표 3과같이 장·단점을 분석하였다. 분석결과, 유압동력사용 전제하에서 기계식탈피복을 고려하지 않을 때에는 생산성이 높은 전단방식이 가장 유리함을 알 수 있었다.

Table 3. Analysis on criterion according to cutting methods (merits □, faults□).

구분	절단	전단	와이어 컷	평식 슬릿
내구성	- 낮음	- 높음	- 낮음	-낮음
구조	-비산, 쿨링	-단순함	-복잡함	-수집, 분리장치
소요 시간	-절단 시간이 소요됨	-높은 생산성으로 신속함	-커팅 시간이 소요됨	-직접 펠릿/헐 분리
기능	-분진 비산	-왕복행정, 단순	-복잡한 형상가공	-다중슬릿, 커팅
취급	-양호	-양호	-어려움	-난이
유지 보수	-유지보수 용이	-유지보수 용이	-유지보수 어려움	-유지보수 용이
내방사성	-내방사성 좋음	-내방사성 좋음	-내방사성 약함	-내방사성 좋음
운전	-운전용이	-운전용이	-운전난이	-운전용이
장치 크기	-경량화 가능	-장치가 큼	-유틸리티 부가 큼	-경량화 가능
동력	-전기	-유압	-전기	-전기
가공도	-절단양호 -곡선,직선 가공 용이 -정교함	-전단면 무딤 -취성파괴, 거칠음	-절단양호 -고경도용. -고정밀 가공.	-슬릿면 양호 -Cutting 면 양호
소요 동력	-적은 동력 소요	-많은 동력 소요	-적은 동력 소요	-적은 동력소요
탈피복 영향	-양호	- 헐 분리율 감소	-양호	-양호

2.3 사용후핵연료봉의 특성

사용후핵연료봉 절단 장치의 설계 및 제작을 위하여 절단하고자 하는 재료의 재질 및 특성 등을 파악하여야 한다. 사용후핵연료봉 재료의 기계적 성질, zircaloy tube의 규격, 물리적 성질, 핵연료 피복관 재질의 특성, pellet 규격 및 연료봉 속의 pellet과 pellet 사이의 공간(gap) 등은 표 4에서 보는 바와 같다. 지르칼로이는 지르코늄 합금의 일종이며, 원자로용 재료로서 고온수에 대한 지르코늄의 내식성을 개량할 목적으로 제작한 합금으로서 중성자 흡수 단면적이 작고 좋은 기계적 성질을 가지며 판, 봉, 관 및 선 등으로 가공할 수 있다. 또한 노심 탱크, 연료피복 및 냉각관 구조재로 사용한다.

Table 4. Physical properties for spent nuclear fuel rod.

구분	값, Kg/mm²	지르칼로이(zircaloy) 규격, mm 종류	OD	ID	T	펠릿(pellet) OD	L	공간
인장 강도	45.87	14 x14	10.16	8.296	0.617	8.05	10	0.178
항복 강도	32.6	16 x16	9.52	8.38	0.57	8.05	10	0.173
연신율	20%	17 x17	9.5	8.537	0.571	8.05	10	0.165

3. 요약

유압동력사용 전제하에, 기계식탈피복을 고려하지 않을 때는 전단방식이 가장 유리함을 알 수 있다. 절단방식은 전단방식에 비해서 낮은 생산성이 단점이나, 높은 원형도의 연료봉 절단면이 요구되거나, 비산에 의한 칩 분리, 쿨링(cooling) 장치를 보완하면 절단방식이 유리하다. 또한 수평식 슬릿 장치는 커팅 블레이드의 낮은 내구성으로 생산성이 낮은 것이 단점이나 내구성이 강한 공구를 사용하여 처리 속도를 향상한다는 전제에서 실험적 검증의 확보, 그리고 별도의 복잡한 펠릿/헐 분리 장치를 보완하면 수평식 슬릿 방식이 유리하다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] B. D. Cul, "Advanced head-end processing of spent fuel," 2004 American Nuclear Society Winter Meeting, Washington DC, Nov., 16, 2004.

산화온도에 따른 U_3O_8 분말의 입도분포

나상호, 유명준*, 황형진, 신진명, 박장진
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*한전원자력연료(주), 대전시 유성구 덕진동 493
shna@kaeri.re.kr

1. 서론

세라믹핵연료인 이산화우라늄(UO_2)은 경수로(LWR)형 연료로, 현재 세계원자력발전의 주종을 이루고 있다. 향후 우라늄 자원의 고갈 및 사용후 핵연료의 저장부담을 해소하고자 사용후핵연료에 대한 재활용연구가 많이 수행되고 있다. 일반적으로 이산화우라늄을 원자로에서 연소시킬 경우, 연료봉의 길이 방향에 따라 연소도가 다르게 나타나며, 이 차이에 따라 우라늄의 농축도, TRU 및 생성되는 핵분열생성물의 양이 다르므로 재활용 및 계량 관점에서 균질화가 요구된다. 사용후 이산화우라늄을 재활용하기 위해서는 우선적으로 피복관에서 사용후핵연료를 용이하게 인출하기 위해서 주로 산화시켜 U_3O_8 분말로 만든다.

최적의 분말 균질화는 분말의 입도가 가장 중요하다. 분말이 미세할수록 균질화는 향상되며, 미립의 분말을 제조하기 위해서는 산화속도, 산화온도 그리고 시간 등의 변수를 잘 조절해야 한다.

본 연구에서는 이러한 변수 중에서 산화속도 및 산화시간을 일정하게 하고 산화온도를 변수로 하여 산화온도에 따라 생성된 U_3O_8 분말의 겉보기 밀도와 입도분포(sieve test)를 조사하였다. 입도분포 측정용으로 레이저를 이용한 기존의 습식·건식 측정장치를 사용하지 않고 sieve를 이용한 것은 입도 분포가 광범위하여 레이저 측정 장치로는 적합지 않은 것으로 나타났기 때문이다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

CANDU 형 소결체(96%T.D.)를 백금 도가니에 넣고 muffle furnace에서 분당 4 ℃로 승온하였고, 산화시간은 10시간으로 일정하게 하였다. 산화온도는 6조건(350, 400, 450, 500, 600, 700 ℃)으로 하였다. 산화된 분말의 겉보기밀도는 ASTM B212-89의 방법으로 측정하였으며, 분말입도는 10단(구멍크기(㎛) ; 355, 250, 125, 106, 90, 75, 63, 45, 38, 32)으로 구성된 sieve에서 U_3O_8 분말을 50g 장입하여 sieve shaker를 사용하여 40분간 흔들어준 후 sieve에 남아있는 것을 계량하였다. 산화된 분말의 U_3O_8 확인은 XRD(Mac Science)로 하였다.

2.2 실험 결과

Fig. 1에 산화온도에 따라 생성된 산화분말의 XRD 패턴을 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 산화온도 350 ℃~700℃에서 승온속도 분당 4℃로 10시간 유지한 경우에는 모두 U_3O_8으로 나타났다.

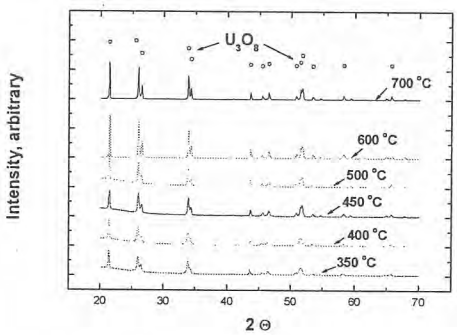


Fig. 1. XRD pattern vs. oxidizing temperature.

Fig. 2에 산화온도에 따른 U_3O_8 분말의 sieve test 결과를 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 산화온도가 높아질수록 분말의 입자크기는 증가하는 경향을 보여준다. 그림에서 가장 작은 입자크기를 10㎛으로 나타낸 것은 sieve size에서 가장 작은 32 ㎛을 통과한 것을 임의의 크기로 잡았기 때문이다. 또한 10 ㎛ 미만의 백분율도 산화온도가 작을수록 커지는 경향을 보여준다. 결과적으로 산화분말의 입자크기를 가능한 한 작게 하기 위해서는 산화온도가 낮은 쪽이 바람직한 것으로 나타났다.

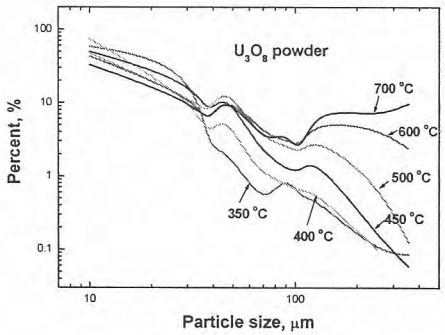


Fig. 2. Distribution of U_3O_8 particle size according to the oxidizing temperature.

Fig. 3에 U_3O_8 분말의 산화온도에 따른 겉보기 밀도를 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 분말의 겉보기밀도는 산화온도가 증가할수록 증가하는 경향을 보여준다. 이는 산화온도가 증가할수록 산소가 UO_2 소결펠렛의 결정립계를 빠르고 깊숙이 파고들어 소결펠렛에서 박리되기 때문인 것으로 사료된다.

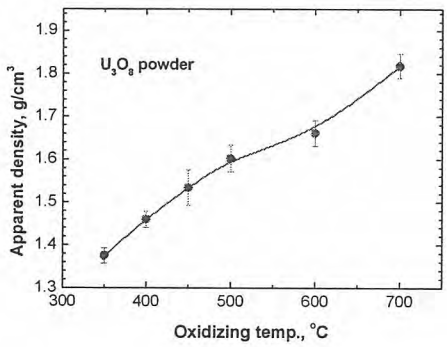


Fig. 3. Apparent density vs. oxidizing temperature.

Fig. 4에 450 ℃에서 산화시킨 U_3O_8 분말의 전형적인 입자 사진을 나타내었다. 산화온도에 관계없이 콜리 플라우워(cauliflower) 모양을 이루고 있다.

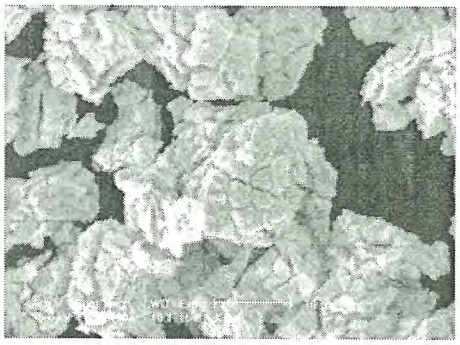


Fig. 4. SEM of U_3O_8 particle (at 450℃, 10-hr).

3. 결론

CANDU 형 UO_2 소결펠렛(96%T.D.)의 산화온도에 따른 산화분말의 XRD 패턴과 겉보기밀도 그리고 입자크기를 조사하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- XRD 패턴 분석결과 산화온도 350 ℃~700 ℃ 구간에서 생성되는 산화분말은 모두 U_3O_8으로 나타났다.
- 산화온도가 증가하면 분말의 입도는 증가하는 경향을 보여주며, 10 ㎛ 미만의 미립은 감소하는 것으로 나타났다.
- 산화온도가 증가하면 분말의 겉보기밀도는 증가하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기과제의 일환으로 수행되었습니다.

원료물질 제조공정 특성 평가

이재원, 윤여완, 신진명, 이영우, 이정원, 박장진, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정의 전처리공정인 휘발성 산화공정에서는 파이로공정의 부하 저감을 위해 휘발성 및 준휘발성 핵분열생성물의 휘발제거와 동시에 전해환원공정의 처리효율 증대를 위한 원료물질 제조 연구를 수행하고 있다. 전해환원공정의 처리효율을 증대시키기 위한 원료물질 조건으로는 전해질의 침투가 용이한 다공성 구조, 충진 밀도를 높고 염 동반배출이 낮은 형태, 형태안정성 유지 등이 있다[1]. 고온에서 핵종을 휘발하면서 원료물질을 제조할 수 있는 공정별로(Fig. 1) 동일한 온도에서 열처리를 하여 얻은 다공성 원료물질의 제조특성을 평가하였다.

2. 실험

출발물질인 U_3O_8 분말은 UO_2 펠렛을 회전로에서 500℃에서 산화하여 제조하였다. 다공성 그래뉼은 회전로에 U_3O_8 분말 200 g를 장입하여 Ar 분위기하에서 1200℃, 10시간, 회전속도는 2 및 3 rpm으로 하여 제조하였다. 다공성 펠렛은 윤활제 첨가 없이 100~300 MPa에서 성형하여 1200℃에서 10시간동안 소결하여 제조하였다. UO_2 그래뉼 및 펠렛은 4%H_2-Ar 분위기하에서 1000℃, 5시간 동안 환원하여 제조하였다. 다공성 원형평판은 U_3O_8 분말을 1200℃에서 10시간동안 열처리를 한 후에 형성된 응집체를 진동 체질을 하여 1 mm 이하의 응집체로 만들었다. 응집체를 흑연 몰드에 주입한 후에 압력을 20 MPa하여 1200℃에서 2시간동안 가압소결을 해서 제조하였다.

3. 결과 및 토의

입자크기가 1 mm 이상인 다공성 그래뉼의 회수율은 voloxidizer의 회전속도에 영향을 받으며, 2 rpm에서 그래뉼의 회수율은 84.5%, 0.5 mm 이상 입자의 회수율은 92.3%였다. 회전속도 3 rpm에서 그래뉼의 회수율은 88.7%, 0.5 mm 이상입자의 회수율은 97.7%였다. UO_2 그래뉼의 밀도는 4.38 g/㎤ (40% TD)였다.

U_3O_8 성형체의 밀도는 4.35~5.16 g/㎤로 U_3O_8 이론밀도의 51.6~61.3%였다. UO_2 펠렛의 밀도는 5.56~6.13 g/㎤로 성형압력에 따라서 증가하였으나 이론 밀도의 50.7~55.9%로 그래뉼 보다 밀도가 높았다.

동일한 열처리 온도지만 가압소결에 의해서 제조된 UO_2 원형평판의 밀도는 7.54 g/㎤ (69% TD)로 가장 높았다.

기공율은 그래뉼, 펠렛, 원형평판의 순서이다. 전해질 침투 측면에서 보면 그래뉼 > 펠렛 > 원형평판 순서이다. 염 동반배출 양은 기공율이 낮을수록 작아지게 된다.

그래뉼의 밀도는 사면체 충진을 할 경우에 충진율은 0.739로 그래뉼의 충진 밀도는 3.24 g/㎤로 예상된다. 펠렛의 충진율은 L/D비의 영향을 받으며 L/D=1.2인 경우에 충진율은 0.659로 충진 밀도는 약 4.04 g/㎤로 예상된다. 따라서 전해환원공정의 회당 처리용량 면에서 그래뉼보다 펠렛이 유리한다. 원형평판의 충진 밀도는 평판과 음극바스켓 크기에 따라서 크게 영향을 받게 된다.

형태안정성은 밀도에 의해 결정되기 때문에 원형평판 > 펠렛 > 그래뉼 순서이다.

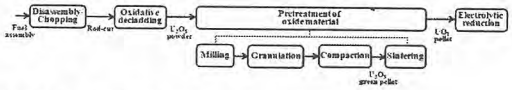
그래뉼 제조 공정은 단순하나 형태안정성이 낮다. 그래뉼 밀도를 높이기 위해서는 보다 고온에서 사용할 수 있는 voloxidizer 재료가 요구된다. 현재 추천되고는 있는 재료로는 크리프 특성 및 고온 열부식성이 우수한 산화 분산 강화 재료인 Kanthal APM이 있으며, 1300℃까지 사용할 수 있다.

일반적으로 경수로형 사용후핵연료나 모의핵연료(SIMFUEL)는 연소도가 증가함에 따라서 소결체를 산화처리하는 동안에 UO_2 결정립과 동일한 형상의 U_4O_9 입자가 생성되며 함량이 증가하게 된다. U_4O_9 입자의 생성은 SEM 형상 관찰과 X선 회절분석에 의해서 확인되었다. 따라서 성형성 및 소결성을 증가시키기 위해서는 펠렛 제조공정에서는 산화분말을 밀링을 하여 성형하여 소결함으

로써 건전한 성형체와 소결체를 얻을 것으로 여겨진다. 또한 밀링에 의해 비표면적이 증가함으로 소결온도를 낮출 수 있을 것으로 여겨진다.

(1) 그래뉼 제조

(2) 펠렛 제조



(3) 원형평판 제조

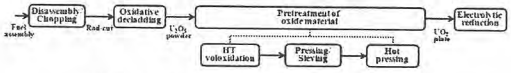


Fig. 1. Feed preparation processes

4. 결론

다공성 그래뉼 및 펠렛의 밀도를 증가시키기 위해서는 소결온도를 높여야 할 것으로 여겨진다. 다공성 펠렛의 제조시에 밀링 공정을 도입할 경우에 비표적이 증가함으로 소결온도를 낮출 수 있을 것으로 여겨진다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] J. J. Park, J. M. Shin, G. I. Park, Jae W. Lee, J.W. Lee and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009

원격조작을 위한 PRIDE 전해환원장치 설계

오승철, 홍순석, 김익수, 최은영, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
nscoh@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로에서 배출되는 사용후핵연료는 산화물 형태이며, 이러한 산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환하여 폐기물 저장처분 측면에서는 부피와 발열량을 줄임으로써 폐기물 저장 효율을 획기적으로 높이고, 연료 재활용 측면에서는 고속로와 연계하여 금속연료를 재활용하기 위한 연구가 원자력 선진국들에 의해서 활발히 수행되고 있다 [1,2].

LiCl 용융염에서 우라늄산화물을 전기화학적 방법을 사용하여 우라늄금속으로 환원시키기 위한 연구가 bench 규모 및 실험실 규모에서 성공적으로 수행됨으로써[3] 상용 규모 전 단계로 50 kg-U/batch 규모의 전해환원 공정을 확립하기 위한 아르곤 분위기에서 운전되는 전해환원장치를 설계, 제작하였다. 전해환원장치가 설치되는 아르곤 셀은 길이 40 m, 폭 4.8 m, 높이 6 m로 전해환원 공정장치 및 후속 공정인 전해정련, 전해제련, 염 폐기물 처리 공정장치 등이 설치되며, 이러한 시설을 PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility(PRIDE)로 명명하였다. 2011년 말에 완공 예정인 PRIDE 아르곤 셀은 산소농도 및 수분농도를 50 ppm 이하로 운전되며, 셀 내부에서의 원격조작을 위한 크레인과 매스터-슬레이브 조작기(MSM,), 양팔 서보 조작기(BDSM)가 설치된다.

본 연구에서는 이러한 아르곤 분위기의 PRIDE 셀 내에 설치되는 전해환원장치 및 전해환원장치의 원활한 운전을 위한 부대장치의 원격운전에 대해 고찰하였다.

2. 전해환원장치

전해환원장치는 외부 반응기와 내부 반응기로 구성되어 있으며, 내부 반응기는 LiCl을 충전, 용융함으로써 전해환원조로 사용되고 외부 반응기는 휘발되는 용융염이 전해환원장치 외부로 방출되어 셀을 오염시키는 것을 방지한다. 외부 반응기 플랜지에는 전해환원 공정에 요구되는 우라늄산화물이 충전된 바스켓을 포함하는 일체형 음극과 양극 및 기준전극이 설치되며, 공정의 원활한 운전을 위해 열전대, 산소이온 농도 실시간 측정센서, 용융염 액위 측정센서 등이 설치되었다(Fig. 1).

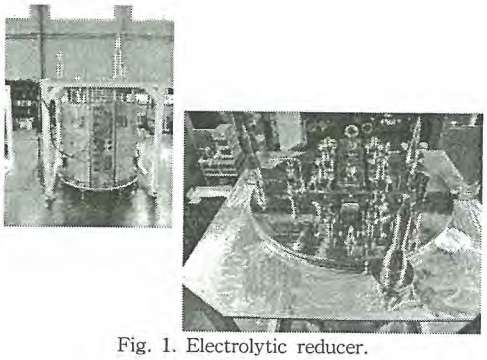


Fig. 1. Electrolytic reducer.

3. 원격운전 절차

PRIDE 아르곤 셀의 large transport chamber를 통해 셀 내로 반입된 전해환원장치 내부반응기의 LiCl은 내부 반응기 파지기구 및 크레인으로 전해환원장치의 외부 반응기에 장착한다. 플랜지 거치대의 외부 반응기 플랜지를 플랜지 파지기구 및 크레인을 이용하여 전해환원장치에 장착한다.

플랜지 상부의 각종 전극 및 센서 설치를 위한 노즐에 크레인과 MSM을 이용하여 블라인드 플랜지를 설치하고 아르곤 공급관, 열전대와 전극의 부스바를 연결한다.

음극바스켓에 Fig. 2의 파지/회전장치를 이용하여 전처리 공정으로부터 반입된 우라늄산화물을 충전한다. 파지/회전장치는 Fig. 2에서 보는 바와 같이 외경 크기가 다른 실린더 형 용기들과 직육면체 형의 음극 바스켓을 파지할 수 있도록 설계되었다.

가열로에 전원을 공급하여 내부 반응기 내의 LiCl 용융염 온도가 650℃에 도달할 때까지 가열한다.

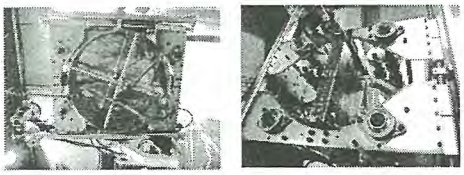


Fig. 2. Gripping & Rotatoinal equipment.

용융염의 온도가 650℃에 도달되면 크레인 및 MSM을 이용하여 반응기 상단 플랜지 노즐의 블라인드 플랜지를 제거하고 각종 전극 및 센서들을 설치한다.

음극 및 양극에 전원을 공급하여 일정 시간 동안 전해환원 반응을 시킨 후에 전해환원을 종료하고 크레인을 이용하여 각종 전극 및 센서를 용융염 계면 위로 상승시킨다.

음극 바스켓의 우라늄금속 및 염을 처리하기 위해 음극 바스켓을 염 증류장치에 설치한다. 이때에는 플랜지 거치대 및 파지/회전장치가 사용되며, 크레인과 MSM을 이용하여 모든 조작이 수행된다.

Fig. 3의 염 증류장치는 음극 바스켓 내의 우라늄금속과 염을 분리하기 위한 장치로 장치 상부에는 휘발되는 LiCl 염의 회수를 위한 용기가 있으며, 장치 하부에는 우라늄금속을 회수하기 위한 용기가 장착되어 있다.

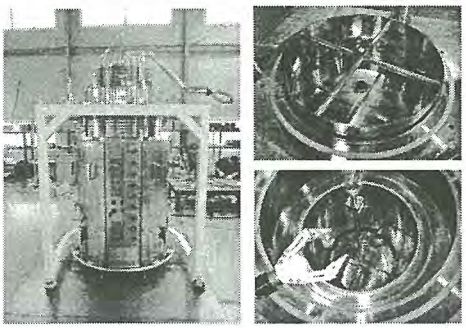


Fig. 3. Cathode processor.

플랜지 거치대의 반응기 플랜지를 플랜지 파지기구 및 크레인을 이용하여 염 증류장치에 장착하고 MSM을 이용하여 열전대 및 진공 배관을 연결한 후에 가열로에 전원을 공급하여 일정 온도로 가열하고 반응기 내부를 진공 상태로 유지하여 염의 휘발을 촉진한다.

염의 포집이 종료되면 반응기 가열을 중지하고 반응기 내부가 상온으로 냉각되면 회수된 우라늄금속과 염을 파지/회전장치를 이용하여 저장용기에 저장한다.

한편, 가열로의 유지보수를 위해 가열로 파지기구 및 반응기에 가열로 탈부착을 위한 원격치구들을 설계, 제작하였다.

4. 결론

전해환원장치는 2011년 말에 완공될 PRIDE 아르곤 셀에 설치될 예정으로 모든 운전과 유지보수는 원격조작에 의해 수행되어야 한다. 전해환원장치와 전해환원장치의 원활한 운전을 위한 부대장치의 설계 시에 원격조작 전산모사에 의한 결과를 반영하였으며, 장치 제작 후에는 PRIDE 셀과 동일한 환경으로 구성된 원격 mock-up 시설에 설치하여 크레인 및 매스터-슬레이브 조작기와 양팔 서보 조작기 만으로 전해환원공정 운전절차에 따라 검증하였다

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] S. D. Herrmann and S. X. Li, "Separation and recovery of uranium metal from spent light water reactor fuel via electrolytic reduction and electrorefining", Nucl. Tech., 171, No. 3, p. 247 (2010).

[2] Y. Sakamura and T. Omori, "Electrolytic reduction and electrorefining of uranium to develop pyrochemical reprocessing of oxide fuels", Nucl. Tech., 171, No. 3, p. 266 (2010).

[3] 이한수 외, "PWR 사용후핵연료 부피감용 기술개발", KAERI/RR-3132/2009 (2009).

우라늄 산화물의 형태에 따른 전해환원 특성 연구

최은영, 김종국, 임현숙, 최인규, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
evchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료로부터 다시 핵연료 물질로 재사용할 수 있는 우라늄을 분리/회수하기위한 고온전해분리공정(pyroprocessing)은 경제성, 환경친화성, 핵비확산성을 만족시키는 차세대 재처리 기술로 활발한 연구개발이 이루어지고 있다 [1-3]. 고온전해분리공정에서 산화물형태의 사용후연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정은 일반적으로 LiCl에 염소가스 발생을 방지하기 위해 Li_2O를 포함한 혼합용융염을 매질로하여 양극을 basket형태로 만들어 금속산화물인 사용후연료를 담아 음극과 연결하여 전압를 가하면 다음 반응식과 같은 메커니즘을 통해 이루어진다 [4-6].

양극반응 :

$M_xO_y + 2ye^- \rightarrow xM + yO^{2-}$

$Li^+ + e^- \rightarrow Li$

$M_xO_y + 2yLi \rightarrow xM + 2yLi^+ + yO^{2-}$

음극반응 :

$yO^{2-} \rightarrow y/2O_2\ (g) + 2ye^-$

전해환원 결과는 사용되는 금속산화물의 밀도와 크기 등의 형태에 영향을 받는다 [7-9]. 전해환원 공정에서 사용되는 우라늄 산화물의 형태로는 granule, pellet, crushed dense particles 등이 있다. 본 연구에서는 다양한 형태의 우라늄 산화물이 동일한 조건에서 전해환원 될 때의 거동을 조사하고 비교하였다.

2. 실험 및 결과

용융염 매질로 사용되는 LiCl의 흡습성이 매우 크기 때문에 전해환원 반응시스템은 고순도 아르곤 글로브박스에 설치되어 수분과의 접촉을 철저히 배제하였다. Fig. 1은 사용된 전해환원 셀의 모식도를 보여주고 있다. 본 전해환원 셀은 1 wt%의 Li_2O가 용해된 LiCl 용융염 매질, mesh가 있는 stainless steel 환원전극 바스켓, 2개의 백금 산화전극, Li-Pb 기준전극으로 구성되어 있다. 백금 산화전극에는 마그네시아 재질의 shroud를 이용하여 산소 가스 나가는 통로가 될 수 있도록 하였다. 환원전극 바스켓내의 우라늄 산화물 내부에 용융염이 침투가 된 상태에서 환원을 시작하기 위하여 용융염내에 전극을 삽입한 후 1 시간 후 전압을 가하기 시작하였다. 전해환원은 3.0 V의 power supply를 이용하여 정전압을 가하여 실시하였다. 환원전극의 전위는 multimeter를 이용하여 모니터링 되었다. 사용된 우라늄 산화물의 종류와 형태는 Table 1과 같다. 원통형 pellet은 5 가지의 서로 다른 밀도와 크기를 가진 우라늄 산화물이 이용되었으며 No. 7 (crushed particle)은 No. 5의 pellet이 파쇄공정을 거쳐 크기가 작아진 것이다.

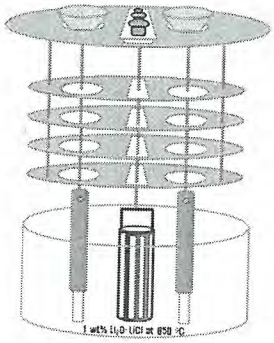


Fig. 1. Schematic diagram of the electrochemical cell.

Table 1. The tested feed forms of UO_2 for the electrochemical reduction.

No	Density [%]	Shape	Dimension
1	55	Cylindrical pellet	Φ 6 mm, 8 mm(H)
2	60		Φ 9 mm, 8 mm(H)
3	70		Φ 8 mm, 8 mm(H)
4	80		Φ 8 mm, 7 mm(H)
5	> 95		Φ 10 mm, 12 mm(H)
6	40	Granule	Φ 1 ~ 5 mm
7	> 95	Crushed particles	Φ 1 ~ 5 mm
8	74.5	Plate	Thickness, 3 mm

Table 2. The conversion rate [%] of UO_2 after the electrochemical reduction

No	Run 1	Run 2	Run 3	Run 4	Run 5	Run 6
	Applied charge - 150 %					120%
1	-	-	-	-	88 %	-
2	-	72 %	-	68 %	45 %	75 %
3	-	-	-	96 %	54 %	78 %
4	38 %	-	-	90 %	47 %	88 %
5	-	-	45 %	12 %	-	-
6	88 %	-	-	-	-	-
7	-	83 %	100%	-	-	-
8	-	84 %	-	-	-	-

Table 2에서 보는 바와 같이 서로 다른 종류의 UO_2를 한 개의 환원 전극 바스켓에 넣고 이론전하량의 150 %를 가한 후 전해환원 된 정도를 열중량분석법을 이용하여 측정한 후 비교하였다. 전해환원의 속도는 환원 전극에서 발생하는 산소이온이 얼마나 빨리 음극 쪽으로 확산되어 산소가스로 방출되는냐에 주로 좌우된다. 따라서 우라늄 산화물의 형태가 산소 이온이 확산되기에 유리 할수록 전해환원의 속도가 빨라진다고 할 수 있다. Run 1에서는 granule과 pellet의 환원 정도를 비교하고자 하였다. 예상되는 바와 같이 granule은 밀도가 낮고 입자 크기도 상대적으로 작아 산소이온의 확산에 유리하여 환원율이 높은 것으로 나타났다. Run 2에서는 pellet과 plate, crushed particles을 비교하였는데 crushed particles가 높은 밀도를 가짐에도 불구하고 plate와 유사하고 pellet보다 높은 환원율을 보인 것은 작은 입자 크기 때문으로 이해할 수 있다. Run 3에서는 동일한 밀도를 가지지만 크기 차이를 가지는 두 가지 type을 비교한 결과 작은 크기의 crushed particles은 완전히 환원된 반면 pellet은 45 %의 환원율에 그치는 것을 알 수 있었다. 이는 크기가 작은 우라늄 산화물이 환원에 유리하다는 것이 실험적으로 입증된 것이다. Run 4, 5와 6에서는 유사한 원통형 모양을 가지지만 서로 다른 밀도를 갖는 pellet를 환원할 결과를 보여주고 있다. 60 %의 밀도를 갖는 pellet이 70 %, 80 %에 비해 환원율이 유사하거나 오히려 낮은 결과를 보였는데 이는 크기 차이 때문으로 해석된다.

3. 감사의 글

본 연구는 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] Y. I. Chang, "The Integral Fast Reactor", *Nucl. Technol.*,88, 129 (1989).

[2] J. J. Laidler, J. E. Battles,W. E. Miller, and E. C. Gay, "Development of IFR Pyroprocessing Technology," *Proc.Int. Conf. Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options (Global '93*, Seattle, Washington, September 12-17, 1993, Vol. 2, p. 1061, American Nuclear Society (1993)

[3] T. Inoue, T. Yokoo, and T. Nishimura, "Assessment of Advanced Technologies for the Future Nuclear Fuel Cycle," *Proc. Int. Conf. Future Nuclear Systems* (*GLOBAL '99*) Jackson Hole, Wyoming, August 29-September 3, 1999, American Nuclear Society (1999) (CD-ROM).

[4] S. M. Jeong, S. -B. Park, S.-S. Hong, C.-S. Seo, and S.-W. Park, "Electrolytic Production of Metallic Uranium from U_3O_8 in a 20-kg Batch Scale Reactor", J. Radioanal. Nucl. Chem. **268**, 349 (2006).

[5] J. -H. Hur, S. M. Jeong, and H. Lee, "Underpotential Deposition of Li in a Molten LiCl-Li_2O Electrolyte for the Electrochemical Reduction of U from Uranium Oxide", Electrochem. Commun. **12**, 706 (2010).

[6] Y. Sakamura, T. Omori, T. Inoue, "Application of Electrochemical Reduction to Produce Metal Fuel Material from Actinide Oxides", Nucl. Technol. **162,** 169 (2008).

[7] E. Gordo, G. Z. Chen, D. J. Fray, "Toward optimisation of electrolytic reduction of solid chromium oxide to chromium powder in molten chloride salts", Electrochim. Acta. 49, 2195 (2004).

[8] P. Kar, J. W. Evans, "A model for the electrochemical reduction of metal oxides in molten salt electrolytes", Electrochim. Acta. 54, 835 (2008).

[9] E. Ergul, I. Karakaya, M. Erdogan, "Electrochemical decomposition of SiO_2 pellets to form silicon in molten salts", J. Alloys. Comp. 509, 899 (2011).

Corrosion Resistance of Ni-Base Alloys in an Electrolytic Reduction Process

조수행, 오승철, 홍순석, 정명수, 강대승, 허진목, 이한수
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nshcho1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 처리하기 위해 개발되고 있는 건식공정은 용융염상에서 운전되는 공정으로 전해환원공정은 고온 리튬용융염계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생하는 가혹한 부식환경을 조성한다. 가혹한 부식환경과 핫셀에서 원격으로 운전되는 전해환원공정은 운전의 안정성을 고려하여 우수한 내부식성의 구조재료로 제작된 장치가 요구되며, 특히 높은 온도에 의한 반응기의 열하중이 염분위기와 가스분위기 영역에서의 구조재료에 발생되는 부식거동의 평가가 필요하다. 본 연구에서는 반응기 구조재료와 접촉되는 염 및 가스영역에서의 부식거동을 고찰하여 전해환원공정의 반응기 구조재료개발에 필요한 기초자료를 도출하고자 한다.

2. 본론

본 연구에서 사용한 Ni-Base 합금인 Inconel 600(73.7Ni-16.3Cr-8.15Fe-0.2Si-0.3Mn), Haynes 263(51.4Ni-20.0Cr-19.2Co-2.49Ti-5.8Mo), Inconel 625(65.3Ni-21.2Cr-0.7Fe-3.4Nb-8.6Mo)를 시편크기, 70mm(L)×15mm(W)×3mm (T)로 가공하여 사용하였다. 열하중에 의한 분위기에 대한 부식실험은 LiCl-1%Li_2O, 650℃, 750℃, 850℃에서 72시간의 조건에서 수행하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 초음파 세척하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다. Fig. 1은 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Haynes 263 시편의 염 영역에서 단면조직을 나타낸 것이다. Fig. 1에 의하면 온도 증가에 따라 (Ni,Co)-rich 금속간화합물[1]과 Cr-rich 산화물과의 혼재에서 연속적이고 조밀한 Ni-rich 층과 Cr-rich 산화물층으로 구분되고, 또한 750℃ 이상에서는 내부부식층은 입계부식형태를 나타내었다.

Fig. 1. Cross-sectional SEM images of Haynes 263 specimen corroded for 72 h. Region exposed to molten salt.

Fig. 2에 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Haynes 263 시편의 가스영역에서 단면조직을 나타내었다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 650℃에서는 염 영역에서와는 달리 외부부식층은 Ni(Co)-rich 금속간화합물과 Cr-rich 산화물층이 혼재되었고, 750℃ 이상에서는 연속적이나 균열을 나타내었으며[2], 내부부식층은 국부부식에서 입계부식형태로 진행하고 입계에는 Ti-rich를 보였다.

Fig. 2. Cross-sectional SEM images of Haynes 263 specimen corroded for 72 h. Region exposed to gas.

Fig. 3은 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Inconel 600 시편의 염 영역에서 단면조직을 나타낸 것이다. Fig. 3에 의하면 온도 증가에 따라 Ni-rich 금속간화합물층이 띠모양으로 Cr-rich 산화물층에 형성되었으며[2], 내부부식층은 입계부식형태로 진행하는 것으로 나타났다.

Fig. 3. Cross-sectional SEM images of Inconel 600 specimen corroded for 72 h. Region exposed to molten salt.

Fig. 4에 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Inconel 600 시편의 가스영역에서 단면조직을 나타내었다. Fig. 4에서 보는 바와 같이 650℃에서는 염 영역에서와는 달리 외부부식층에는 Ni-rich 금속간화합물층이 형성되지 않았으나, 750℃ 이상에서는 나타났으며, 850℃에서는 연속적이고 조밀한 Cr-rich 산화물층을 형성하였다[3]. 또한 내부부식층은 입계부식형태로 진행하였다.

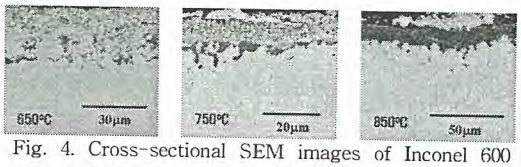


Fig. 4. Cross-sectional SEM images of Inconel 600 specimen corroded for 72 h. Region exposed to gas.

Fig. 5는 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Inconel 625 시편의 염 영역에서 단면조직을 나타낸 것이다. Fig. 5에 의하면 온도 증가에 따라 최외각에는 Cr-rich 산화물층이 형성되고, 직하에 Ni-rich 금속간화합물이 혼재되었으나, 750℃ 이상에서는 내부부식층은 Ni-rich 금속간화합물과 Cr-rich 산화물층이 균일하게 분포되었다.

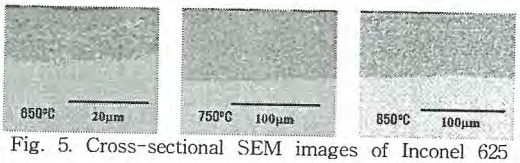


Fig. 5. Cross-sectional SEM images of Inconel 625 specimen corroded for 72 h. Region exposed to molten salt.

Fig. 6에 LiCl-1%Li_2O, 650~850℃, 72시간에서 부식된 Inconel 625 시편의 가스영역에서 단면조직을 나타내었다. Fig. 6에서 보는 바와 같이 650℃에서는 염 영역에서와 같은 형상을 나타내었으나 750℃ 이상에서는 Cr-rich 산화물층에 혼재되어 있는 Ni-rich 금속간화합물층에는 균열현상이 나타났고 내부부식층에는 입계부식형태로 진행하였다[2].

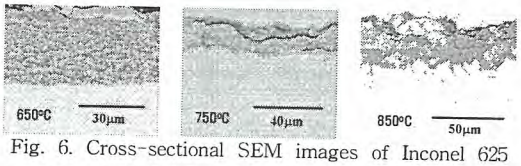


Fig. 6. Cross-sectional SEM images of Inconel 625 specimen corroded for 72 h. Region exposed to gas.

3. 결론

연구의 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

Haynes 263의 부식층은 염과 가스영역에서 모두 연속적이고 조밀한 부식층을 형성하였으며, 내부부식층은 입계부식형태로 진행하며 입계에는 Ti-rich로 나타났다. Inconel 600의 부식층은 염영역에서는 연속적인 Cr-산화물층으로 형성되었으며, 가스영역에서는 Ni-rich 금속간화합물이 Cr-rich 부식층에 혼재되었고 내부부식층은 입계부식형태로 진행하는 것으로 나타났다. Inconel 625의 부식층은 염영역에서는 Ni-rich 금속간화합물이 Cr-rich 층에 균일하게 혼재되었으나, 가스영역에서는 불균일하게 혼재되었고 균열이 나타났고 가스영역에서만 내부부식층은 입계부식형태로 진행하는 것으로 나타났다. 전반적으로 온도가 일정한 염영역에서의 부식층이 안정성을 나타내는 반면에 가스영역에서는 온도분포가 일정하지 않아 부식층을 이룬 형성체의 열팽창계수 차이로 박리 및 균열현상이 초래한 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] G. Cacciamani, J. De Keyzer, R. Ferro, U. E. Klotz, J. Lacaze and P. Wollants, Intermetallics 14, 1312(2006).

[2] S. H. Cho, S. B. Park, J. H. Lee, J. M. Hur and H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 412, 157(2011).

[3] S. H. Cho, S. S. Hong, D. S. Kang, J. M. Hur and H. S. Lee, Met. Mater. Int., 15, 51(2009).

고온 감압 증류에 의한 LiCl 용융염 분말의 분리 회수

김익수, 오승철, 홍순석, 김종국, 임현숙, 허진목
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 안전한 관리 및 환경친화적 재활용을 위해 연구개발 중인 파이로프로세싱은 고온의 용융염계에서 전기화학적 방법을 이용하여 산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정으로부터 시작된다[1, 2]. 전해환원 공정을 거쳐 제조된 금속 사용후핵연료는 다음 단계인 전해정련 공정의 원료로 사용되어 전기화학적 방법에 의해 우라늄, 초우라늄 및 각종 핵분열 생성물을 용해시킨 후 음극에서 고순도의 우라늄만을 선택적으로 회수하게 된다. 이와 같이 전기화학적 공정인 전해환원과 전해정련의 두 공정은 전해질 매질로서 용융염을 사용하는데, 전해환원 공정은 LiCl을 기반으로 하는 용융염을 사용하는 반면에 그 후속공정인 전해정련 공정에서는 LiCl-KCl 공융염을 사용하고 있다. 따라서 전해환원 공정에서 제조된 금속전환체에 잔류하는 LiCl 용융염을 제거하여 순수한 금속전환체 만을 전해정련 공정으로 이송함으로써 전해정련 공정에서 사용하는 LiCl-KCl 공융염의 조성을 변화하지 않게 하는 것이 연속되는 두 공정의 연계성 측면에서 중요한 사항 중의 하나이다. 본 연구에서는 전해환원공정에서 제조된 금속전환체에 잔류하는 LiCl 용융염을 제거하기 위한 목적으로 용융염 증발 회수 장치를 개발하고자 하였고, 고온 감압에 의한 증류 방법을 적용한 Lab-scale 규모의 실험 장치를 제작하여 LiCl의 증류 거동을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

염화리튬 용융염의 1회 처리량 4 kg을 기준으로 용융염 증발 회수 장치를 제작하였다. 장치는 그림 1에 나타낸 바와 같이 증발조와 가열로, 증발용융염 분말 포집기(receiver), 콘덴서 등으로 이루어져 있으며, 용융염과 접촉되는 증발조와 용융염 용기, 리시버 등의 주요구성품은 내식성이 강한

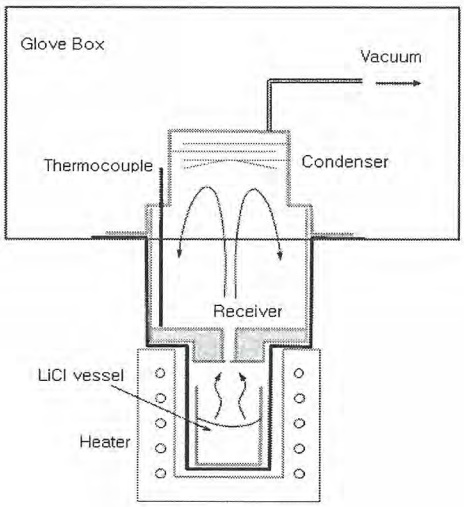


Fig. 1. Experimental equipment for molten salt distillation.

인코넬 재질로, 그 외의 구성품 들은 STS 재질로 제작하였고, 불활성분위기가 유지되는 글로브박스 내에 설치하였다. 증발조와 리시버의 사이에는 pearlite 단열층을 설치하였는데, 이 단열층이 증발조에서 상승하는 열을 차단하여 온도를 급격히 낮춤으로써 염화리튬 증기의 과포화도를 커지게 하여 염화리튬이 미세한 백색 분말로 수집될 수 있다. 리시버의 바닥면과 상판 플랜지에는 열전대를 설치하고 조업 시 온도 변화를 관찰할 수 있도록 하였다.

용융염 분말 회수장치를 이용한 용융염 증발 및 분말 회수 실험 방법은 다음과 같다. 먼저 일정량의 염화리튬 또는 혼합 용융염이 담겨진 증발용기를 증발조 안에 넣은 다음 장치를 조립하고 가열을 한다. 증발조의 온도가 상승하여 원하는 온도로 일정하게 유지되면 진공펌프를 작동하고 밸브를 열어 증발조 내에서 염화리튬이 증발되도록 한다. 리시버의 온도는 염화리튬 증기가 분말로 변할 때 발생하는 승화열에 의해 상승하게 되는데, 리시버의 온도가 상승하다가 하강하기 시작할 때가 증발이 완료된 시점이다. 증발이 완

료되면 가열로와 진공펌프의 전원을 차단하고 상온까지 냉각시킨 후 리시버에 수집된 염화리튬 분말을 회수하여 무게를 측정한다. 용융염을 취급하는 본 실험 시 글로브박스 내부의 산소 및 수분의 농도는 각각 2 ppm, 5 ppm 이하를 유지하도록 하였다.

2.2 결과

그림 2는 염화리튬 1 kg을 주입하고 증발조의 온도를 1000 ℃로 했을 때 증발 과정에서 나타나는 가열로와 리시버, 그리고 글로브박스 하단부와 접촉되는 플랜지의 온도변화를 도시한 그림이다. 리시버의 온도는 증발 초기에는 급격히 상승하다가 점차 남아있는 용융염의 양이 줄어들면서 온도 상승 속도는 서서히 감소하게 되고, 온도가 상승하다가 하강하기 시작하는 변곡점이 용융염의 증발 완료 시점이다. 증발조의 온도는 증발 중에는 설정온도인 1000 ℃에서 약간의 편차를 보이며 계속해서 변화하는 것을 볼 수 있다.

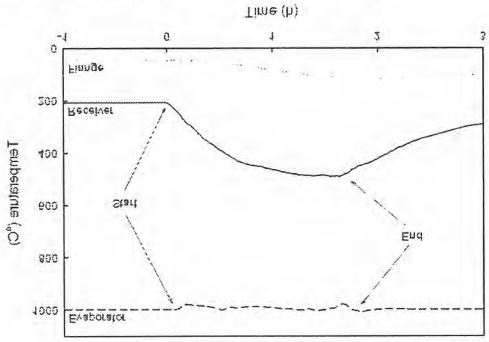


Fig. 2. Temperature Profiles.

그림 3은 실험 후 염화리튬 분말을 회수한 모습을 나타낸 사진이다. 증발된 용융염은 콘덴서에 소량이 결정형태로 도포되어 있지만, 콘덴서 상부에 약간의 충격 또는 진동을 가하면 쉽게 부스러지며 아래로 떨어져 리시버에 포집이 가능하다. 증발 시험 후 장치를 해체하여 용융염을 주입했던 용기를 꺼내어 육안으로 확인한 결과, 용기에는 용융염이 전혀 남아 있지 않았다. 즉, 용융염의 증발률은 100 %였으며, 반면에 리시버에서 회수한 용융염의 양은 주입량 대비 94 %였다. 이 무게를 그림 2의 온도곡선에 나타난 증발 시작과

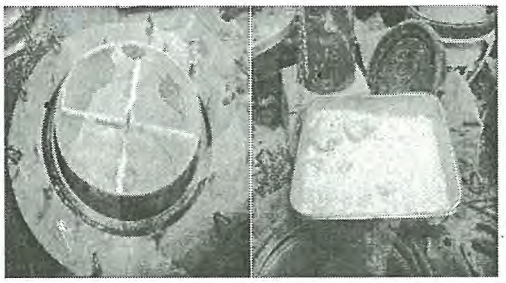


Fig. 3. LiCl powder recovered.

종료에 소요된 시간을 이용하여 용융염의 증발속도로 환산하면 약 1 kg/hr 이다.

가열 온도 변화에 따른 LiCl 용융염의 증발 특성 비교를 위하여, 증발조의 가열온도를 800~1000 ℃까지 50 ℃ 간격으로 변화하며 LiCl 1 kg의 증발실험을 하였다. 증발조의 가열온도 800 ℃와 850 ℃에서는 3시간이 경과하여도 리시버의 온도가 감소하지 않으며 증발이 완료되지 않았다. 반면에 900 ℃ 이상에서는 증발 초기에 리시버의 온도가 급속히 증가하고 최고점을 보인 이후에 온도가 감소한다. 또한 900 ℃ 이상의 온도에서는 가열 온도의 증가에 따라 리시버의 최대 온도에 도달하는 시간이 급격히 빨라진다. 증발조의 온도 900, 950, 1000 ℃에서 리시버의 최대 온도는 증발 시작 후 각각 2시간 20분, 1시간 10분, 1시간에서 나타나고 있는데, 증발속도가 증발조의 가열온도 상승에 따라 기하급수적으로 빨라짐을 알 수 있다. 이와 같은 증발조의 가열 온도 상승에 따른 급속한 증발속도의 증가는 LiCl 용융염의 증기압으로부터 예견할 수 있는 결과이다.

3. 감사의글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] H. Lee et al., "Overview of KAERI research activities on pyroprocessing", IPRC, 2008.

[2] B. H. Park et al., "Development of an electrochemical reduction process in ACPF", IPRC, 2008.

공학규모 전해정련장치 설계를 위한 Tertiary 전산 모델 검증

김승현, 박경태 이종현, 박성빈*, 김정국*, 이한수*
충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전광역시 유성구 대학로79
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
ksh@pyroprocessing.net

1. 서론

최근 지구 온난화와 화석연료의 고갈로 인해 미래 에너지원으로 원자력의 비중은 점차 증가될 것이다. 하지만 이와 더불어 부산물로 발생하는 사용후핵연료(spent fuel)의 발생 누적량 또한 기하급수적으로 증가할 것이다. 지속가능한 발전을 위해서는 이 사용후 핵연료의 안전하고 효율적인 처리 방안이 필요한데 그 대안으로 pyroprocessing기술이 대표적이다. pyroprocessing은 플루토늄을 따로 분리하지 않고 TRU (Np, Pu, Am, Cm 등)와 함께 회수하여 재활용하기 때문에 기존의 습식 재처리공정에 비해 핵확산 저항성(proliferation)이 매우 높게 평가되고 있다. 사용후 핵연료에 포함되어 있는 우라늄을 회수하기 위한 방법으로 전해정련법을 통해 다량의 우라늄을 회수하기 위한 방법으로 많은 연구가 진행되어지고 있다. 전해정련기(electrorefiner)는 일반적으로 회전하는 양극 바스켓과 다중채널(multi-channel)의 음극으로 구성된다. 금속 우라늄을 분리하여 많은 양을 회수하기 위해서는 무엇보다 전해정련기의 효율성을 높이는 것이 필요한데 이를 위해 음극의 면적을 증가시키고 양극과의 간격을 좁힘으로 발생하는 물리적 저항을 줄이며 음극의 배열을 달리하여 최적의 전기장을 발생시켜 효율성을 높이는 방법이 있다. 이러한 효율성 향상을 위해서는 많은 실험적인 노력이 필요한데 본 시뮬레이션을 통해 전해정련장치의 scale-up하는데 필요한 기초데이터 확보에 기여하며 최적의 전극 배열 형태를 예측하는데 도움을 줄 수 있다.

따라서 본 연구에서는 전자기장 해석에 특화된 상업적 유동해석 코드인 Comsol4.2의 electrodeposition 모듈을 이용하여 Tertiary모델을 바탕으로 전해정련 시스템에서 정련특성을 예측하기 위한 모델을 설정하고 물질전달 및 열역학적인 자료를 기반으로 전산모사를 통한 전해거동 해석을 수행하였으며, 전해정련장치 검증 실험과 CV(Cyclic Voltammetry)법을 이용하여 검증절차를 수행하였다. 이를 통하여 전산모델의 신뢰성을 확인하고자 하였다. 이를 바탕으로 공학규모 전해정련기의 최적구조 설계를 위한 전기수력학적 전산해석 모델과 적용 방안을 제안하고자 한다.

2. 본론

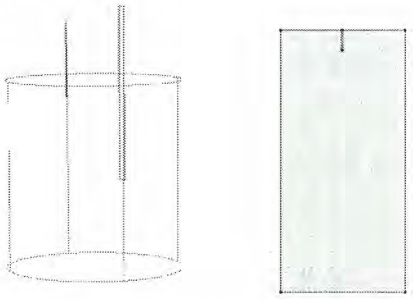


Fig. 1. (a) 전해정련실험장치의 3D모델 (b) CV해석을 위한 2D모델.

작용전극(working electrode)	value
직경(diameter, mm)	0.5mm
염에 담긴 깊이(length, mm)	10mm
표면적(area, mm^2)	158.3mm^2
확산계수(diffusion coefficient)	value
D_A(A의 확산계수)	1e-9m^2/s
D_B(B의 확산계수)	1e-9m^2/s
초기농도(initial concentration)	value
C_A(A의 초기농도)	1mol/m^3
C_B(B의 초기농도)	0mol/m^3

2.1 실험방법

공학규모 전해정련반응기의 정련특성 예측모델의 검증을 위해 2D 비교 해석이 이루어졌다. 실제 실험장치와 전산해석 수행을 위한 값을 Fig.1에 나타내었다. 용융염 전해질과 작업전극(working electrode)의 전극표면에서의 전극반응은 전하 이동 과정이 속도를 결정하는 경우의 전극 전위(과전압)와 전류 밀도의 관계를 나타내는 전기화학계의 반응속도론으로 일반화된 Butler-Volmer 전극반응식을 이용하였다.

$$I_i = I_{0,i}\left[C_R \exp\left\{-\frac{\alpha_i n_i F}{RT}\eta_i\right\} - C_o \exp\left\{\frac{(1-\alpha_i)n_i F}{RT}\eta_i\right\}\right] \quad (1)$$

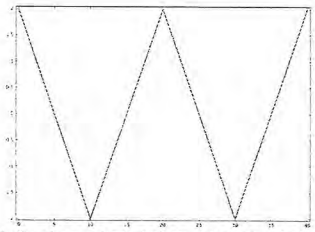


Fig. 2. 시간에 따른 전극전위를 가하기 위한 삼각파형 (triangular waveform).

cyclic voltammetry를 구현하기 위해 Fig.2와 같이 주어진 비율(scan rate)로 증가하는 전압을 한 방향으로 전압을 걸어준 후, 전압이 일정 크기에 도달한 시점에서는 같은 비율로 변하는 전압을 반대방향으로 걸어주는 삼각파형(triangular waveform)을 적용시켰다.

2.2 실험결과

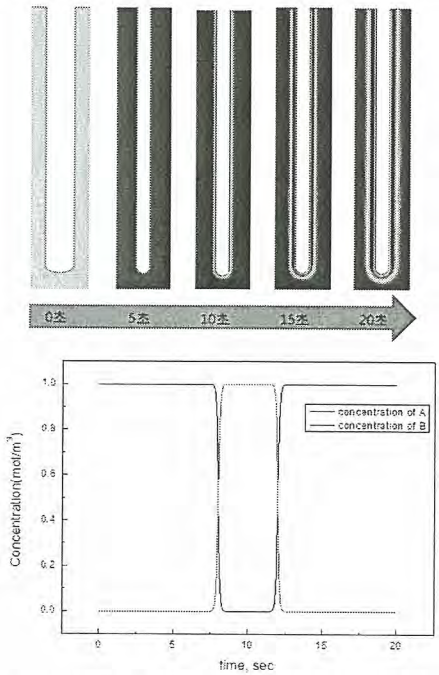


Fig. 3. 시간 경과에 따른 확산영역이 점차 bulk부분으로 퍼져나가는 모습과 그에 따른 A, B의 농도 profile.

전극에 전압이 걸리면 전극/용액 계면에 존재하던 ox가 모두 환원되면서 많은 전류가 흐른다. 이 때문에 전극/용액 계면에서는 ox가 모두 소멸된 상태이고 전극/용액 계면에 인접한 용액 층의 경우 ox의 농도는 초기농도를 유지하고 있다. 따라서 두 용액 사이에서 ox의 농도차이가 발생하고 그로 인해 인접 용액 층으로부터 전극/용액 계면으로 ox의 확산이 시작된다. 시간 경과에 따라 확산영역이 점차 용액의bulk부분으로 퍼져나가는 모습을 Fig.3에 나타내었다.

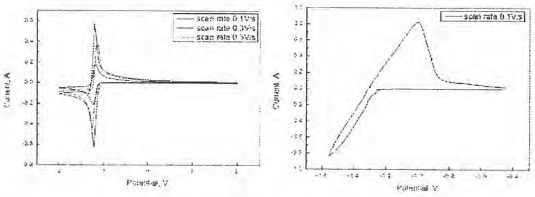


Fig. 4. scan rate증가에 따른 전류크기 변화 및 Zr전해정련 실험 CV그래프.

Fig.4 는 scan rate를 변화시키며 얻어지는 cyclic voltammetry의 변화모습을 보여준다. Zr전해정련실험을 통한 검증을 위한 CV측정결과 실제실험에서의 경향과 유사한 scan rate가 커짐에 따라 음극전류도 증가하는 것을 볼 수 있으며 실제 실험에서 보여지는 Zr^{4+}로 이온화되는 환원전위 -1.2V가 나타나는 것을 알 수 있다.

3. 결론

Zr전해정련 실험을 이용하여 CV측정을 통해 검증 결과 실제 실험과 상당히 유사한 CV결과를 얻었으며 이러한 데이터는 추후 전해정련 공정에 미치는 중요 변수의 영향을 예측할수 있고 이와 같은 수치해석을 통한 전기화학반응 모델은 실험적으로 달성하기 힘든 경제적인 전해정련 특성 정보를 제공할 수 있을 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국연구재단 원자력연구개발사업의기금을 지원받아 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Three-dimensional multispecies current density simulation of molten-salt electro-refining , J. of Alloys and Compounds 503 (2010) 177 - 185.

염화 우라늄제조시 고온 휘발에 의한 잔류카드뮴 제거 방법

우문식, 강희석, 김정국, 이한수
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
mswoo@kaeri.re.kr

1. 서론

한국 원자력연구원에서 개발중인 PRIDE 공정중 우라늄 전해정련을 위하여 삼염화 우라늄(UCl_3) 이 필요하다. 아래 반응식처럼 삼염화 우라늄을 제조하기 위하여 먼저 카드뮴(Cd) 금속을 염소가스(Cl_2)와 반응시켜 이염화 카드뮴($CdCl_2$)를 제조하여 제조된 염화카드뮴을 우라늄금속과 반응시켜 삼염화 우라늄을 제조한다.[1] 이들 반응은 하나의 반응기내에서 동시에 일어나며, 발생되는 카드뮴 금속은 다시 염소화반응을 거치게 된다. 이렇게 제조된 LiCl-KCl-UCl_3 공융염중에는 미량의 Cd 금속이 존재할 경우, 전해정련 공정에서 전극간 전류흐름에 영향을 초래하게 된다. 본 연구는 공융염 포함된 미량의 Cd 금속을 제거하기 위하여 600℃에서 아르곤 가스(Ar)를 이용한 Cd 증발에 의한 카드뮴제거 실험을 수행하였다..

- Cd 염소화반응 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$
- U 염소화반응 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$

2. 본론

2.1 실험 장치 및 실험

실험장치는 그림 1과 같고 장치의 주요 구성은 염소공급기, 반응기, 염이송장치, 펠렛제조장치, 배기체 흡수장치로 구성되어있다.

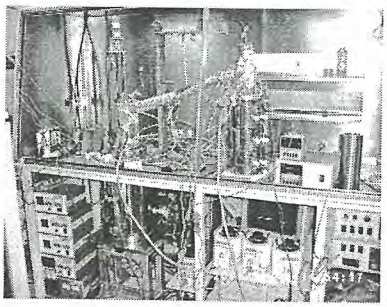


Fig. 1. UCl_3 production equipments.

반응기는 내경이 80mm이고 높이는 250mm이고 반응기 내부 하단은 원추형으로 제작되어 용융된 Cd가 반응기 중앙하부로 모이도록 하였다. 시약은 Cd 금속 및 LiCl-KCl salt 그리고 우라늄 금속을 각각 787, 537, 1,300g를 주입하여 600℃에서 제조하였다. 제조된 LiCl-KCl-30mol%UCl3 공융염은 Cd 층과 분리하기 위하여 이송장치를 이용하여 다른 반응기로 이송하였다. 이송된 공융염중에 잔류하는 Cd를 제거하기 위하여 600℃에서 Ar 가스를 300ml/min로 기포를 발생시켜 Cd를 증발 시켰다. Ar 가스를 13시간 bubbling 시켰으며, 매시간 시료를 채취하여 ICP 분석을 수행하였다. 이때 Ar가스 공급은 염소 공급관을 사용하였고 내경3mm, 길이 550mm인 Quartz관을 사용하였다. Ar가스 공급속도는 기체유량계를 사용하여 공급하였다.

2.2 실험 결과

우라늄의 염소화 반응을 수행후 LiCl-KCl-UCl_3 공융염에 잔존하는 Cd 금속을 제거하기 위하여 공융염을 새로운 용기에 이송하여 Cd 층과 분리하였다. 그리고 기존의 반응기와 교체후 600℃에서 13시간 Ar bubbling하였다. 그리고 매시간 시료 채취하여 ICP 분석 결과 초기 잔류 Cd량과 최종 Cd 잔류량을 비교한 결과 약 31%의 감소하였다. 잔류량은 약 2wt%가 잔류하였다. Cd의 경우 611℃에서 증기압은 13.3kPa이므로 상압에서는 휘발시키는데 제거 효율이 많이 떨어짐을 알 수 있었다. 추후 실험은 감압하에서 휘발 실험을 수행할 예정이다. 그리고 Cd가 CdCl2 염화물 형태로 존재할 수 있어 우라늄 금속 과 반응시켜 잔류 Cd를 제거할 예정이다.

3. 결론

염소가스를 이용하여 삼염화 우라늄 제조한 다음 LiCl-KCl-UCl3 공융염에 잔류하는 Cd 금속을 제거하기 위하여 600℃, 상압에서 Ar bubbling을 13시간 시켜 Cd 제거효율을 측정하였다. 측정 결과 초기 Cd 농도기준 31% 감소하였으나 제거 효

율은 낮았다. 추후 감압 실험 및 CdC_{l2}로 존재할 수 있는 염화물을 우라늄 금속과 반응시켜 제거하는 실험을 수행 할 예정이다.

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.

공학규모 잉곳주조장치 제작 및 구리잉곳 주조 경험

강희석, 조춘호, 이윤상, 김정국, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hskang1@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로 운전 후 사용후핵연료의 93% 정도를 차지하고 있는 다량의 U 및 TRU 금속의 회수를 위한 여러 방법 중 한국원자력연구원은 건식의 고온용융염 전해정련 방법을 채택하였다. 사용후 핵연료의 건식처리공정은 산화물 핵연료의 금속화 및 전해정련 공정을 걸쳐 수 mm 정도의 순수한 수지상 형태로 만들어 진다. 이러한 전착물은 전해정련 과정에서 염이 함유되어 있어 증류장치에서 염을 제거한 후의 우라늄 전착물은 잉곳주조 장치에서 괴 형태로 제조를 한다. 미국 아이다호국립연구소(Idaho National Laboratory, INL)에서는 cathode processor를 이용하여 우라늄 전착물을 우라늄 잉곳으로 제조한다[1, 2]. 공정관련하여 이 장치의 특징은 도가니에 우라늄 전착물을 장입한 후 약 10 Torr 부근에서 900~950℃로 가열하여 염을 휘발시킨 후 1300 ℃로 가열하여 전착물을 용해시킨 후 도가니를 자연냉각시켜 잉곳을 만든다. 그러나 이러한 방법은 회분식 형태로 생산성이 낮을 뿐 아니라, 도가니에 잉곳이 융착하는 단점이 있다. 따라서 도가니에 잉곳이 융착하는 단점을 보완하고 생산성을 높이기 위한 새로운 방법을 모색할 필요가 있다. 본 연구에서는 이전의 실험실규모 잉곳주조장치의 실험결과들을 토대로 공학규모의 잉곳주조장치를 설계·제작하고 전착물 feeder 및 진공챔버의 진공시험을 수행하였으며, Cu 분말을 이용한 주조실험 결과를 정리하였다.

2. 내용 및 결과

2.1 공학용 잉곳주조장치의 설계 및 제작

한국원자력연구원에서는 생산성을 높이고, 도가니에 잉곳이 융착하는 단점을 보완하기 위하여 염 제거 및 잉곳주조 공정을 분리하였다. 또한 잉곳주조 공정에서는 원료를 연속장입할 수 있는 방안을 구상하고 도가니를 경동시켜 주형에 용탕을 주입하여 잉곳을 제조하는 개념을 도입하여 잉곳 생산성을 높이도록 하였다. 따라서 이전의 실험실규모 잉곳주조장치의 실험결과들을 기초로 Fig. 1에 나타낸 바와 같이 공학규모의 잉곳주조장치를 설계·제작하였다. 용해 도가니의 용량은 3리터, 몰드 도가니는 7kg 용량을 8개 수용할 수 있는 턴테이블 방식을 택하여 약 50kg의 우라늄을 처리할 수 있는 규모로 제작하였다. 한편 몰드 도가니 하부에는 무게 측정이 가능한 로드셀을 장착하여 용해 도가니에서 몰드 도가니로 용융물 출탕시 용융물의 무게를 실시간으로 확인할 수 있도록 준비하였다. 전착물 feeder 용량은 50ℓ의 크기로 진동방식을 이용하여 용해 도가니에 공급하는 방법을 고안하였다. 용해 도가니 가온을 위한 유도히터는 실험실규모의 잉곳주조장치와는 달리 비수냉코일 방식을 적용하여 그 적용성을 이미 시험한 바 있다[3].

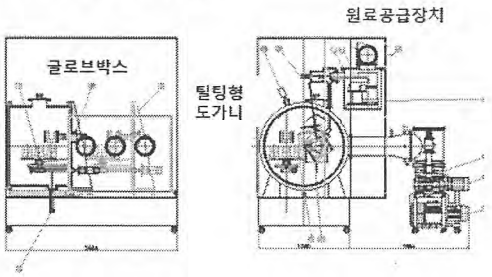
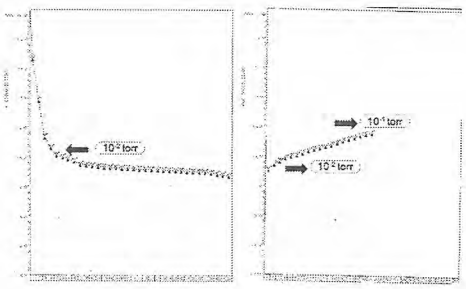


Fig. 1. Conceptional diagram of the ingot casting equipment.

2.2 전착물 feeder 및 진공챔버의 진공 시험

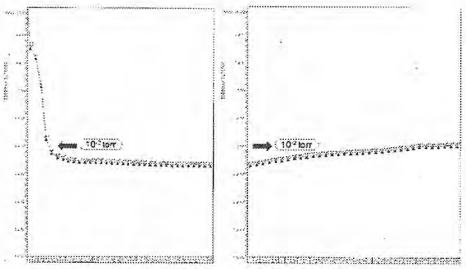
전착물 feeder 및 진공챔버에서 진공시험을 실시하였다. Fig. 2(a)에서 보인 바와 같이 전착물 feeder에서 감압 개시 후 5분 경과시 10^{-2}torr의 진공분위기로 도달되었지만, Fig. 2(b)에서와 같이 진공펌프를 차단하고 전착물 feeder의 밀봉상태에서 20분 경과시 10^{-1}torr로 진공분위기의 불안정함을 나타내었다. 제작 시 결함으로 지적하여 제작업체에게 이의 개선을 요구하였다. 진공챔버에서는 Fig. 3(a)에 보인 바와 같이 감압 개시 후 5분 경과시 10^{-2}torr의 진공분위기로 도달되었으며, Fig. 3(b)에 나타낸 바와 같이 진공펌프를 차단하

고 진공챔버의 밀봉상태에서 60분이 경과되도록 10^{-2}torr로 진공분위기를 유지하는 매우 안정된 밀봉 상태를 보였다.



(a) (b)

Fig. 2. Vacuum test in the dendlite feeder; (a)Decompression process, (b)After blocking the vacuum pump.

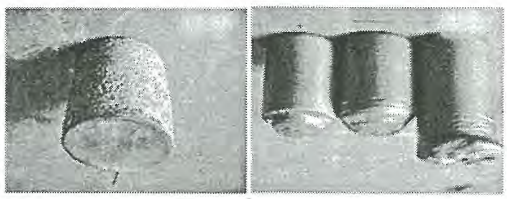


(a) (b)

Fig. 3. Vacuum test in the vacuum chamber; (a)Decompression process, (b)After blocking the vacuum pump.

2.3 Cu 잉곳 및 Cu 분말 주조 시험

우라늄과 Cu의 단위 무게당 열용량 비교에서 우라늄의 열용량은 0.116J/g_K이고 Cu는 0.384 J/g_K이므로 우라늄의 열용량이 Cu의 약 1/3정도이다. 따라서 Cu 3kg의 용해는 동일 열량으로 우라늄 약 9kg의 용해 효과를 나타낼 수 있다. Fig. 4의 (a)는 주형을 200℃ 예열 후 흑연도가니를 1200℃까지 승온한 후 Cu 3kg을 주조한 결과이다. 따라서 본 장비에서 우라늄을 주조할 경우 어느 정도 건전한 주물을 확보할 수 있을 것으로 보였다. 또한 Cu 잉곳을 용해하여 주물을 만들었지만, 본 연구에서 최종적으로 사용되는 우라늄은 dendrite 구조의 우라늄 전착물이기 때문에 Cu 분말을 사용한 용해 시험도 수행하였는데 Fig. 4의 (b)는 Cu powder 500g을 사용하여 1200℃에서 용해한 결과이다. Cu 주물의 결과를 바탕으로 향후 우라늄 전착물을 보다 건전하게 주조할 수 있다는 가능성을 확인하였다.



(a) (b)

Fig. 4. Cu ingot casting experiment in the engineering scale of ingot casting equipment; (a)Cu chip ingot, (b)Cu powder ingot.

3. 결론

실험실규모 잉곳주조장치의 실험결과들을 토대로 공학규모의 잉곳주조장치를 설계·제작하였으며 전착물 feeder 및 진공챔버의 진공시험을 수행하였다. 제작된 장치를 이용하여 Cu 잉곳 및 분말을 이용한 주조실험을 수행하여 향후 우라늄 전착물 주조의 가능성을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] B. R. Westphal, J.C. Price, D. Vaden, R.W. Benedict, "Engineering-scale distillation of cadmium for actinide recovery", Journal of Alloys and Compounds, JALCOM-15816 (2007).

[2] A. R. Brunsvold, P. D. Roach and B. R. Westphal, "Design and development of a cathode processor for electrometallurgical treatment of spent nuclear fuel", Proceedings of ICONE 8: 8thInternation Conferenceon Nuclear Engineering, April 2-6, USA, Baltimore (2000).

[3] 이윤상 외 "비수냉코일 개발", 2010년 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 (2010).

고효율 전해정련 반응기의 정전압·정전류 mode 시 throughput 비교

성기찬, 박성빈, 이성재, 황성찬, 김정국, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
gcsung@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료를 처리하는 대안공정으로 파이로프로세스에 대한 연구가 미국 및 일본의 여러 연구소에서 활발하게 진행되고 있으며 한국원자력연구원 또한 핵확산저항성이 우수한 장점으로 인해 집중적으로 연구를 진행하고 있다. 파이로프로세스의 핵심공정 중 하나라고 할 수 있는 전해정련 공정(Electrorefining process)은 사용 후 핵연료의 약 93wt%정도를 차지하고 있는 다량의 우라늄을 처리한다는 관점에서 전체 파이로 공정의 생산성을 결정짓는 중요한 공정이다 [1]. 전해정련반응기는 LiCl-KCl-UCl_3 공융용염을 매질로 이용하여 전기화학적으로 양극 내 금속 혼합물에서 음극으로 순수한 우라늄을 회수하는 장치이다. 전해정련공정의 우라늄 회수 수율은 인가되는 전류량에 의해 결정되므로 수율을 높이기 위해서는 인가전류를 높여야 하나 양극의 cut-off 전위에 의해 인가전류는 제한되어진다. 한편, 전류는 양극의 표면적에 비례하므로 양극의 면적을 최대한 확보하는 것이 중요하다. 따라서 양극에 채워지는 금속전환체의 형태에 따라 양극 표면적이 달라지므로 전해정련의 수율에 영향을 미침을 알 수 있다. 이번 연구에서는 고효율 전해정련장치를 이용하여 UCl_3 농도 변화에 따른 최대인가전류 변화와 정전압·정전류 mode 시 throughput을 비교해 보고자 하였다.

2. 실험방법

본 실험에 사용된 20kgU/batch 규모의 고효율 전해정련 실험 장치는 Fig. 1과 같다. 전해정련장치는 금속 우라늄이 적재되는 양극과 우라늄이 전착되는 음극으로 구성되어 있으며 반응 매질로는 LiCl-KCl 용융염을 사용한다. 초기 정련운전을 위해 LiCl-KCl 용융염에 약 6% 농도의 UCl_3를 유지하도록 하며 조업온도는 500 °C이다. 음극재질로 흑연전극을 적용하여 음극에 전착된 우라늄이 자발적으로 탈리되어 반응기 아래로 떨어지게 함으로써 throughput을 향상시켰다.

Fig. 1. High-throughput electrorefiner.

3. 결과 및 고찰

3.1 양극 내 금속 형태에 따른 전류-전위 곡선

이번 연구에서는 직경 10mm, 길이 10mm인 금속펠렛과 전해정련을 통해 전착된 우라늄 덴드라이트를 각각 양극에 충전하여 정전압·정전류 mode 시의 전류-전위곡선을 측정하여 최대인가전류를 고찰하였다. 특히 우라늄 덴드라이트를 정전압·정전류 mode 시에 실험한 것의 throughput을 비교해 보았다. Fig. 2는 정전압·정전류 mode 시의 전류-전위곡선을 측정한 결과를 나타낸다.

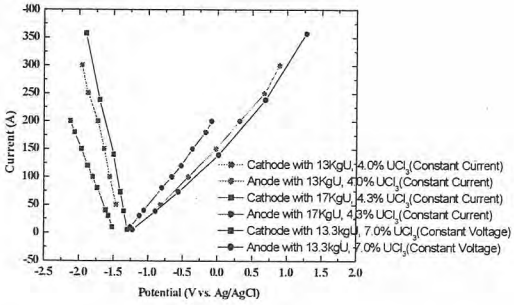
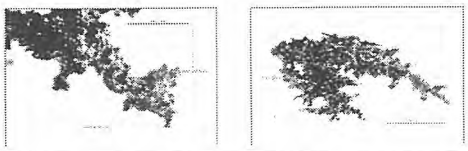


Fig. 2. Current-potential curves with respect to the anode material in constant voltage and current.

동일한 전압 조건시 UCl_3 농도가 증가하면 전류는 증가하여야 한다. Fig. 2에서 정전류 실험의 결과값을 비교해 보면 loading양은 13KgU에서 17KgU로 UCl_3값은 4.0%에서 4.3%로 증가하였을 때 cut-off 전위값인 0.4V에서 최대 인가 전류가 증가하는 것을 확인할 수 있었다. 하지만 정전류 실험값과 정전압 실험값을 비교해보면 loading양은 13KgU에서 13.3KgU로 거의 변화가 없지만 UCl_3 농도는 4.0%에서 7.0%로 증가하였을 때 정전압 실험의 결과값이 정전류 실험의 결과값 보다 최대 인가 전류가 더 작은 것을 확인할 수 있었다. 정전류 mode 실험과 정전압 mode 실험을 할 때 anode 면적이 10배 이상 크다면 anode over potential을 무시할 수 있어서 정전류 mode 실험과 정전압 mode 실험의 결과값이 일치한다. 하지만 anode 면적의 차가 크지 않다면 anode over potetial이 무시할 수 없는 값이 되어 전체 반응속도가 anode와 cathode에 동시에 영향을 받게 된다. 그래서 정전류 mode와 정전압 mode에서 결과값이 다르게 나타난다. 그러므로 전해정련 실험시에는 정전류 mode가 조절이 용이함을 알 수 있다.

3.2 정전압·정전류 mode에서의 우라늄 전착실험

Fig. 3은 전해정련 반응 실험시 정전압·정전류 mode로 실험시 음극에서 회수된 우라늄을 현미경으로 측정한 것이다. Fig. 3(a)는 정전압 mode로 실행시의 전착물을 확인한 것이다. 정전압 mode에서는 potential이 안정적이지 못하여 전착물의 입자가 크게 변화하는 것을 확인하였다. 반면에 Fig. 3(b)는 정전류 mode에서의 전착물을 확인한 것이다. 정전류 mode 실행시 입자가 일정함을 확인하였다. 회수된 전착물의 현미경 사진에서도 확인할 수 있듯이 전해정련 실험시 정전류 mode로 실행하는 것이 유리함을 알 수 있다.



(a) constant voltage (b) constant current

Fig. 3. Recovered U deposit by microscope.

4. 결론

본 연구에서는 고효율 전해정련장치의 정전압·정전류 mode 시 throughput 비교를 실행하였다. 정전류 실험에서 loading양과 UCl_3를 증가시켜서 비교해보면 최대 인가 전류가 증가하는 것을 확인하였다. 하지만 정전류 실험과 정전압 실험을 비교하였을 때 UCl_3양이 증가하였음에도 불구하고 최대 인가 전류가 감소한 것을 확인하였다. 또한 현미경을 통한 측정에서도 정전류 실험이 정전압 실험보다 안정적임을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

[1] J. J. Laidler et al., Prog. Nucl. Energy, 31, pp.131-140 (1997).

응축영역 온도에 따른 염증류 거동 특성에 관한 연구

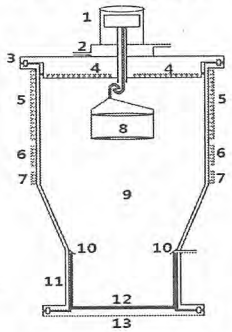
박기민, 권상운, 박성빈, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kmpark1@kaeri.re.kr

1. 서론

Uranium(U)을 효과적으로 회수할 수 있는 전해정련 공정(Electrorefining, ER)은 전기화학적 반응을 이용하며, LiCl(58.8 mol%)와 KCl(41.2 mol%)로 구성된 공융염을 전해질로 사용하고 있다.[1] 따라서 전해정련의 전기화학반응이 종료된 후 음극에서 회수되는 우라늄 전착물(Uranium deposit ; UD)내에는 공융염이 잔류하게 되고, 회수된 UD로부터 염이 제거된 우라늄을 ingot화 및 회수된 공융염의 ER 공정의로의 재순환을 위하여 염증류 공정(Cathod process, CP)이 필요하다.[2] 현재 염증류의 적용 가능한 이론적 연구는 활발히 연구되어 지고 있으나,[3] 이론적 배경을 구현해줄 수 있는 장치분야는 아직도 미비한 수준에 머무르고 있다. 따라서 본 연구에서는 외부에서 공급되는 에너지 절감과 효율적 염증류 및 회수를 목적으로 수직형 염증류 장치를 이용하였고, 장치의 구간별 온도를 다르게 설정함으로서 나타나는 특성을 파악하여 봄으로서 향후 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험장치 및 방법

본 연구에 사용된 수직형 염증류 장치의 모식도는 Fig. 1에 나타내었다. 실험장치의 구성은 크게 Load cell 시스템, 상부 및 하부 flange가 있는 Main chamber(MC), 열원으로 사용되는 Heater 4개, 냉각장치가 부착되어 있는 Low chamber, 그리고 실제로 염이 증류되는 Crucible 및 증류된 염을 회수하는 Recovery salt basket 등으로 이루어져 있다. 그리고 보조 장치로서 MC 내부의 진공도를 유지하기 위한 vacuum pump 및 Argon 분위기를 조성하기 위한 Argon 가스 주입장치 등으로 이루어져 있다. 실험방법은 Crucible에 정련 장치로부터 회수된 UD 일정량을 취한 후 MC에 장착시키고 진공펌프를 작동하여 MC내부의 진공도가 1×10^{-3} Torr가 되도록 한다. 이후 목표 온도이외의 온도범위에서 염의 증류를 억제하기 위해 Argon 주입장치를 작동시켜 MC 내부의 진공도가 약 70 Torr가 되도록 한다. 다음으로 Top, Zone 1 Heater : 750~880 ℃, Zone 2 Heater : 600~700 ℃, Zone 3 Heater : 450~700 ℃로 하여 온도구배 (Temp. slope)를 갖도록 하고, 반응유지 시간은 load cell의 무게 변화가 없을 때까지 유지 하였다. 염의 회수량은 Recovery salt basket의 초기 무게와 실험 후 무게를 측정하여 그 차로 구하였다.



1. Load cell system 2. Cooling jacket 3. Top flange
4. Top zone heater 5. Zone 1 heater 6. Zone 2 heater
7. Zone 3 heater 8. Crucible 9. Main chamber
10.Salt flow guide 11.Low chamber 12.Recovery salt basket
13.lower flange

Fig. 1. Detail scheme of the salt distillation equipment for salt separation in uranium deposit.

3. 결과 및 고찰

Fig. 2는 대표적으로 Top과 Zone 1의 설정온도를 850℃, Zone 2 650℃, Zone 3 600℃ 하였을 때의 실제온도를 보여주고 있다. 그림에서 보는바와 같이 구간별 실제온도는 Top Zone 831℃, Zone 1 830℃, Zone 2 624℃, Zone 3 543℃로 나타났고, 이러한 결과로 설정온도와 실제온도의 온도 차이가 구간별 약 20~57℃ 발생하는 것으로 나타났다. 또한 구간별 온도차이의 범위는 실험에 사용된 모든 온도에서 비슷한 경향을 보였다. 염증류 온도에서 염의 증류량 변화를 Fig. 3에 나타내었다. 그림에서 나타나듯이 염증류 온도에 도달하기 전까지는 염증류가 일어나지 않는 것을 알 수 있으며, 이러한 원인은 MC 내부의 진공도가 약 70 Torr 이상을 유지함으로서 높은 온도에서도 염의 증발은

일어나지 않았다. 그러나 목표 온도에 도달하였을 때 진공펌프를 작동하여 약 70 Torr 이하의 진공도로 높이면 염의 증발이 활발히 일어나는 것을 알 수 있다. Top zone과 Zone 1의 온도를 750℃, 830℃, 850℃, 880℃로 각각 설정하고 시간당 제거되는 염의 양을 구하여 본 결과 11.4 g/hr, 16.2 g/hr, 47.4 g/hr, 61.8 g/hr로 각각 나타났다. Top과 Zone 1의 온도를 850℃, Zone 3의 온도를 700℃로 하고 Zone 2의 온도를 650, 700℃,로 각각 다르게 하여 염의 증발량을 구해본 결과는 47.88 g/hr, 30.97 g/hr로 650℃일 때 높은 증발량을 보였다. 이러한 원인으로는 Zone 1과 Zone 2의 온도차이가 비슷하면 증발된 염이 증발구역인 Zone 1에 오래 머무르는 현상으로 염의 증발량을 억제시키는 것으로 사료된다. Top, Zone 1을 850℃, Zone 2를 650℃로 고정하고 Zone 3를 550, 650℃로 설정하고 실험한 결과는 염의 증발량에 미비한 영향을 미침으로서 Zone 3 구역은 염의 회수구역에 속함을 알 수 있었다. Zone 3 구역의 온도를 550, 600, 650℃로 하고 염의 회수율을 구해본 결과 65.7wt%, 99.9wt%, 75.2wt%로 각각 나타났으며, 이러한 수치는 소량의 염을 이용하여 증류함으로서 비교적 정확하지는 않으나 증발된 염의 회수율 경향을 예측해 볼 수 있었다. Zone 3의 설정온도가 너무 낮으면 증류된 염이 Recovery salt basket에 도달하기 전에 액화되어 반응기 내부에 응축되어짐으로서 회수율이 감소하고, 반대로 너무 높은 온도에서는 증류된 염이 액화되는 속도를 저하시킴으로서 염의 회수율을 감소시키는 것으로 보여 진다.

4. 결론

수직형 염증류 장치의 구역별 적정 온도를 알아보기 위하여 실험한 결과는 아래와 같다.

- 염의 증발량에 영향을 미치는 구역으로는 Top과 Zone 1 그리고 Zone 2의 온도에 영향을 받으며, Top zone와 Zone 1 850℃와 Zone 2 650℃가 증발효율에 좋은 영향을 미치는 것으로 나타났다.
- Zone 3 구역은 Low chamber와 함께 염의 회수에 영향을 미치는 구역으로 나타났고, 그 적정 온도는 600℃로 가장 높은 염 회수율을 보임을 알 수 있었다.
- 따라서 본 실험에 사용된 수직형 염증류 장치를 이용한 염의 증류와 회수에 있어 각 구역별 적정온도는 Top와 Zone 1, Zone 2 그리고 Zone 3에서 850, 650, 600℃로 나타났다.

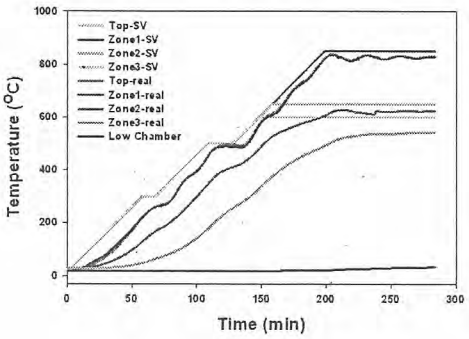


Fig. 2. The difference between set temperature and actual temperature in each section.

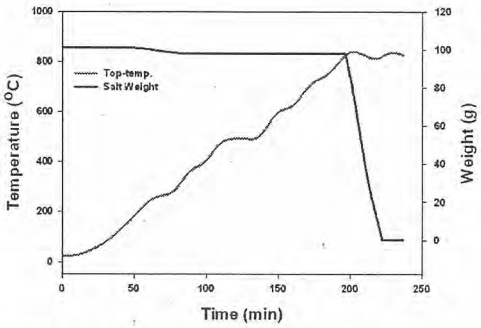


Fig. 3. Experimental result of the salt removal of uranium deposits at 850℃(Top zone and Zone 1).

5. 참고문헌

[1] Jong-Hyeon Lee, Young-Ho Kang, Sung-Chan Hwang, Joon-Bo Shin, Byung-Gil Ahn, Eung-Ho Kim and Seong-Won Park., "Electrodeposition Characteristics of Uranium in Molten LiCl-KCl Eutectic and its Salt Distillation Behavior", J of Nuclear Science and Technology, Vol 43, pp. 263-269, 2006.

[2] S.W.Kwon, K.M.Park, H.G. Ahn, H.S.Lee, J.G.Kim., "Separation of adhered salt from uranium deposits generated in electro-refiner", J Radioanal Nucl Chem, pp. 789-793, 2011.

[3] LILY L. WANG and TERRY C. WALLACE, SR, " Vacuum Evaporation of KCl-NaCl Salts: Part I. Thermodynamic Modeling of Vapor Pressures of solid and Liquid solutions", Metallurgical and Materials transactions B, Vol. 27B, pp. 141-146, 1996.

전해정련 과정 중 우라늄 용해에 관한 속도론적 연구

이성재, 박성빈, 황성찬, 성기찬, 정정환, 이한수, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
leesunjgai@kaeri.re.kr

1. 서론

건식 파이로 프로세스는 사용후 핵연료에 포함되어 있는 순수한 우라늄 및 TRU 등 유용한 원소를 회수하여 재활용하기 위해 오랫동안 연구되어 왔다. 특히 파이로 프로세스의 핵심 공정인 전해정련은 사용후 핵연료 내에 포함된 다량의 우라늄을 회수하는 공정으로, 우라늄의 회수율 및 순도를 높이기 위하여 꾸준히 연구되어 왔다 [1]. 특히 최근 연구에서 전해정련 반응의 속도는 애노드의 우라늄 용해에 의해 결정되고, 그 중에서 우라늄 내의 이동 (internal diffusion)이 우라늄 용해의 속도 결정 단계 (rate-determining step; RDS)라고 하였다 [2]. 그러나 이 결과에 대한 정량적인 분석이나 전기화학적 분석은 미비한 실정이다.

따라서 본 연구에서는 전해정련 공정 중 율속단계라고 알려진 애노드에서의 우라늄 용해에 대한 속도론적 연구를 다양한 전기화학 방법을 사용하여 수행하였다.

2. 실험방법

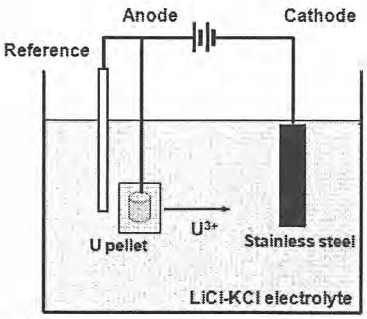


Fig. 1. Experimental apparatus used in this work.

본 실험에서는 Fig. 1에 도시된 바와 같이 3전극 셀을 이용하여 실험하였다. 모든 실험 및 시약의 취급은 공기 및 수분의 접촉을 피하기 위하여 공기 및 수분이 약 10 ppm으로 유지되는 golve box 내에서 수행하였다. 전해실험 중 전해질은 500 °C가 유지되도록 하였다 [3].

특히 애노드에서의 우라늄 용해에 대한 정확한 값을 측정하기 위하여, 1개의 우라늄 펠렛을 사용하여 실험하였다. 이때 사용된 우라늄 펠렛은 직경 8 mm, 높이 10 mm로 활성면적은 약 5 cm^2이다.

3. 결과 및 고찰

3.1 용해 속도 상수

Fig. 2는 -1.4 V(Ag/AgCl)에서부터 애노딕한 방향으로 측정된 분극곡선을 나타내고 있다. 우라늄 용해에 대한 주요 변수인 개회로 전위 (Open-circuit Potential; OCP), 교환전류밀도 i_0 (exchange current density) 및 Tafel 기울기는 외삽법으로 결정하였다.

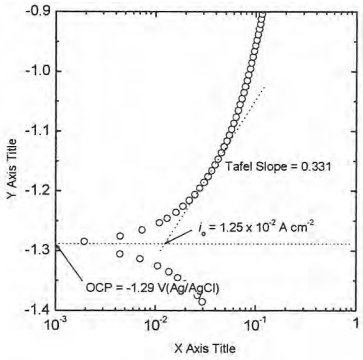


Fig. 2. Polarization curve measured on the U pellet in LiCl-KCl electrolyte at a scan rate of 10 mV s^{-1}.

3.2 우라늄 용해 특성

Fig. 3은 정전류 215 mA (15 mA g^{-1}) 조건에서 시간에 따른 전위 변화를 측정한 값이다. 그림에서 보이는 바와 같이 시간에 따라 전위가 점차적으로 증가함을 알 수 있다. 이는 시간이 지남에

따라 전극 면적이 감소하여, 용해에 대한 과전압이 증가하기 때문이다.

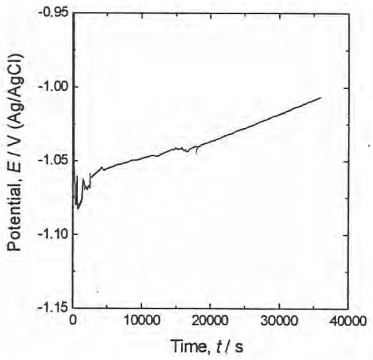


Fig. 3. Plot of electrode potential with respect to time.

3.3 용해 속도에 영향을 미치는 인자

우라늄 용해속도에 영향을 미치는 조건을 확인하기 위하여, 용해 온도 및 전해질 중 우라늄 농도를 변화시켜 실험을 수행하였다. 또한 전해질 교반 속도에 따른 용해 특성 변화를 확인하였다.

4. 결론

본 연구는 다양한 전기화학적 방법을 이용하여 전해정련 중 애노드에서의 우라늄 용해에 대한 속도론적 연구를 수행하였다. 본 연구에서는 용해에 관한 기초적인 속도론적 결과를 제시하였고, 용해에 미치는 여러 가지 인자들에 대한 정량적인 분석을 수행하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 과학고학기술부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

[1] 강영호, 양역석, 황성찬, 이홍기, Applied Chemistry, Vol.2, No.1, pp.508-511, 1998.
[2] S. X. Li, Proceeding of ICOME-8, ASME, Baltimore, MD, 2000.
[3] 강영호, 황성찬, 안병길, 김응호, 유재형, 한국공업화학회지, Vol.15, No.5, pp.513-517, 2004.

전착물이 염증발에 미치는 영향

권상운, 박기민, 이한수, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세스의 원리는 우라늄, 희토류 원소, TRU 원소 및 귀금속 등으로 구성된 잉곳형태의 양극으로부터 용융염으로 녹아나오는 원소들 중에서 우라늄을 고체음극에 전착시켜 제거하고, 나머지 원소들 중에서 악티나이드 원소들을 액체음극에 전착시켜 회수하는 것이다 [1,2].

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 잉곳제조 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. 미국, 일본 등에서는 전해정련과정에서 발생한 우라늄 전착물로부터 공융염을 제거하기 위해 케소드 프로세서(Cathode Processor)라 불리는 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다[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 전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리할 때 전착물이 증발 속도에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 본론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리할 때 전착물이 증발 속도에 미치는 영향을 조사하기 위하여 진공증류장치에서(그림 1) 염이 섞인 스틸볼(steel ball), 스틸칩(steel chip)의 겉보기 증발 속도를 측정하여 순수한 염의 것과 비교하였다. 겉보기 증발속도 (Apparent Evaporation Rate)는 무게변화의 감량 곡선에서 직선 구간의 기울기를 이용하여 계산하였다(그림3).

증발 온도는 모든 시료에서 825℃로 일정하게 하였다. 실험은 ID 58 mm, H 80 mm 크기의 도가니에 시료를 넣고 진공상태로 유지 후 상부의 load cell에 연결하여 연속적으로 무게변화를 측정하였다.

전착물이 없는 순수염의 경우에는 겉보기 증발속도가 약 8.25 g/hr-cm^2 이었다. 스틸볼의 경우에는 그림 2에서 보는 것처럼 약 100 g의 염과 약 100 g 직경 1 mm의 스틸볼을 함께 넣고 증발 실험을 수행하였으며, 겉보기 밀도는 8.15 g/hr-cm^2 로, 공융염만 존재할 때 보다 증발속도가 약간 줄어들었으나, 그 영향이 크지 않았다.

발생증기의 전달에 저항이 더 크게 하기 위하여 선반작업에서 얻어진 스틸 칩 (L 5-15 mm, W 1-2mm) 을 이용하여 전착물의 특성이 염증류 속도에 미치는 영향 조사하였으며, 염과 chip의 양이 다른 두 가지 시료((I)100/100, (II) 155/92.2 g)를 이용하였다. 겉보기 증발속도는 스틸 칩의 양에 따라 각각 4.5, 7.7 g/hr-cm^2 로, 스틸 볼과는 달리 증발속도가 현저히 줄었다.

스틸볼의 경우 그림 4에서처럼 구조상 도가니 바닥에 가라앉고, 증류온도에서 공융염은 액체상태의 표면에서 증발함으로써 증기의 이동에 큰 영향을 미치지 않아 공융염만 존재할 때 보다 증발속도가 약간 줄어든 것으로 판단된다.

스틸 칩의 경우 극단적인 효과를 보기 위해 의도적으로 많이 넣었기 때문에 증발속도가 파격적으로 줄어든 것이며, 증발속도 차이가 크게 나고, 감량 curve의 직선성이 떨어지고 증발속도가 크게 줄어든 것은 칩으로 인해 증기 이동속도가 낮아진 것에서 기인한 것으로 매우 중요한 결과이다.

이로부터 증류의 증발, 이동(물질전달) 및 응축의 3단계 과정에서 생성된 증기의 이동이 중요함을 나타내 준다. 따라서 추후 증류 도가니 및 증류탑 내부설계(geometry) 시 물질 전달이 주요 설계 인자로 고려되어야 한다는 것을 알 수 있다.

3. 결론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공융염을 진공증류에 의해 분리할 때 전착물이 증발 속도에 미치는 영향을 조사하였다. 진공증류 공정에서 생성된 증기의 이동이 중요함을 알 수 있었으며, 증류 도가니 및 증류탑 내부설계(geometry) 시 물질 전달이 주요 설계 인자로 고려되어야 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, Progress in Nuclear Energy, 31, 131 (1997).

[2] S. W. Kwon, D. H.Ahn, E. H. Kim, and H, G. Ahn, J. Ind. Eng. Chem., 15, 86 (2009).

[3] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).

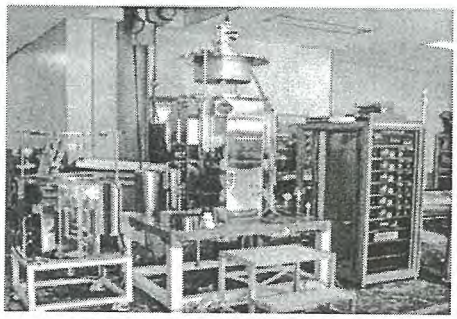


Fig. 1. Photograph of salt separation system.

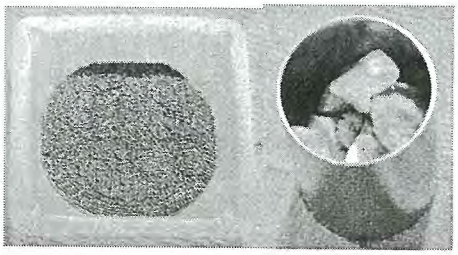


Fig. 2. Photographs of steel balls and salt.

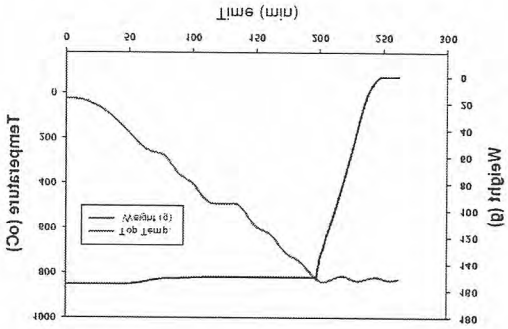


Fig. 3. Profiles of sample weight and temperature with time.

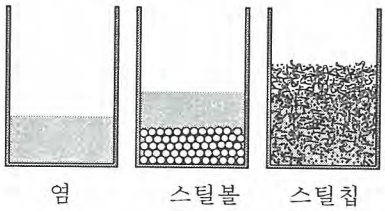


Fig. 4. Comparison of apparent evaporation rates.

감압식 염이송장치 성능 평가 및 공용융염 용해 시험

이성호, 박기민, 이한수, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee6@ka_eri.re.kr

1. 서 론

전해정련 반응후 전해정련반응기내 LiCl-KCl 공용융염은 전해제련 반응기로 이송되어져야한다. 고온에서의 염이송방법은 염이송 펌프에의한 방법, 중력(gravity) 에 의한 방법, 갑압식에의한 방법등이 있다.이러한 염이송 방법중 염이송펌프에의한 방법이 다른 방법에 비해, Impeller 회전속도를 조절함으로 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 또한 재현성이 우수하여 가장 좋은 염이송방법으로 분석되어 졌다 그러나 고온에서의 고온 펌프 재질의 부식성등 국내외 고온 염이송 펌프의 제작이 불가하여 전해정련-제련 연계 염이송방법으로 감압식 염이송 방법을 선정하였다.

본 연구에서는 전해정련-제련 연계 염이송기술 개발을 수행하기위하여, 감압식 염이송장치를 설계 및 제작하여,장치의 성능시험을 수행하였다. 또한 감압식 염이송 실험을 수행하기위해, 99%의 LiCl-KCl을 각각 혼합한 후 salt 내 수분을 제거허기위하여 200℃에서 1시간 건조하여 LiCl-KCl 공용융염을 제조하여 예비 용해 실험을 수행하였다.

2. 본 론

2.1 감압식 염이송 장치 제작 및 성능시험

고온의 LiCl-KCl 용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위한 감압식 염이송 실험 장치를 설계 및 제작하였다. 본 실험 장치는 heating 계통이 장착된 용융염 용해 및 Receiver 반응기, 용융염 이송관, 공압 실린드, 진공챔브 및 진공 펌프로 구성되어져 있으며,염의 강한 부식성과 조해성 때문에 그림 1에서와 같이 글로브박스내 설치되어 있다. 장치의 제어반을 이용하여 heating furnace의 온도를 제어함으로 용해 및 Receiver 반응기내 온도를 확인하였고, 진공펌프를 작동하여 반응기내 압력이 10^{-2}atm 이하로 유지됨을 확인하였다. 또한 치내 설치된 Purifier을 이용한 글로브박스내 가스의 순환 및 Ar 가스 퍼지등으로 장치내 글로브박스내 수분 및 산소농도를 1ppm 이하로 분위기 유지하여 장치의 성능을 확인하였다.

Fig. 1. Apparatus for Salt transport experiment.

2.2 LiCl-KCl 공용융염 제조 및 용해실험

그림 1의 감압식 염이송장치를 뤼해 염이송 실험을 수행하기위해서, 우선 99%의 LiCl 및 KCl을 이용하여, LiCl-KCl 공용융염을 제조하였다. 1kg의 salt를 제조하기위하여, 448g LiCl 및 552g KCl 염을 각각 정량한 후 try oven에 넣어 손으로 적적히 혼합시킨 후, salt 내 포함된 수분을 제거하기위하여 500℃의 강제순환건조 오븐내에서 1시간 건조하였다. 그림 2는 건조온도 설정을 위해 saltdml 수분제거 온도 및 시간을 설정하기위하여 TGA 분석결과를 나타내었다. 분석 결과에서는 100℃에서 salt내 수분이 제거되었으나, TGA 분석시 31mg salt를 이요한 결과 임으로 실제 1kg이상의 많을 양의 염을 건조하기위해서 다소 보수적이나 200℃로 건조 온도를 설정하였다. 제조된 LiCl-KCl 공용융염 장치내 용해 특성을 조사하였다. 예비 용해 실험 결과 반응기내 salt의 온도를 500℃에서 1시간이상 유지시 용해됨을 확인하였다. 150g의 salt를 이용하여 용해후 몰드로부터 분리된 염-Ingot은 그림 3에 나타내었다.

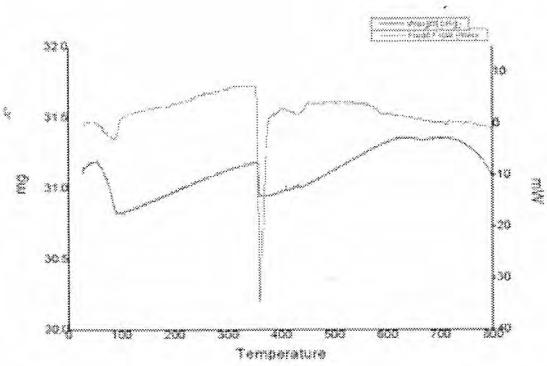


Fig. 2. 제조된 LiCl-KCl salt의 TGA 분석결과.

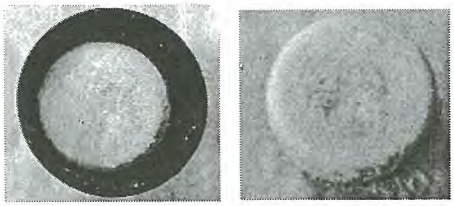


Fig. 3. 용해실험후 몰드로 분리된 염-Ingot.

3.결 론

본 연구에서는, 고온의 LiCl-KCl 용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위한 감압식 염이송 실험 장치를 설계 및 제작하고, 장치 성능 시험을 수행하여 감압식 염이송장치의 성능을 확인하였다. 또한 99%의 LiCl 및 KCl을 이용하여,용융염을 제조하기위한 salt의 건조 조건을 TGA 분석 결과를 바탕으로 건조 조건을 결정하였다. 예비 용해실험 결과 반응기내 salt의 온도를 500℃에서 1시간 이상 유지시 용해됨을 확인하였다. 앞으로 고온 감압식염이송 실험을 수행함으로 전해정련-제련장치간 연계 염이송 기술을 개발하고, 장치간 연계 염이송 운전 체계를 구축할 예정이다.

RAR공정 LCC 회수 금속의 U/RE 함량비 측정

심준보, 김지용, 박대엽, 김택진, 김시형, 백승우, 정재후, 김광락, 이한수, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 감용 및 미래 원자력시스템의 구축에 필수적인 파이로 공정(Pyroprocessing)의 경제성 제고 및 건전성을 높이기 위해 처분장으로 보내는 고준위폐기물에 포함된 악티늄족 원소의 양을 최소화 시켜 주는 기술이 반드시 확보되어야 한다. 따라서 전해제련 공정에서 나오는 폐용융염을 처리하여 고화체를 제조하기 전에 폐용융염으로부터 악티늄족 원소를 충분히 회수(Residual Actinides Recovery; RAR)하여 악티늄족의 잔류농도를 0.01 wt% 이하로 감축시키는 방법의 확립은 매우 필요하다. 한국원자력연구원에서는 LCC 전해 및 $CdCl_2$ 산화제를 활용하는 RAR 공정을 개발하였으며 기술의 확립을 위한 실험을 진행하고 있다.

본 논문에서는 RAR 공정의 LCC에 회수된 악티늄족 및 희토류 금속의 함유 비율이 SFR 미래 원자로에서 요구하는 연료물질의 요건에 적합한지를 파악하고자 회수 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

RE-U-Cd 합금을 LCC에서 제조하기 위해 LiCl-KCl 용융염 내에서 UCl_3의 농도를 2.5 wt%가 되도록 제조하였으며 이를 사용하여 전해회수를 진행하여 먼저 U-Cd 합금을 만들었다. 그 후 용융염에 UCl_3의 농도를 3.5 wt%, 준비하고 $NdCl_3$ 및 $LaCl_3$를 각각 1.0 wt%가 되도록 첨가하였다. LCC는 용융염 속에 순도 5N의 Cd 잉곳 2개 (209.96 g)를 넣고 용융시켜 준비한 뒤 전해회수 실험은 전류밀도를 일정 시간 간격으로 단계별로 낮추면서 순차적으로 100, 80, 60, 40, 20, 10 mA/㎠로 인가하여 진행하였다. 그 후 산화제를 단계 별로 순차적으로 첨가하여 1차~5차에 걸쳐 산화추출을 진행하였다. 첨가하는 산화제의 양은 Cd에 회수된 RE 금속 총양의 20 %를 산화시키는데 필요한 당량 만큼 계량하였다. 용융염 및 LCC의 교반속도는 50~80 rpm 이었으며 특히, 산화추출 시에는 교반날개를 LCC 상부에 위치시켜 교반하여 Cd는 교반되지 않도록 하였다. 그리고 LCC 층의 높이는 약 20 mm가 유지되도록 하였다. 용융염의 변화를 on-line 감시하기 위해 산화추출 전·후에 Cyclic Voltammetry (CV) 기법으로 측정하여 UCl_3 및 $RECl_3$가 산화추출에 의한 변화되는 상태를 확인하였고, 용융염 시료를 채취하여 ICP를 이용한 정량 분석도 수행하였다. 실험은 수분 및 산소 농도가 3 ppm 이내로 유지되는 불활성 분위기의 아르곤 가스가 충전된 글로브박스 내에서 수행하였다.

2.2 결과 및 고찰

RAR 공정의 LCC에 회수된 악티늄족 및 희토류 금속의 함유 비율이 SFR 미래 원자로에서 요구하는 연료물질의 요건(U/RE의 함유 비율의 회수 목표치는 4.0 이상임)에 적합한지를 파악하고자 하였다.

RAR 공정 실험에서 U이 3 wt%가 회수된 LCC에 함께 회수된 RE(Nd+La) 금속의 약 20%가 산화추출 되는 1차 산화 단계에서는 용융염 내 잔류 U 농도는 99 ppm로 측정되었다. 이 때 U의 회수율은 99.84 %이고 LCC 내 U/RE의 함유 비율은 약 3.54로 회수 목표치인 4.0에 약간 못 미치는 것으로 나타났다. 2차~5차 걸친 산화추출 결과 U농도가 100 ppm 이상으로 측정되었으며 약 250 ppm 안팎으로 확인되었다.

산화추출 단계가 진행됨에 따라 RE 금속의 농도는 점차 증가하는 경향을 보여주고 있지만, U의 농도는 오르내리며 일정치는 않았으나 종전 실험의 분석결과에서 나타난 것처럼 점차로 증가하지는 않았고 최대 500 ppm 이하에서 유지되었다.

특히, 전해회수 단계에서 이론치보다 충분한 전하량을 공급하였는데도 불구하고 시료 분석 결과 U의 잔류 농도는 100 ppm 이상으로 측정되었지만, 실험 중에 연속적으로 확인한 on-line CV측정 결과에서는 U의 피크가 검출되지 않았다.

5차 산화 후 추가로 실시한 6차 산화 단계에서 확인한 CV측정 결과 산화제의 양이 더 이상 감소하지 않았으며 이로부터 Cd 속의 모든 RE 금속이 산화된 것으로 판단하였다. 또한 6차 산화 단계에서 충분한 양의 산화제가 용융염에 남아있음에도 불구하고 U의 산화추출은 눈으로 확인할 수 있을 정도로 진행되지는 않았다. 따라서 이 CV측정 결과를 바탕으로 RE 금속은 거의 모두 산화되었을 것으로 예상하였으나, ICP 분석결과 값은 Nd는 0.67, La는 0.72 wt%로 측정되었으며, 과거의 분석결과 처럼 Nd 및 La 모두 99 %인 값을 얻지는 못하였다.

3. 결론

RAR 공정 실험에서 U이 3 wt%가 회수된 LCC에 함께 회수된 RE(Nd+La) 금속의 약 20%가 산화추출 되는 1차 산화 단계에서는 용융염 내 잔류 U농도는 99 ppm로 측정되었다. 이 때 U의 회수율은 99.84 %이고 LCC 내 U/RE의 함유비율은 약 3.54로 회수 목표치인 4.0에 약간 못 미치는 것으로 나타났다. 2차~5차 걸친 산화추출 결과 U농도가 100 ppm 이상으로 측정되었으며 약 250 ppm 안팎으로 확인되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

Table 1. La-Nd-U-Cd 합금의 산화추출 용융염 시료의 ICP 분석결과.

추출 단계	산화율, %	U 농도	Nd 농도	La 농도	U/RE(Nd+La) in LCC
LCC전착 후	—	247	577	870	3.21 (2.975/0.93)
1차 산화	RE의 20	99	1307	1785	3.54 (2.990/0.85)
2차 산화	RE의 40	434	1892	2609	3.82 (2.957/0.77)
3차 산화	RE의 60	176	3813	4754	5.22 (2.982/0.57)
4차 산화	RE의 80	252	5398	6982	7.81 (2.975/0.38)
5차 산화	RE의 100	280	6745	7231	9.67 (2.972/0.30)

RAR공정의 전해제련 연계 통합 전해회수 시험

김지용, 심준보, 박대엽, 윤달성, 김경량, 김가영, 김택진, 김시형, 백승우, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kjy82@kaeri.re.kr

1. 서론

누적되는 사용후핵연료의 처리 문제를 해결하기 위해 사용후핵연료 재활용 기술의 하나로 검토되고 있는 파이로 프로세스는 기존의 처리기술에 비해 핵확산성이 상대적으로 높으며 경제적이라는 이유로 사용후핵연료를 환경 친화적으로 관리하기에 적합한 기술로 인식되고 있다. 파이로 프로세스의 전해제련(electrowinning) 공정에서는 액체 카드뮴 음극(Liquid Cadmium Cathode, LCC) 을 사용하여 전해정련 후 잔여 우라늄과 TRU를 함께 회수한다. 전해제련 후에 발생하는 용융염 폐기물 내 악티늄족 원소를 최소화하기 위해서 잔류 악티늄족 회수 (RAR: Residual Actinides Recovery) 공정이 도입되었으며, TRU의 회수율 및 공정 효율을 높이기 위한 기술의 확립이 필요하다.

본 연구에서는 RAR 공정의 전해회수 단계에서 선행 공정인 전해제련과 연계성을 모색하기 위해 전해제련-RAR 통합 전해회수 실험을 수행하여 회수거동 및 그 가능성 등을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

전해제련 공정은 LCC를 이용하여 용융염 내 TRU 등 악티늄족의 농도가 약 3~5 wt% 정도일 때 적용하지만, RAR 공정은 전련 후 남아있는 1 wt% 이하의 악티늄족 원소를 회수하기 위해 적용하며 농도 범위에서 큰 차이가 있다. 그러나 용융염 중에 희토류 원소의 농도는 큰 차이가 없으며 약 3 wt% 내외의 농도로 유지된다. 따라서 전해회수 시에 사용하는 전류밀도의 범위에서도 두 공정 사이에 큰 차이가 있다.

전해회수 실험을 위해 먼저 LiCl-KCl 용융염 내에서 UCl_3의 농도를 3.5 wt%가 되도록 제조하였다. 그 후 $NdCl_3$ 및 $LaCl_3$를 각각 1.0 wt%가 되도록 충분히 건조한 순도 4N 시약을 첨가하였다. LCC는 용융염 속에 순도 5N의 Cd 잉곳 2개 (209.96 g)를 넣고 용융시킨 뒤 UCl_3를 전해하여 LCC 속에 U을 약 1.25 wt%가 되도록 전착시켜 준비하였다. 제련-RAR 통합 전해회수 실험은 전류밀도를 일정 시간 간격으로 단계별로 낮추면서 순차적으로 100, 80, 60, 40, 20, 10 mA/㎠로 인가하여 진행하였다. 각 단계에서 전해회수 시간을 11, 13, 17, 26, 26, 51 분씩 적용하였다. 용융염 및 LCC의 교반속도는 50 rpm이었으며 용융염의 변화를 on-line 감시하기 위해 전해회수 전·후에 Cyclic Voltammetry (CV) 기법으로 측정하였으며, UCl_3 및 $RECl_3$가 전착에 의한 감소되는 상태 변화를 확인하고 이와 더불어 용융염 시료를 채취하여 ICP 정량 분석도 병행하였다. 실험은 수분 및 산소 농도가 3 ppm 이내로 유지되는 불활성 분위기의 아르곤 가스가 충전된 글로브박스 내에서 수행하였다.

2.2 결과 및 고찰

폐용융염 RAR 공정장치 개량 및 성능 시험의 일환으로 TRU를 회수하는 LCC 전해제련 및 RAR 전해회수 조업을 통합시켜 연계 조업의 타당성을 확인하고자 하였다.

잔류 악티늄족 원소의 전해회수 조업의 개선 과정에서 채택했던 Li 금속의 생성을 억제시키고 LCC에서 RE 금속의 전착량을 감축시켜 주는 목적으로 단계별로 전류밀도를 점차 낮추어 가능한 한 전류효율을 높게 유지시키는 방식을 전해제련 - RAR 연계시키는 통합 전해에 확장하였다.

악티늄족의 농도가 약 4 wt% 내외의 용융염에 적용하는 전해제련의 경우 100 mA/㎠의 전류밀도를 사용하여 정전류 방식으로 전해를 진행하는 반면, 약 1 wt% 이내의 용융염을 처리하는 RAR 전해의 경우 30 mA/㎠ 내외의 전류밀도를 사용하여 정전류 방식으로 전해를 사용하여 왔다.

따라서 본 실험에서는 전류밀도 100 mA/㎠에서부터 시작하여 1차~6차까지 단계별로 전류밀도를 점차 낮춰가며 전해 실험하면서 전해 전·후의 CV측정 결과 및 ICP를 이용한 용융염 내 농도변화 분석 결과도 얻었다. 1,2차 전해 후에는 U

의 피크가 크게 감소하였지만 RE 금속의 피크는 크게 변화하지 않았다. 3차~5차에 걸쳐 진행된 전해 단계에서 U의 농도는 전해 전의 농도(3 wt%)에 비해 10 % 이하로 크게 감소(0.25 wt%)하였지만, Nd 및 La 등 RE의 농도는 각각 초기 농도(1 wt%)의 약 60 % 이상으로 유지되고 있음(Nd는 0.63 wt%, La는 0.64 wt%)을 확인할 수 있었다. 6차 전해 후에 U의 잔류 농도는 약 154 ppm으로 측정되었다. 이 결과로부터 RE 금속의 전착을 억제시키고 U 만을 선택적으로 전해 회수하기 위한 단계별 전류강하 방식의 전해 조업이 매우 효과적임을 파악할 수 있었으며, 전해제련-RAR 연계 조업을 채택할 경우에도 U의 잔류농도를 RAR 공정의 목표치인 100 ppm 이하로 낮출 수 있는 가능성도 파악하였다.

3. 결론

단계별로 전류량을 강하시키는 전해회수 방식을 적용하여 전해제련 및 RAR 공정을 연계하는 통합전해 시험을 수행하여 그 가능성을 확인하였다. 이와 같은 연계 전해 조업을 통해 희토류 금속의 동반 전착량을 크게 감축시킬 수 있다. 또한, 두 종류의 공정이 전해조를 별도로 사용하지 않고 1개에서 통합하여 연속적으로 사용하기 때문에 전해제련 및 RAR용 2개의 전해조를 사용할 때 필요로 하는 용융염의 냉각, 이송, 가열 및 용융 등의 조업단계를 생략할 수 있어 공정 절차가 간소화되고 조업 시간도 크게 단축시킬 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

전기화학적 임피던스 분석법을 이용한 우라늄 전착 특성 분석

김가영, 김시형, 윤달성, 백승우, 김택진, 김광락, 심준보, 정재후, 안도희
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
gkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정 (pyroprocess)는 사용후핵연연료부터 핵연료물질을 회수하는 환경친화적인 재활용 공정기술이다. 그 중 전해제련공정 (electrowinning)은 LiCl-KCl 용융염에 잔류하는 우라늄과 악티나이드 원소들을 액체카드뮴음극 (liquid cadmium cathode, LCC)에 전착시켜 회수하는 공정이다. 기존의 연구에서는 cyclic voltammetry (CV), chronopotentiometry (CP) 측정 등을 통해 우라늄 전착에 관한 전기화학적 특성 분석을 실시하여 왔다.

전기화학적 임피던스 분석법(electrochemical impedance spectroscopy, EIS)은 미소한 교류전원을 이용하여 주파수를 변화시켜 가면서 각 시스템을 저항, 캐패시턴스, 인덕턴스 등의 전기적 요소로 분석해 내는 기법이다 [1-2]. 다른 전기화학 분석 기법과 비교하여 측정 대상에 인가되는 교류전원의 진폭이 적고, 전기화학적 측정 과정에 의한 측정 시스템의 물성 변화를 최소화 할 수 있어 비파괴 분석으로 널리 사용되고 있다. 또한, 복소저항인 임피던스가 실수부와 허수부로 구성되며, 넓은 주파수 범위에 걸쳐 측정되므로 다양한 시간 범위의 전기화학적 특성을 평가할 수 있는 장점이 있다 [3]. 따라서, 임피던스 분석법을 적절히 활용하면 전극 표면의 산화/환원반응, 부식, 전기이중층 등의 구조적/기능적 측면에 대한 정보를 파악할 수 있다.

본 연구에서는 임피던스 분석법을 이용하여 우라늄 전착 반응 메커니즘을 분석하고자 하였다. 이를 위한 기초연구로서, 액체카드뮴전극 대신 고체전극 (Mo)을 이용하여 CV 곡선 및 임피던스 곡선을 측정하고 등가회로 (equivalent circuit)를 구성하여 우라늄 전착에 관련된 전기화학적 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 Cyclic voltammetry (CV) 측정

CV 곡선 측정을 통하여 고체전극 (Mo)에서 일어나는 우라늄의 산화, 환원 반응을 관찰하였다. 작업전극과 상대전극은 각각 Mo (dia. = 1 mm, surface area = 0.22 cm^2)과 graphite (dia. = 3 mm)를, 그리고 기준전극으로는 직경 1 mm의 Ag 선을 1 wt% AgCl이 담긴 pyrex tube에 장입하여 사용하였다. 용융염 (LiCl-KCl)은 내경 45 mm의 알루미나 도가니에 담가 전해조로 사용하였으며, 모든 측정은 Ar(g) 분위기의 글러브박스 내에서 온도 773 K에서 수행되었다. 이때 산소와 수분은 모두 5 ppm 이하로 유지되었다.

Fig. 1은 1 wt% (0.167 mol%) UCl_3의 CV 곡선 측정 결과이다. 그림에서 보이듯이, 우라늄의 산화, 환원 peak potential은 각각 -1.39와 -1.43 V로 관찰되었다. 또한, -1.15와 -1.33 V 부근에서도 추가의 산화, 환원 반응이 관찰되었는데, 이는 우라늄의 단일층 흡, 탈착 (monolayer adsorpion/desorption) 또는 흡착된 우라늄 이온(U^{3+})과 염화물 형태의 우라늄 (U sub-chloride) 간의 산화환원 반응과 관계된 것으로 보고되고 있다 [4].

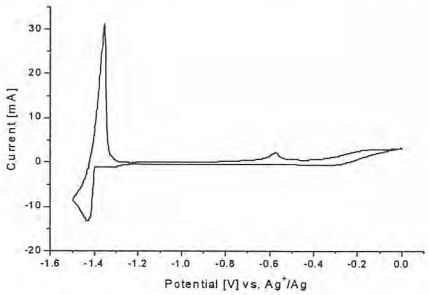


Fig. 1. Cyclic voltammogram for 1 wt% UCl_3 in LiCl-KCl at 773 K on Mo electrode with scan rate of 50 mV/s.

2.2 EIS 측정

CV 곡선 측정에 사용된 동일한 셀을 이용하여, -1 V와 -1.45 V의 전압을 가하면서 10^5 - 10^{-1} Hz 범위의 주파수 및 10 mV의 진폭 조건에서 임피던스 측정을 실시하였다. Fig. 2-3은 각 전압조건에서 측정한 임피던스 결과를 Nyquist plot으로 도시한 것이다. 이때, x축과의 고주파수 절편은

용융염 저항 (R_s)을 나타낸다. 위 임피던스 곡선들은 등가회로를 구성하여 피팅 분석 (fitting analysis)하였다. 그 결과, -1 V에서는 bulk에서 전극 표면으로의 물질전달 (Warburg response)과 전기이중층에 충전 (double layer charging)되는 현상이 일어나는 것으로 나타났으며, -1.45 V에서는 U^{3+}이 전극표면으로 공급됨과 동시에 U로 환원되고 (polarization), 전극 표면을 따라 이동 (surface diffusion)하면서 lattice를 형성하는 것으로 분석되었다. 용융염의 저항(R_s)은 약 0.011 - 0.012 Ω·㎠, U^{3+}의 환원에 관여하는 전자전달 저항 (R_p)는 0.044 Ω·㎠로 측정되었다.

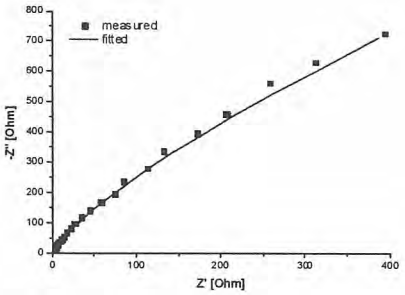


Fig. 2. Complex impedance spectra for 1 wt% UCl_3 in LiCl-KCl at 773 K on Mo electrode at -1 V Ag^+/Ag. The impedance data from 2×10^4 to 1 Hz were fitted into equivalent circuit.

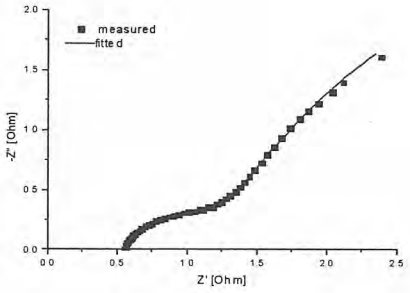


Fig. 3. Complex impedance spectra for 1 wt% UCl_3 in LiCl-KCl at 773 K on Mo electrode at -1.45 V Ag^+/Ag. The impedance data from 5×10^3 to 0.5 Hz were fitted into equivalent circuit.

3. 결론

본 연구에서는 전기화학적 임피던스 측정을 통해 고체전극에서 일어나는 우라늄의 전착 메커니즘을 분석하였다. 그 결과, 용융염 bulk에서 전극 표면으로의 물질 전달 (mass transfer), 전극계면에서 U^{3+}으로의 전자전달 (charge transfer) 외에, 환원된 U가 표면을 따라 이동하여 (surface diffusion) lattice를 형성하는 요소가 관여된 것을 알 수 있었다. 이와 같은 고체 전극에서 얻어진 결과를 바탕으로, 앞으로 실제 전해제련공정에서 사용되는 액체카드뮴전극을 이용하여 우라늄 전착거동에 관한 전기화학적 임피던스 분석을 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] J. R. Macdonald, "Impedance Spectroscopy: Emphasizing Solid Materials and Systems", John Wiley & Sons, New York (1987).

[2] E. Barsoukov and J.R. Macdonald, "Impedance Spectroscopy: Theory, Experiment, and Application", 2ed., Wiley-Interscience (2005).

[3] Journal of the Korean Electrochemical Society, Vol.13, No.4, pp. 223-234, 2010.

[4] Electrochimica Acta, Vol.49, No. 15, pp. 2471-2478, 2004.

직립형 Cd 증류장치 제작 및 시운전

김경량, 김광락, 김택진, 김시형, 정재후, 백승우, 심준보, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
blueikr@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정(pyroprocess)은 전해환원공정(electroreduction), 전해정련공정(electrorefining), 전해제련공정(eldctrowinning)등으로 구성되어 있다[1]. 전해제련공정은 액체 카드뮴 음극(Liquid Cadmium Cathode; LCC)의 용융염 중에 용해되어 있는 악티늄족 원소들을 전기화학적 방법으로 전착하는 단계와 전착된 액체 카드뮴 음극에서 카드뮴을 분리하고 악티늄족 원소를 회수하는 단계로 구성된다. 전해제련공정의 주요 요소 기술인 액체금속 TRU 석출물 증류공정은 일반 진공증류 공정보다 복잡하고 까다롭다. 진공증류 공정을 이용하여 물질을 분리하기 위해서는 구성 물질간의 증기압 차이가 커야하며, 카드뮴의 경우 증기압이 커서 회수된 actinide와 카드뮴을 진공증류 공정으로 분리하기에 적합하다[2].

본 연구에서는 수평형 Cd 증류장치를 이용하여 카드뮴 증류 시에 발생하는 휘발부의 카드뮴 응축과 회수율 저하 등의 문제점을 개선 · 보완하고자 직립형 카드뮴(Cd) 증류장치를 설계하였다. 기존의 수평형 Cd 증류장치를 개선 · 보완한 직립형 Cd 증류장치는 카드뮴 회수의 효율성 극대화를 목적으로 설계 및 제작되었다.

2. 본론

본 연구에 사용된 직립형 Cd 증류장치는 Fig. 1과 같은 구조로 구성되어있다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 직립형 Cd 증류장치는 단일 반응기 형태로 이루어져 있으며, 상단 휘발부와 하단 응축부로 크게 나누어져 있다. 직립형 Cd 증류장치의 세부 구성은 전기로, 반응기, 냉각기, 필터, 진공펌프 등으로 구성되어 있다. 전기로는 총 4개 구역으로 나누어져 있으며, 최고 온도는 1구역에서는 1,200 ℃, 2구역은 1,000 ℃, 3구역 800 ℃, 4구역 600 ℃로 가열할 수 있는 구조로 설계되었다. 압력은 0.000 ~ 10 torr까지 측정이 가능하다. 반응기 내부의 온도 측정을 목적으로 총 5개의 온도 센서가 반응기 내 · 외부에 위치하도록 제작하였다. 회수용 도가니가 위치한 응축부 하단에는 휘발부와 응축부의 온도차를 형성할 수 있도록 냉각수 라인이 포함되어 있으며, 이는 사용 목적에 따라 응축부의 냉각수 유입 유·무를 조절할 수 있는 구조이다.

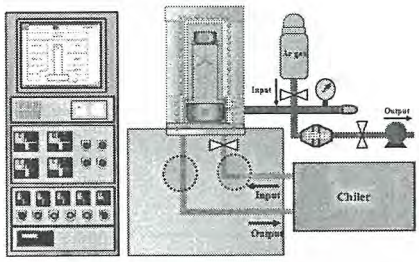
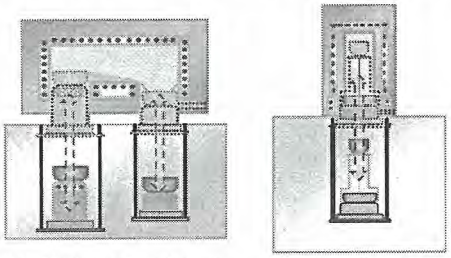


Fig. 1. Experimental for cadmium distillation.

Fig. 2는 수평형 Cd 증류 장치와 직립형 Cd 증류 장치를 비교한 그림이다. 보는 바와 같이 직립형 Cd 증류장치는 시료 주입구가 단방향으로 되어있으며, 반면 수평형 Cd 증류장치는 휘발부와 응축부로 나누어져 각각 구동된다. 이러한 특성상 수평형 Cd 증류장치의 경우 진공 유지 효율이 낮고, 카드뮴 증류 시 카드뮴이 휘발부 하단에 위치한 저온부에서 응축되는 현상이 발생하여 장치 개폐구가 열리지 않는 현상을 보인다. 이 같은 문제점을 개선한 장치가 직립형 Cd 증류 장치이다.



(a) Horizontal cadmium distillation equipment (b) Vertical cadmium distillation equipment

Fig. 2. Comparison of cadmium distillation equipments.

3. 결론

본 연구에서는 수평형 Cd 증류장치의 문제점 개선 및 회수율 향상을 목적으로 직립형 Cd 증류장치를 설계 · 제작하였다. 기존의 수평형 Cd 증류장치에서 보여 왔던 문제점 중 카드뮴의 낮은 회수율과 상대적으로 낮은 온도를 보이는 휘발부 하단에 카드뮴 응축 현상을 보완 · 개선하여 성능을 향상시켰다. Fig. 3와 4에서 보는 것과 같이 각각의 blank test 결과 반응기 내 · 외의 온도 적합하도록 작동되었다. 이에 따라 직립형 Cd 증류장치를 이용하여 카드뮴 금속의 증류 거동, 최적의 가열 조건을 도출하고 TRU 석출물의 합금 상태와 카드뮴 금속과의 증류 거동이 상이할 것을 고려하여 TRU 대용물질로 카드뮴 합금(Cd+Ce) 제조 및 salt등을 이용한 이성분계 및 다성분계의 증류 실험을 수행하고 이와 더불어 장치의 성능 평가도 동시에 수행할 예정이다.

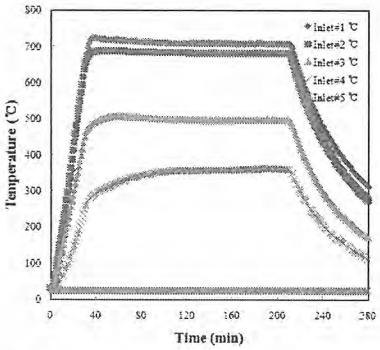


Fig. 3. Changes of inner temperature in cadmium distillation equipment.

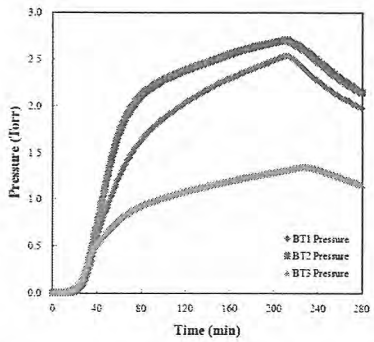


Fig. 4. Pressure changes of inner space in regard to the temperature changes.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] H. C. Eun, Y. Z. Cho, T. K. Lee, H. C. Yang, I. T. Kim, H. S. Kim, J. Radioanal Nucl. Chem., 8(2), 103-104, 2009.

[2] D. H. Ahn, J. B. Shim, S. W. Paek, K. R. Kim, S. H. Kim, S. W. Kwon, H. S. Chung, Y. J. Jung, Y. J, Yoo, K. S. Han, D. S. Yoon, J. Y Kim, Development of volume reduction technology for PWR spent fuel by pyroprocessing(II), Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI) Report, pp. 114-115, KAERI/RR-3132, 2010.

아르곤 분위기에서 카드뮴 상변화 모사

김광락, 김경량, 정재후, 김택진, 김가영, 심준보, 김시형, 백승우, 김지용, 윤달성, 박대엽, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 부피감용기술의 대안으로 부각되는 건식화학공정에서는 용융염 전해공정이 주축을 이루고 있다. 악티늄족 원소들의 효율적인 전해 군분리를 위해 용융카드뮴 음극의 사용이 우수한 전해특성을 나타낸다. 음극 전극체로써의 카드뮴은 열역학적으로 미소한 활성도 계수의 환경을 제공하여 환원상태의 활성도를 낮게 한다. 따라서 공융염에 존재하는 사용후핵연료 금속염의 환원전위가 비슷하게 되어 공전착회수의 가능성이 매우 높아지게 되므로 핵확산저항성을 나타낸다.

이러한 전극물질로써 장점이 있는 용융카드뮴 음극체는 대기압에서 융점이 320℃ 정도로, 상대적으로 사용후핵연료 구성성분의 증금속보다 낮기 때문에 감압 증류조작에 의해 쉽게 전착물을 분리시킬 수 있다 [1]. 액체음극 후처리 장치는 용융염 전기화학 반응기에서 음극체로 사용된 용융카드뮴중 금속간화합물로 혼재하는 전착물을 분리하기 위한 목적으로 카드뮴과 일부 잔류 공융염(LiCl-KCl)을 휘발시켜 용융점이 높은 전착물로부터 분리하고, 휘발된 카드뮴과 공융염은 응축시켜 재활용이 가능한 형태로 회수하기 위한 장치이다.

증류기 내에서 열용량과 용융열이 작은 열적 물성을 갖는 카드뮴은 증발 및 응축거동이 주변 온도에 민감하게 작용하여 장치 내부에 쉽게 침적되는 특성을 나타낸다. 따라서 최적의 회수조건을 나타내는 온도환경을 예측하는 것이 중요하다 [2].

본 연구에서는 증류기내 증발부 및 응축부가 상하로 배치된 직립형카드뮴 증류장치 구성에서, 외부와의 단열조건을 가정하고 다상 물질전달 모델에 의한 증발 및 응축현상을 모사하였다.

2. 본론

2.1 이론

비균질 다상(Multiphase) 유동모델을 사용하였고, 경계면 전달모델로는 입자모델을 사용하였다. 모멘텀 전달항에서 항력을 구하기 위한 모델로는 Schiller-Naumann 상관식을 사용하였다.

$$C_W = \frac{24}{Re_{cd}}\left(1+0.150Re_{cd}^{0.687}\right) \qquad (1)$$

이 상관식은 낮은 입자 Reynolds 수의 조건에서 구형 액적모형에 적용될 수 있다. 계산을 위한 모델로 Thermal phase change 모델을 적용하였다.

기상과 액적간의 열 및 물질전달 현상은 기체 확산율은 정체유동 조건을 가정하여 Schdmit 수와 Reynolds 수에 의존하는 Ranz-Marshall 상관식을 사용하였다.

$$Nu = 2+0.6Sc^{1/3}Re^{1/2} \qquad (2)$$

여기에서, 액적은 동일한 밀도, 반경, 속도, 온도를 가지는 액체입자들의 군으로 모사된다. 액적은 구의 형상이며, 액적내부의 온도는 균일하다고 가정하였다. 액적은 주위의 증기와 에너지 교환을 하게 된다. 분산된 액적은 주위의 증기 상태로 있는 증발물질의 온도와 압력에 따라 상변화가 발생하게 된다.

2.2 모델링

카드뮴 증류기내 증발부 및 응축부가 상하로 배치된 직립형 카드뮴 증류장치 구성을 대상으로 하였다. 유동 도메인은 전단력에 민감한 연속체를 가정하여 k-ε 난류모델을 사용하고, 증류기 내부에 비응축성의 아르곤 기체 및 카드뮴 증기 2성분계 영역에다 카드뮴 액적이 분산되는 모델을 설정하였다. 아르곤의 정체유동 분위기에서 카드뮴 증기 확산의 영향이 물질전달에 영향을 미치게 되므로 전달방정식을 사용하였다.

2.3 경계조건

본 해석에서 유동장은 고온의 증기가 상변화를 수반하기 때문에, 압력과 온도에 의해 물질의 상태를 결정할 수 있는 Redlich-Kwong 상태방정식 물질그룹을 가정하여 사용하였다. 이 상태방정식

은 유체의 임계압력과 온도만으로 물질의 상태를 정의할 수 있기 때문에 본 연구의 유동해석을 수행하는데 적합하게 사용될 수 있다.

2.4 결과 및 토론

본 연구의 해석대상으로 증발부 및 응축부로 구성된 직립형 카드뮴 증류기를 선택하였다. 카드뮴 증류시스템은 Fig. 1과같이 구성되었으며, 100 Torr 및 500℃의 분위기에서 카드뮴의 증기상 몰분율을 도식화하였다. 이것은 상부 증발부 경계면에서 일정한 속도로 액적이 생성되는 질량속을 부여하고 그리고 하부 응축부 경계면에서는 액적이 싱크되어 소멸되는 동일한 질량속을 가정하였다. 본 연구에서는 증류기 내부에서 비응축성 아르곤 기체 분위기에서 카드뮴 증기가 확산되어 이동되는 거동을 수치해석을 통하여 고찰하였다.

본 연구에서는 카드뮴 증기의 열적 및 유동학적 물성자료를 가정하여 사용했기 때문에 신뢰성 있는 시스템 해석을 위해 정확한 자료기반이 뒷받침되어야 할 것이다.

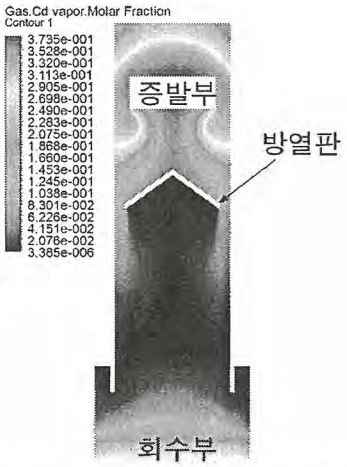


Fig. 1. Cadmium vapor distribution (molar fraction).

3. 결론

아르곤 분위기에서 카드뮴의 상변화가 일어나는 고온 증류기 모형을 대상으로 CFD 기반에서 다상 물질전달 모델을 커플링하는 방법을 제시하고, 카드뮴의 증기-액적 상변화거동의 전산모델을 마련하였다. 수립된 모델로써 카드뮴 상변화 거동을 해석할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] T. Kato et. al., "Distillation of cadmium from uranium-plutonium-cadmium alloy," Journal of Nuclear Materials, Vol.340, pp.259 - 265 (2005).

[2] B. R. Westphal et. al., "Engineering-scale distillation of cadmium for actinide recovery," Journal of Alloys and Compounds, Vol.444-445, pp.561-564 (2007).

참조전극과 액체카드뮴 음극의 거리에 따른 음극전위 변화

김시형, 백승우, 김가영, 윤달성, 김택진, 심준보, 김광락, 정재후, 안도희
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
exodus@kaeri.re.kr

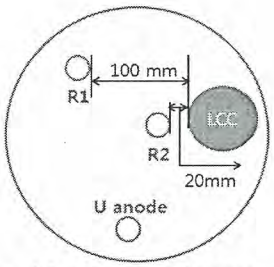
1. 서론

파이로 공정의 전해제련은 우라늄(U), 초우라늄(TRU) 및 각종 핵분열생성물이 혼합되어 있는 500℃의 LiCl-KCl 용융염으로부터 액체카드뮴 음극(LCC : Liquid Cadmium Cathode)으로 U와 TRU를 공회수(co-deposition)하는 기술이다[1,2]. LCC 에서는 U와 TRU의 환원전위가 매우 근사한 값을 가지므로, 두 그룹의 원소를 우선추출하기 위해서 전해제련 공정에서는 3 전극(양극, 음극, 참조전극)을 사용하여 음극전위를 제어하고 있다. LCC는 500℃에서 액체 상태이므로 알루미나와 같은 도가니에 담겨 있고, 이로 인해 LCC-양극 그리고 LCC-참조전극 사이에는 음극도가니의 벽이 장애가 되어 과전위가 걸릴 수 있다. LCC에서 U의 환원전위가 약 -1.4V 임에도 불구하고 정전류법 등으로 U 전착실험을 할 경우, 음극전위가 -1.6V 이상이 가해져서 희토류(RE) 원소의 전착을 제어하기 어렵게 되었다. 본 연구에서는 음극전위에 포함되는 overpotential을 최소화하는 조건을 찾기 위해 참조전극의 위치 및 용융염내 장입깊이에 따른 음극전위 변화를 관찰하였다.

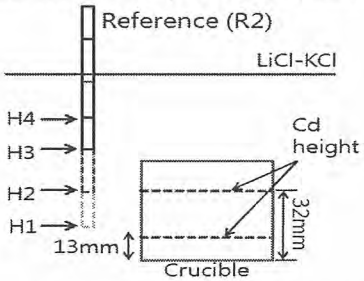
2. 본론

2.1 실험 방법

Fig. 1은 전해제련조의 전극구성을 나타낸 것으로서, U 양극과 Cd 음극의 위치 및 거리는 고정되어 있다. U는 스테인레스 스틸로 만든 메쉬 바스켓 내에 장입되어 있고, 음극도가니(알루미나)는 내경 및 내부 높이가 각각 51.5mm와 46.2 mm이다. 참조전극은 R1과 R2에 설치될 수 있고, 각 위치에서 용융염 내 참조전극의 장입깊이를 조절하면서(H1 ~ H4) 음극전위를 측정하였다. 음극도가니 상부는 용융염 표면에서 40mm 아래에 위치하고 있으며, H4와 H3에서의 참조전극은 음극도가니 상부보다 아래에 위치하고, H1과 H2는 도가니 상부보다 위에 위치하고 있다(Table 1). 아래 LCC 와 R1, R2의 직선거리는 Fig. 1(a)에서 보는 바와 같이 각각 100mm와 20mm이다. 그리고, Fig. 1(b)의 음극도가니에 액체 카드뮴을 도가니 바닥에서 약 13mm, 32mm 채운 상태로, 전류밀도 100 mA/cm^{2}로 약 3분씩 전착실험을 수행하면서 음극전위의 변화를 관찰하였다.



(a) Position of 3 electrodes : R means a reference and LCC means liquid cadmium cathode.



(b) Reference dipping depth and Cd height.

Fig. 1. Electrode configuration.

Table 1. The dipping depth of the reference at the position from H1 to H4.

position	H1	H2	H3	H4
depth(mm)	71	54	36	20

2.2 참조전극과 액체음극 거리에 따른 음극전위

500℃의 용융염에 녹아 있는 U 이온은 고체음극(W, Mo 등)에서 약 -1.4V 일 때 금속으로 환원되며, 액체카드뮴 음극에서의 환원전위도 -1.4V 부근이다. 반면에, Nd, Ce 등의 희토류 이온은 고체음극에서는 -2.0V 부근에서 환원되지만, 액체카드뮴 음극에서는 환원전위가 -1.45 ~ -1.5V 근처로 감

소된다. 따라서, 우라늄, 희토류 원소가 혼합되어 있는 용융염에서 액체카드뮴 음극으로 U 원소를 우선전착하려면 음극전위 제어는 매우 중요하다.

음극전위를 제어하기 위해서는 참조전극을 사용하는 3전극 실험을 해야만 한다. 전해조가 커질 경우 양극과 음극의 거리뿐만 아니라, 참조전극과 음극의 거리도 멀어질 수 있다. 따라서, 전착실험을 할 경우에는 통상적으로 Fig. 1(a)의 R1 정도의 거리에 참조전극을 설치하여 전착실험을 수행하게 된다.

Fig. 2(a)는 음극 도가니에 카드뮴 525g을 장입하고 R1 위치에 참조전극을 설치한 후 100 mA/cm^{2}로 전착실험을 한 경우로서, 참조전극의 장입깊이에 따른 음극전위 변화가 거의 없이 -1.8V 를 나타내었다 -1.8V는 U의 환원전위 뿐만 아니라 희토류 원소의 환원전위보다 크기 때문에 이러한 음극전위로는 U 원소를 우선 전착하는 기준역할을 할 수 없다.

참조전극을 R2에 설치한 후 참조전극의 장입깊이에 따른 음극전위를 측정한 결과, 참조전극이 장입깊이가 작을수록(참조전극과 액체카드뮴의 음극표면이 마주볼수록) 음극전위가 현저히 작아져서 H1에서는 U의 전착전위가 환원전위와 비슷한 -1.4V 값을 나타내었다.

R1에서는 참조전극과 액체카드뮴 사이에 음극도가니의 벽면이 장애물 역할을 함으로 인해 참조전극 장입깊이를 변화하여도(참조전극과 액체카드뮴 표면이 계속 마주보지 못하므로) 음극전위가 거의 변하지 않은 반면에, R2에서는 H4 장입깊이에서 참조전극과 음극도가니 사이에 장애물이 가장 적은 조건이므로 음극전위의 값도 환원전위와 전착전위의 차이, 즉, overpotential이 낮아진 것으로 판단된다.

3. 결론

용융염에 포함된 우라늄 이온을 액체카드뮴 음극으로 전착할 때 음극전위는 전착공정을 제어하는 중요한 기준이 된다. 본 연구에서는 음극전위에 포함된 overpotential을 최소화하는 실험조건을 찾기 위하여 참조전극의 위치와 용융염내 장입깊이 등을 조절하면서 음극전위의 변화를 관찰하였다. 참조전극을 음극도가니에 근접하게 위치한 후, 액체카드뮴 음극과 참조전극이 직접 마주할 수 있도록 참조전극의 위치를 설정할 경우 음극전위의 overpotential이 최소화됨을 확인할 수 있었다. 2차에 걸친 실험으로 재현성은 확인했으나 이론적 근거를 구하기 위해 추가실험이 요구된다.

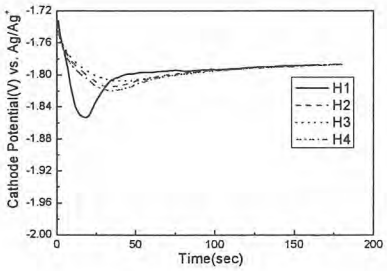
4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

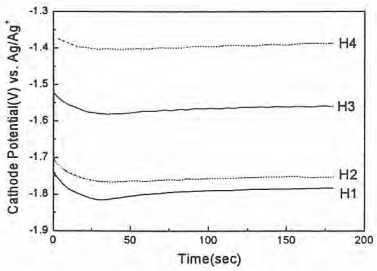
5. 참고문헌

[1] J. E. Battles, K. M. Myles, J. J. Laidler and D. W. Green, "Integral Fast Reactor Pyrochemical Process", Argonne National Laboratory Technical Report 1993, ANL-94/15 (1994).

[2] N. Kondo, T. Koyama, M. Iizuka and H. Tanaka, "액상 카드뮴 음극에서의 수지상 우라늄 발생 억제 조건에 대한 연구검토", CRIEPI Report, T95029 (1996).



(a) Cathode potentials at the position of R1



(b) Cathode potetnials at the position of R2

Fig. 2. Variations of the cathode potentials depending on the reference depth.

PRIDE 직립형 Cd 증류장치 설계

정재후, 김광락, 안도희 김시형, 김택진, 김가영, 백승우, 심준보, 김경량
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
njhjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE(PyRoprocess Intergrated inactive DEmonstration facility)내에 설치된 직립형 Cd 증류장치는 카드뮴의 증발, 응축 및 회수를 목적으로 한 장치이다. 사용후핵연료 건식처리공정은 크게 전처리공정, 전해환원공정, 전해정련공정 및 전해제련공정 등으로 구성되어 있다[1]. PRIDE 내의 전해제련공정은 액체카드뮴음극(LCC : Liquid Cadmium Cathode)를 이용하여 LiCl-KCl 용융염의 잔류하는 U, TRU 원소를 동시에 회수하는 공정으로 파이로 프로세스의 핵확산 저항성의 입증하는 핵심공정을 말한다. 즉, 사용후핵연료를 건식화학처리하는 실증시설로써 모의 악티늄족 원소들을 전기화학적으로 공전착을 유도하는 특성을 가지는 용융카드뮴 음극체를 후처리하는 단위공정을 말한다. 용융염 전기화학반응기에서 음극체로 사용된 용융카드뮴중 합금상태로 혼재되는 우라늄 및 TRU 전착물을 분리하기 위한 목적으로 카드뮴과 공융염(LiCl-KCl)을 휘발시켜 용융점이 높은 전착물로부터 분리하고, 휘발된 카드뮴과 공융염은 응축시켜 재활용이 가능한 형태로 회수하기 위한 장치이다. 전해제련공정에서 용융염 내 잔류 U, TRU의 회수가 완료되면 LCC는 카드뮴 증류 공정으로 보내지고, 이때 회수된 actinide와 카드뮴은 증기압 차이에 의하여 분리된다[2].

본 연구에서의 PRIDE 직립형 Cd 증류장치는 기존에 개발된 Cd 증류장치의 단점인 카드뮴 증기가 응축조를 통과할 때 장치 내부벽면에 응축되는 문제점[3]을 획기적으로 해결할 수 있다. 이 장치는 Hot-cell 내에서 대용량의 Cd를 처리할 수 있고, MSM(Master Slive Manipulator), BDSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 및 크레인을 이용하여 장치의 원격운전성 및 원격취급성을 고려하고, 또 고장시 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 개념으로 Lab-scale의 장치를 설계하였다.

2. 본론

본 연구에서의 PRIDE 직립형 Cd 증류장치는 크게 Frame assembly, Furnace assembly, Distiller vessel assembly, Crucible support assembly, Utillity assembly, Roller conveyer assembly 및 Control box assembly 등으로 구성되어 있다. Fig. 1, 2는 장치의 설계도를 나타낸 것이다. 장치의 주요부 설계요건을 보면 처리 용량은 10 kg U-Cd-Salt/batch(8시간 이내 한 개의 LCC 처리)이다. 가열부는 크게 증발부와 회수부로 나누어지며 증발부는 최고 1,100 ℃, 회수부는 320 ℃ 이하이고 승온율은 1200 ℃/Hr 이다. 진공도는 상온에서 10^{-2} Torr 이하, 기밀성은 0^{-1} Torr/8 Hrs 이하, 진공펌프는 오일리스 펌프가 사용 된다. 전기로의 구성은 총 5개 구역으로 나누어져 있으며, 1, 2구역에서는 1,100 ℃, 3구역 800 ℃, 4구역 600 ℃, 5구역 500 ℃로 가열할 수 있는 구조로 설계하였다.

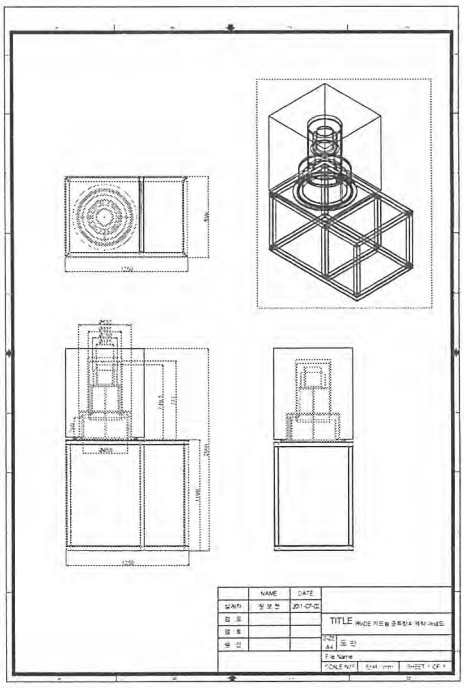


Fig. 1. Drawing of Cd Distillation Device.

3. 결론

본 연구에서의 PRIDE 직립형 Cd 증류장치는 기존에 개발된 Cd 증류장치의 단점인 카드뮴 증기가 응축조를 통과할 때 장치 내부벽면에 응축되는 문제점을 해결할 수 있도록 설계하였다. 이 장치는 Lab-scale의 설계 장치로서 PRIDE Hot-cell 내에서 MSM, BDSM 및 크레인을 사용하여 직립형 Cd 증류장치를 원격운전성 및 원격취급성을 고려하였으며, 또 장치의 고장시 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 하여
용이하게 유지·보수 하도록 설계하였다.

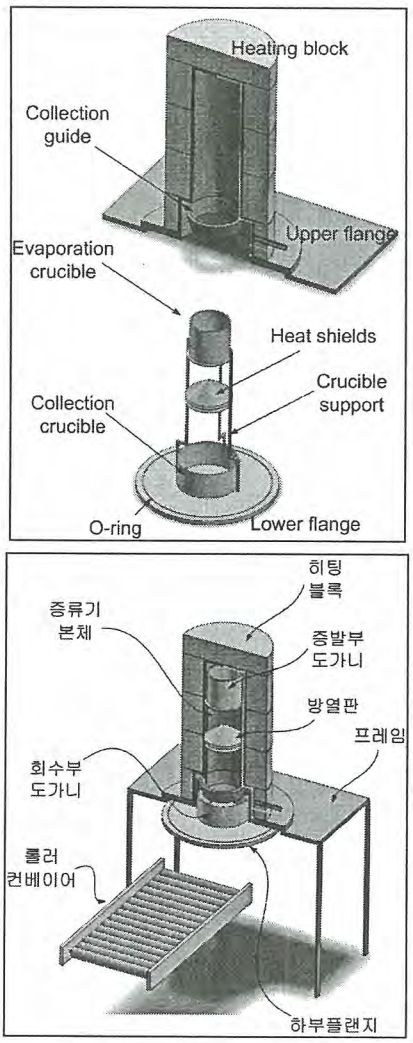


Fig. 2. Distiller Vessel & Crucible Support Assembly and operation.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] H. C. Eun, Y. Z. Cho, T. K. Lee, H. C. Yang, I. T. Kim, H. S. Kim, J. Radioanal Nucl. Chem., 8(2), 103-104, 2009.

[2] J. Y. Kim, S. W. Kwon, K. R. Kim, S. W. Paek, J. B. Shim, S. H. Kim, Y. J. Jung, D. H. Ahn, J. Radioanal Nucl. Chem., 7(2), 331-332, 2009.

[3] K. R. Kim, K. R. Kim, D. S. Yoon, J. Y Kim, D. Y Park, T. J. Kim, S. H. Kim, J. H. Jung, S. W. Paek, J. B. Shim, D. H. Ahn, Radioanal Nucl. Chem., 9(1), 131-132, 2011.

LCC의 악티늄족 회수량 향상을 위한 연구

윤달성, 김시형, 김가영, 백승우, 김택진, 김광락, 심준보, 정재후, 안도희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
yds0127@kaeri.re.kr

1. 서론

전해제련공정은 정련공정 후 LiCl-KCl 염에 잔류하는 우라늄과 악티나이드 원소들을 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 이용하여 회수하는 공정이다. 액체카드뮴을 음극으로 사용 할 경우, 우라늄과 악티나이드 원소를 동시에 회수함으로써 파이로공정의 핵확산 저항성을 입증하는 중요한 공정으로 인식되고 있다. 그러나 액체카드뮴음극을 사용하면서 악티나이드 원소뿐만 아니라 희토류 원소 또한 근접한 전위 범위에서 회수되며, 소듐냉각고속로의 연료로 사용하기 위해서는 이 희토류 원소의 회수를 최대한 억제해야 한다. 따라서 본 연구에서는 LiCl-KCl 용융염 내에서 우라늄과 Nd(Neodymium)원소를 액체카드뮴음극을 이용하여 회수하는 실험을 하였으며, 정전류 실험을 통하여 악티나이드 원소의 회수량을 증대시키는 공정변수를 최적화하기 위해 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구를 수행하기 위하여 Fig. 1(a)와 같이 소형 액체카드뮴 음극(LCC; Liquid Cadmium Cathode) 셀을 제작 하였으며, 참조전극 (Ag/Ag^+)과 양극전극 (Mo Φ3mm)으로 구성되어 있다. Pyrex 튜브를 Fig. 1(b)와 같은 모양으로 제작하여 액체 카드뮴 음극으로 사용하였다. 초기 용융염 전해질은 LiCl-KCl-2wt% UCl_3-2.4wt $NdCl_3$이며, 정전류법을 이용하여 전착 실험을 수행하였다. 전해실험은 Fig. 2와 같이 50mA/cm^2. 80mA/cm^2, 100mA/cm^{2}의 전류밀도 (Q=278.7mAh)로 수행되었으며, 전착 전, 후 그리고 약 20시간 동안 annealing 후 sampling 하였다. 전해 후 용융염 내에 남아 있는 우라늄과 희토류원소의 양을 cyclic voltammetry법을 이용하여 정성적으로 분석 하였으며, 추후 화학분석법을 통하여 정량분석을 할 예정이다.

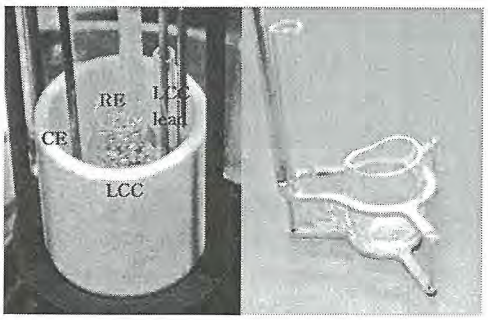
전류밀도 100, 80, 50mA/cm^{2}에서 전착 전, 전착 후, annealing 후의 cyclic voltammogram을 Fig. 3-5에 각각 나타내었다. 전착이 끝난 후 우라늄의 산화/환원 peak current가 줄어든 것을 볼 수 있었으며, 이로 인해 초기 salt에 존재하는 우라늄이 액체음극으로 회수된 양을 정성적으로 예측할 수 있었다. 전류밀도를 100mA/cm^{2}으로 전해실험을 할 경우 우라늄 환원 peak current는 약 6.3mA, 80mA/cm^{2}은 약 8.8mA, 그리고 50mA/cm^{2}은 12.08mA만큼 낮아졌다. 따라서 인가되는 전류밀도가 낮을수록 우라늄의 회수율이 높은 것을 알 수 있었다. 또한 Nd의 경우에는 LiCl-KCl salt 내에 $CdCl_2$의 영향으로 다중산화 peak을 보이면서 전해 전후의 peak current의 차이를 가늠하기 힘들었으나 전류밀도가 높을수록 Nd가 함께 회수되는 양이 많아지는 것은 확인할 수 있었다. 전착이 끝난 후 500℃의 salt내에 유지 시키면서 annealing을 할 경우 액체카드뮴음극 표면에 전착된 우라늄과 Nd가 식(1)-(3)의 반응을 따른다. 또한 전착이 진행되면서 양극표면에서 발생 된 Cl_2 gas는 식(4)와 같이 액체카드뮴과 화학반응을 통해 $CdCl_2$를 생성하며, CV를 통해 이를 확인 할 수 있었다.

$$Nd + UCl_3 \rightarrow NdCl_3 + U \quad (\Delta G=-37.98\ kcal) \quad (1)$$

$$Nd + 1.5CdCl_2 \rightarrow NdCl_3 + 1.5Cd \quad (\Delta G=-106.8\ kcal) \quad (2)$$

$$U + 1.5\ CdCl_2 \rightarrow UCl_3 + Cd \quad (\Delta G=-68.8\ kcal) \quad (3)$$

$$Cl_2(g) + Cd \rightarrow CdCl_2 \quad (\Delta G=-64.7\ kcal) \quad (4)$$



(a) (b)

Fig. 1. Alumina electrolysis cell (a) and pyrex cathode crucible (b).

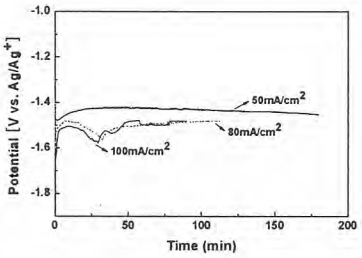


Fig. 2. Variation of cathode potential at 50, 80, 100mA/cm^2 on liquid Cd.

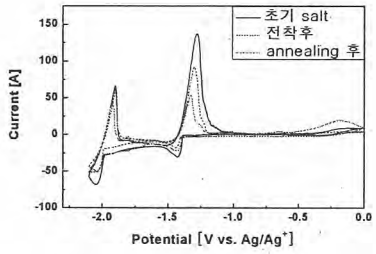


Fig. 3. Cyclic voltammograms in the procedure galvanostat at 100mA/cm^2.

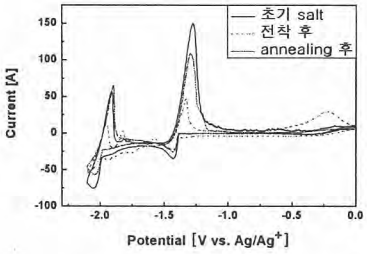


Fig. 4. Cyclic voltammograms in the procedure galvanostat at 80mA/cm^2.

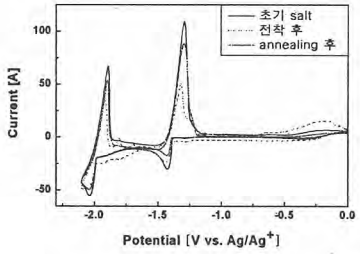


Fig. 5. Cyclic voltammograms in the procedure galvanostat at 50mA/cm^2.

3. 결론

본 연구는 액체카드뮴음극을 이용하여 보다 효율적으로 악티나이드 원소를 회수하고 희토류 원소의 공 회수를 억제하기 위한 운전범위를 설정하기 위해 수행되었다. 80mA/cm^2 이하의 낮은 전류밀도로 전해를 할 경우 우라늄의 회수율이 보다 높았으며, 효율적으로 Nd의 전착을 방지 할 수 있었다. 또한 저 전류밀도에서 액체카드뮴음극으로 회수된 Nd는 annealing을 통해 다시 salt로 추출 되는 것을 확인하였다. 그러나 전류밀도는 공정의 처리시간에 관련하므로 향후 화학분석을 통하여 보다 정량적으로 회수량을 측정하고, 이를 바탕으로 최적의 전류밀도 범위를 설정해야 할 것이다. 그리고 전해가 진행되면서 양극전극에 발생하는 Cl_2 gas는 액체카드뮴 음극뿐만 아니라 전해제련 장치 내의 구조와도 반응하므로 shroud와 같은 양극구조가 설계되어야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

LiCl-KCl 공용융염 금속염화물계 방사성폐기물의 고화 및 반응특성

안수나, 박환서 조인학, 김인태, 조용준
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
snahn@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료내 U 및 TRU의 회수공정으로 연구되고 있는 Pyrochemical process는 일련의 전기화학적 공정으로 이루어져 있다. 각각의 공정에 따라 LiCl 또는 LiCl-KCl의 전해질을 사용하며 이 과정에서 방사성 핵종을 함유한 방사성 염화물계 폐기물이 발생된다. Cs과 Sr 및 희토류 방사성 핵종들이 포함된 염화폐기물들은 휘발성이 크고 silicate 유리와 호환성이 낮기 때문에 고화하여 안정화시키기 어렵다. 특히 Cs, Sr과 같은 고준위 폐기물이 포함되어 있어 제조된 고화체는 충분한 내침출성과 안정성을 가져야 한다.

본 연구실에서는 염화폐기물의 Cl로부터 발생되는 고화체 부피증가 및 공정제한의 문제점을 해결하기 위한 방법으로, 탈염화반응을 유도할 수 있는 무기합성복합체인 SAP (SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5)을 기본 탈염화물질로 고려하였다. 금속 염화폐기물과 SAP복합체를 반응시키고 안정화하여 핵종의 휘발특성을 제어한 후에 유리매질과 추가 혼합함으로써 최종 고화체를 만든다.

본 연구에서는 SAP을 이용한 염화폐기물의 고화체 제조 공정을 개선시키고자 기본 탈염화물질인 SAP의 조성에 유리매질의 원소을 포함시킨 Upgrade-SAP(이하 U-SAP)을 고안하였다. 기존 SAP의 기능에 염화폐기물의 안정화와 더불어 고형화 기능을 부가하여, 기존의 두 단계 공정을 거치지 않고 유리매질의 추가 혼합 없이 최종 유리 고화체를 제조하였다. U-SAP 내 유리 조성의 비율을 조절하며 그에 따른 염화폐기물의 탈할로겐화 반응특성과 고화체 특성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

복합체 U-SAP (SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5-B_2O_3-Fe_2O_3)은 Aluminium(III) chloride ($AlCl_3$), Tetraethyl orthosilicate (TEOS), Phosphoric acid (H_3PO_4)를 기본으로 하여, 유리 성분으로 Boric acid $FeCl_3$를 더하였다. 유리조성에 따른 반응특성을 비교하고자 유리 함유율에 따라 U-SAP 25%, 30%, 35%, 40%의 복합체를 각각 제조하였다.

각 조성별로 시약을 에탄올/증류수에 녹인 혼합물을 50℃~70℃의 oven에서 3일 동안 겔화시켰다. U-SAP 겔의 용매를 건조하기 위하여 110℃에서 2일 동안 건조한 후, 650℃에서 약 3시간 열처리하여 건조된 U-SAP 복합체를 얻었다. 방사성 폐기물의 모의 시약은 LiCl 40.5%, KCl 49.5%, CsCl 5%, $SrCl_2$ 5% 조성으로 혼합하여 사용하였다. U-SAP을 모의 염화폐기물과 글러브박스내에서 혼합한 후, 혼합물을 650℃ 산소분위기하에서 반응시켜 탈염화한다. 얻어진 반응물을 질소분위기에서 1150℃ 4시간 동안 고화하였다. 최종 고화체의 안정성은 PCT-A 시험법으로 평가되었다.

2.2 실험결과

U-SAP과 모의 염화폐기물의 탈염화반응에 대한 전환율 결과를 Fig 1에 나타내었다. 전환율은 이론적 감량 대비 반응시간에 따른 혼합물의 무게 감량을 측정하여 계산되었다.

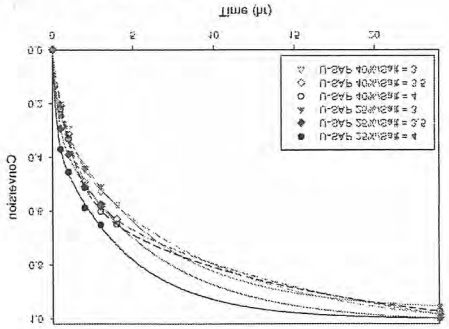


Fig. 1. The conversion of dechlorination with U-SAP/Salt.

Fig 1에 보이는 바와 같이, U-SAP 25%와 염화물의 초기반응 속도가 U-SAP 40%의 경우 보다 상대적으로 빠르게 나타났다. 반면 U-SAP

25%/ Salt의 3:1 비율 반응을 제외한 나머지 반응에서 전환율이 거의 100%에 도달하였다. 이는 탈염화반응 후 결과물의 TGA 측정에서도 확인할 수 있다. Fig 2에 보이는 바와 같이 U-SAP25%/ Salt의 비율이 3인 반응에서 약 1%의 미반응된 물질의 무게 감량이 일어나는 것을 제외하고, 나머지 반응 결과물들은 약 1200℃까지 열안정성을 가지고 있음을 확인할 수 있다.

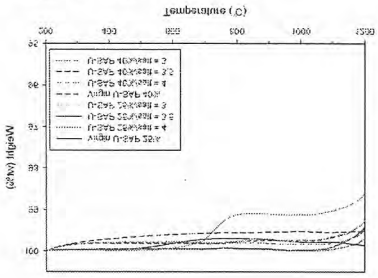


Fig. 2. Thermo gravimetric analysis of reaction product.

U-SAP과 염화폐기물의 탈염화반응 후 결과물의 XRD 패턴을 Fig 3에 나타내었다. 탈염화반응 후에 metal phophate, metal-aluminophosphate, metal-aluminosilicate계 복합물이 생성되는 것을 확인할 수 있다. U-SAP 25%/ Salt의 3:1 비율의 반응결과물에서는 미반응된 KCl이 확인되었다.

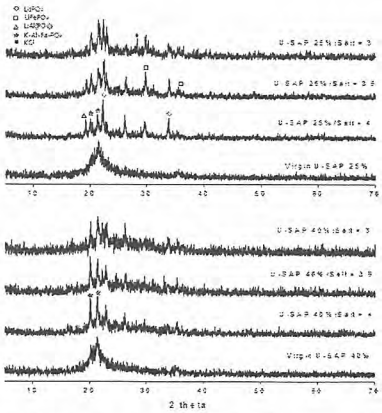


Fig. 3. XRD pattern of products by a series of SAPs at 650℃ 24hrs.

U-SAP의 유리조성과 및 염화폐기물 비율에 따른 고화체 사진을 Fig 4.에 나타내었다. 고화체의 외형은 U-SAP 내 유리조성이 늘어날수록, 그리고 SAP과 염화폐기물의 비율이 작아질수록 좋게 나타났다.

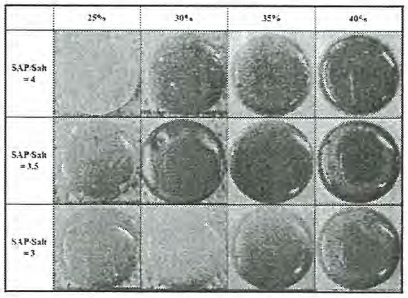


Fig. 4. Photographs of consolidated forms.

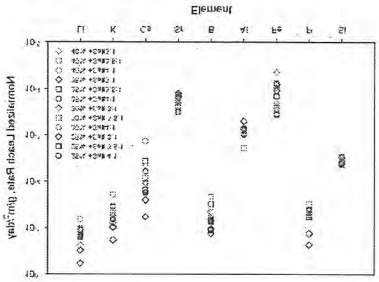


Fig. 5. Result of PCT-A test for consolidated forms.

Fig 5는 형성된 고화체의 PCT-A 테스트 결과이다. 주요 핵종 중 Sr의 침출률은 모든 반응에서 비슷한 결과가 나타났으나, Cs의 경우 U-SAP 40%와 염화폐기물을 3.5:1로 반응시킨 고화체가 단연 낮은 침출률을 보였다. Al의 경우를 제외하고, 다른 원소들의 침출률에서도 유사한 결과가 나타남으로써, U-SAP 40%와 염화폐기물을 3.5:1로 반응시킨 고화체가 알칼리 및 알칼리 토금속 원소들의 침출 저항성이 가장 높음을 확인하였다.

3. 결론

금속 염화폐기물의 탈염화 반응매질인 SAP 복합체에 유리 성분을 추가함으로써, 최종 고화체 제조공정을 단순화하였으며, 탈염화 반응에서도 추가성분이 반응을 방해하지 않을 뿐 아니라 오히려 반응율을 증대시킬 수 있음을 확인하였다. 그에 따라 최종 고화체의 부피를 줄이고 또한 금속염화폐기물의 처리량을 증대시킬 수 있을 것이라 사료된다.

공융염 폐기물 내 희토류염화물의 인산화침전 및 복합침전법에 의한 분리

손성모, 조용준, 이태교, 은희철, 김인태, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
smfocus@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 파이로 공정은 전해환원, 전해정련, 전해제련 공정으로 구성되어 사용 후 핵연료로부터 핵연료 물질을 대부분 회수가 가능하며, 고준위 방사성 폐기물의 양을 크게 감소시킬 수 있다. 이러한 파이로 공정에서 NaCl-KCl 이나 LiCl-KCl 공융염을 사용하여 사용 후핵연료 내에 존재하는 U, Pu와 함께 장수명 핵종인 마이너 악티나이드(Np, Am, Cm)를 회수할 수 있는 특징을 가지고 있다. 하지만 파이로 공정에서 발생되는 LiCl-KCl 공융염 폐기물내에는 방사능 또는 고방열성의 희토류과 소량의 악티나이드등의 염화물을 포함하고 있기 때문에 이를 처리하는 공정에는 많은 문제점을 가지고 있다. 따라서 발생된 공융염폐기물에서 순수한 염을 회수하여 재활용하는 기술의 개발은 폐기물의 양을 최소화 할 수 있으며 또한 경제적 측면에서도 매우 중요하다.

공융염을 재사용하기 위해서는 공융염내 불순물이 없어야 하고, 일정한 공융조성을 유지하고 있어야 한다. 사용후 핵연료의 파이로 프로세싱에서 발생되는 공융염폐기물내에 희토류핵종은 염화물 형태로 공융염내 용해되어 있으며 이러한 희토류핵종의 분리를 위해서 희토류핵종을 공융염에 불용성인 화합물로 침전/분리하는 기술에 대한 연구가 수행되고 있다.

많은 연구결과에서 인산 침전제 또는 산소 분산법을 사용하여 공융염 내의 희토류염화물을 침전하는 연구를 수행하여 효과적으로 희토류 핵종을 분리할 수 있음을 확인하였다. 하지만 인산침전제를 사용한 침전 방법은 높은 전환효율을 얻기 위해 과량의 침전제를 주입하여 미반응 상태의 침전제가 공융염내 잔류하고 있어 전해정련공정에 재활용되기 위해서는 추가공정이 필요하게 된다. 또한 부반응으로 인해 공융조성이 변화하여 전해정련공정에 재사용하는데 많은 제약이 발생된다. 산소분산을 이용하는 기술은 첨가된 화학물질이 없어 부반응이 발생하지 않아 희토류 원소의 침전/분리 및 공융염의 재사용성에 매우 효과적인 기술로 보고되고 있다. 하지만 높은 운전온도(750-800℃)와 10시간이상의 긴 운전시간으로 공융염의 휘발과 같은 문제점을 보유하고 있다.

따라서 본 연구에서는 공정온도를 낮추고, 운전시간의 단축하기 위한 방안을 마련하고자 인산화물을 사용하여 비교적 낮은 온도에서 공융염내 희토류를 침전시키고, 잔여의 희토류를 산소분산법을 이용하여 침전시켜 침전층과 순수염층을 분리하는 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용한 lab-scale RE침전 장치는 인산화물과 산소를 주입하여 희토류핵종과 순수한 염층으로 분리하는 층분리장치와 층분리 된 고체공융염을 분리하기 위한 분리장치, 분리된 고체공융염을 순수염층과 침전층으로 기계적으로 분리하는 장치로 구성되어 있다(Fig. 1).

인산화물 침전 실험은 LiCl-KCl 공융염, 희토류염화물 8가지(Y /La /Ce /Pr/ Nd/ Sm/ Eu/ $GdCl_3$)를 탈수분하여 사용하였다. 인산화물 침전제는 Li_3PO_4와 K_3PO_4를 사용하였다. 공융염에 산소 분산은 수직형 산소 분산관을 사용하여 수행하였다. 반응시간에 따른 희토류염화물의 산화/침전 정도를 측정하기 위하여 일정시간 간격으로 석영관을 이용하여 침전반응 중 공융염을 채취하였다. 채취한 염은 0.1M HNO_3 용액 500 ml에 용해하여 여과 후 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류 이온의 농도를 분석하였다. 공융염내 존재하는 침전물을 반응종결 후 완전한 층분리(순수염층, 침전물층)가 이루어지도록 반응 종결 후 침강 시간을 주어 완전침강이 이루어지도록 한 후, 냉각된 고체염을 층분리장치를 사용하여 순수염층과 침전층으로 분리하였다.

Fig. 2는 공융염내 희토류 염화물이 인산화물과 반응 시간에 따른 반응 전환 효율을 나타낸 것으로 550℃ 반응조건에서 4가지의 희토류 염화물(La, Nd, Ce, Pr)을 사용하였으며, 인산화물은 Li_3PO_4

와 K_3PO_4를 공융염의 조성에 따라 첨가하였다. 희토류 염화물과 인산염과의 반응하여 99%이상 분리효율을 나타내었다.

Fig. 3은 침전반응이 진행됨에 따른 공융염의 조성을 나타낸 것으로, 반응이 진행됨에 따라 공융염의 조성 변화는 나타나지 않음을 알 수 있다. 이는 인산화물의 첨가시 공융염의 조성에 따라서 Li_3PO_4와 K_3PO_4를 첨가하였기 때문이라고 할 수 있다.

Fig. 4는 복합침전 반응의 반응 전환율을 나타낸 것으로, 반응온도 500℃ 반응조건에서 8가지의 희토류 염화물(La, Nd, Ce, Pr, Y, Sm, 떠, Gd)을 사용하였다. 인산화물은 희토류 염화물의 95%를 공융염의 조성에 따라 투입하였다. 초기 인산화물의 침전 반응시 약 95%의 희토류 염화물을 공융염의 침전된 것을 알 수 있으며, 산소 분산법에 의한 산화침전반응시 99%이상의 분리효율 나타내었다. 또한 인산화침전과 마찬가지로 공융염의 조성 변화는 관찰되지 않았다.

3. 결론

본 연구에서는 인산화물 침전법과 복합침전법을 사용하여 공융염내 희토류염화물을 침전 분리하였다. 인산화물 침전법에 의해 공융염내 희토류 염화물은 99%이상의 분리 효율을 나나내었으며, 회수된 공융염의 조성 변화는 나타나지 않고 잘 유지되는 것을 알 수 있었다. 또한 복합 침전 방법에 의한 침전 또한 99%이상 침전 효율을 얻을 수 있었고, 공융염의 조성 변화는 관찰되지 않았다.

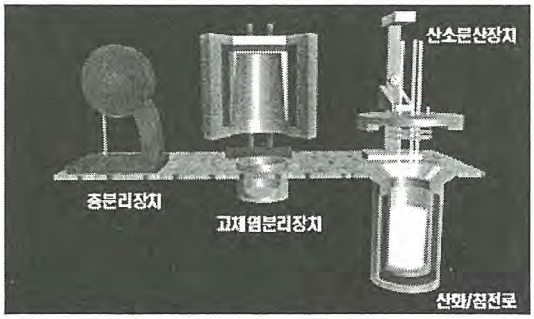


Fig. 1. Rare-earth separation apparatus.

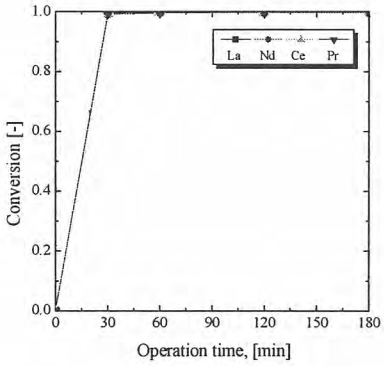


Fig. 2. Rare-earth conversion efficiency in phosphate precipitation method.

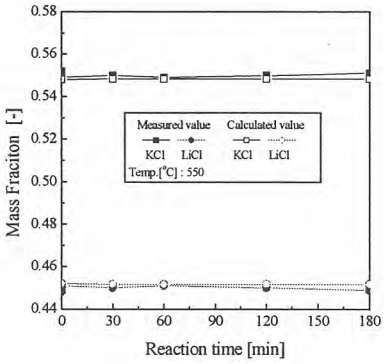


Fig. 3. The variation of eutectic salt composition in phosphate precipitation method.

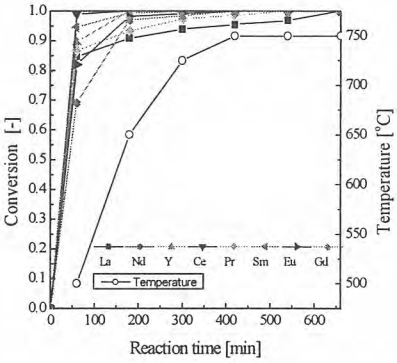


Fig. 4. Rare-earth conversion efficiency in hybrid precipitation method.

Ln 산화물 세라믹 고화체 특성

안병길, 전성훈, 박환서, 김환영, 조용준
한국원자력연구원, 대전시 유성구덕진동 150번지
bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료의 재활용 및 처분 부피 절감을 위해서 용융염을 사용하는 건식공정(pyrochemical process 혹은 pyroprocessing)은 2차 방사성폐기물의 발생량이 적고 공정이 간단할 뿐만 아니라, 핵 확산에 대한 저항성이 매우 크다는 장점이 있기 때문에 미래의 핵주기 기술로서 주목받고 있다. 건식 공정 중 전해 정련 공정에서 발생되는 폐 용융염 내에는 방사성 란타나이트(Ln) 염화물이 존재하며, 이를 제거함으로서 재사용이 가능하다. 재생 공정에 적용되는 방법으로 산소 분산방법에 의해 Ln 염화물을 산화물을 침전 분리한 후 잔류물을 감압 증류하여 공융염을 회수한다. 최종적으로 분말상의 Ln 산화물 형태의 폐기물이 발생되며, 이들 분말상의 희토류 폐기물은 처분 환경에서 장기간 건전성을 유지할 수 있는 안정한 고화체로 제조 되어야 한다. 본 연구에서는 제조공정이 단순한 분말 소결 공정에 의해 장기간 건전성을 유지할 수 있는 안정한 고화체를 제조하기 위한 고화매질 연구로부터 Zn_2TiO_4 가 주 성분이며 그 외 CaHPO4, SiO_2, B_2O_3로 구성된 ZIT(ZInc Titanate) 세라믹 고화매질을 개발하였다. 구성 성분 중 $CaHPO_4$는 Ln 산화물을 보다 더 안정한 물질인 Ln 모나자이트(Ln-PO_4)로 치환시키기 위한 반응물로 첨가하였다. 실험에 사용된 Ln 폐기물은 Mark-IV 폐기물을 모사하여 사용하였다. 이러한 ZIT 세라믹 고화매질을 이용한 Ln 산화물 고화체를 제조하여 침출 특성, 물리적 특성(밀도, 열전도도, 비열, 경도), XRD 및 SEM-EDS에 의한 고화체 특성을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

monazite계 세라믹 고화체 제조를 위해서 phosphate 화합물 원료는 $CaHPO_4$(CHP)를 합성하여 사용하였다. Binding matrix의 제조는 ZnO와 TiO_2를 기본물질로 하여 내구성이 우수한 zinc titanite(ZNT) 세라믹을 제조하였으며 XRD 분석으로 확인 하였다. 부가적 binding matrix로는 SiO_2 및 B_2O_3를 사용하였다.

실험에 사용된 Ln 산화물 폐기물은 표 1과 같이 Nd, Ce, La 및 Y 산화물로 구성된다. 실험 조건은 ZIT 고화매질을 이용하여 Ln 산화물이 30wt% 포함된 고화체를 제조하였으며, 제조방법은 ZIT 매질/ Ln 산화물로 구성된 혼합물을 혼합 후 graphite 도가니에 넣은 후 질소 분위기에서 10℃/min의 승온 속도로 1100℃에서 4시간 동안 고상 소결하였다.

ZIT 매질 조성 ; ZNT/ CHP/ SiO_2/ B_2O_3=59/ 18/ 10/ 13

Table 1. Composition of Ln waste.

Components	Mark-IV	Simulated waste
YCl_3	3.51E-3	7.7
$LaCl_3$	4.49E-3	10.0
$CeCl_3$	1.03E-2	34.0
$PrCl_3$	5.15e-3	
$NdCl_3$	1.73e-2	48.3
$PmCl_3$	6.33e-4	
$SmCl_3$	3.79e-3	
$EuCl_3$	1.41e-4	
$GdCl_3$	7.92e-5	
$TbCl_3$	3.51e-6	
$DyCl_3$	6.60e-7	
SUM	4.54e-2	100.0

2.2 실험 결과

실험결과 얻어진 고화체 사진(그림 1)을 보면 monolithic한 고 밀도(약 4.2 g/cm^3)의 고화체를 얻을 수 있었다. 제조된 고화 시편에 대한 XRD

분석결과를 그림 2에 나타내었으며, Ln-모나자이트와 산화물로 구성되어 있음을 알 수 있다. SEM 분석 결과(그림 3)를 보면 치밀한 구조로 구성되어 있음을 알 수 있다.

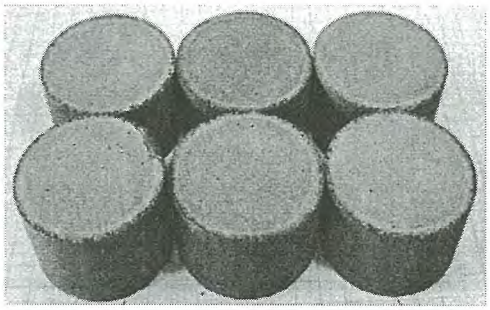


Fig. 1. Photographs of ZIT ceramic wasteforms.

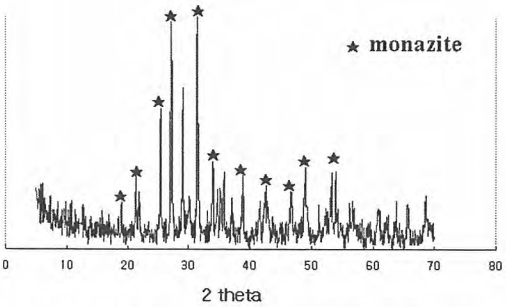


Fig. 2. XRD patterns of ZIT ceramic wasteform.

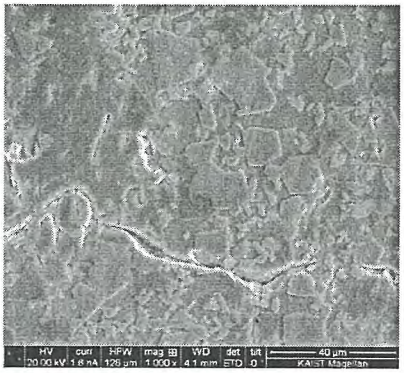


Fig. 3. SEM analysis of ZIT ceramic wasteform.

고화체에 대한 물리적 특성값을 표 2에 나타내었다. 이표를 보면 밀도가 약 4.2 g/cm3으로 유리고화체(약 2.3g/cm3)에 비해 약 1.8배 크며, 열전도 및 미세 경도가 우수함을 알 수 있다.

Table 2. Physical properties of ZIT ceramic wasteform.

Property	ZIT
Density (ρ), g/cm3	~4.2
Thermal Conductivity (k), W/mK	1.7
Thermal Capacity (Cp), J/gK	0.65
Micro-hardness, Hv (GPa)	561(5.5)

3. 결 론

전해정련 공정에서 발생되는 폐 용융염의 재활용을 위해 미 분말상의 Ln 산화물을 처분 환경에 적합한 고화체로 제조하기 위한 연구를 수행하였다. 그 결과 산화물 구성물이 모나자이트로 치환된 내 침출성이 우수한 고화체를 형성하였으며, 우수한 열전도도 특성으로 인해 고화체에 발열성 핵종의 농도를 높일 수 있는 특성이 있다. 또한 밀도가 유리고화체에 비교하여 약 1.8배 큼으로 처분장 활용 면에서 유리한 특성이 있음을 알 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

Cone-type 반응기의 표면온도 변화에 따른 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성

조인학, 박환서*, 안수나*, 은희철*, 김인태*, 조용준*, 김동표
충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정(pyroprocessing)은 LiCl 또는 LiCl-KCl 용융염을 이용하여 전기화학적 방법으로 U 및 TRU 금속을 회수하는 공정으로서 LiCl 또는 LiCl-KCl로 구성된 염화물계 방사성폐기물이 발생된다. 이러한 염화물계 방사성폐기물은 900℃이하에서 대부분이 휘발되는 물리적 특성을 가지고 있기 때문에, 이를 고려한 고화방법이 필요하다. 이에 대응하여 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)에서는 제올라이트 구조의 용융염내 안정성을 고려하여 금속염화물을 sodalite ($Na_8Al_6Si_6O_{24}Cl_2$)로 전환하는 방법을 제안하였으며, 금속염화물을 고정화시키는 방법으로 붕규산 유리보다 낮은 용융점을 가지는 인산염유리를 이용하는 고화방법도 고려되고 있다. 제올라이트를 이용하는 경우에는 상대적으로 높은 내구성을 가지는 반면에, 최종처분부피가 크게 증가하는 단점을 가지고 있으며, 인산염 유리의 경우에는 최종 처분되는 부피는 상대적으로 낮으나 낮은 수화학적 안정성과 아울러 용융장치의 부식에 대한 문제가 발생된다. 이들과 달리 금속염화물이 가지는 열적·화학적 불안정성을 제거하는 사전에 제거하는 방법으로서 무기합성복합체를 이용하여 탈염화를 수행하여 열적으로 안정한 형태로 전환한 후 고화하는 방법은 염화물계 폐기물을 고화처리하는데 발생되는 문제점들을 크게 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다.

본 연구에서는 염화물계 폐기물인 LiCl 염폐기물의 탈염화를 효과적으로 수행하기 위해 무기합성매질을 이용하여 cone-type반응기의 표면온도 변화에 따른 모의 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성을 관찰하였다.

2. 본론

무기합성복합체인 SAP(SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5)는 졸겔법에 의해 제조되었다. 무기합성복합체 제조를 위해 $AlCl_3 \cdot 6H_2O$(Junsei, 98%), H_3PO_4(Junsei, 85%), $FeCl_3$(Aldrich, 97%) 및 TEOS(tetraethly orthosilicate, Aldrich, Germany) 등을 원료물질로 사용하였으며, Table 1과 같이 몰비를 변화시켜 SAP을 제조하였다. 사용된 모의 LiCl 염폐기물은 90wt%의 LiCl, 6.8wt% CsCl 그리고 3.2wt%의 $SrCl_2$로 이루어져 있으며, 무기합성매질과 LiCl의 혼합비는 기초실험결과를 바탕으로 무게비를 2:1로 수행하였다. 반응시간은 40~80 h, 반응온도는 표면온도를 기준으로 550℃ ~ 700℃까지 단계적으로 증가시켰다.

Fig. 1은 SAP(Fe) 1.2kg과 LiCl을 0.6kg 혼합한 시료의 온도에 따른 탈염화반응의 결과를 나타낸 것이다. 반응온도는 초기에 550℃부터 시작해서 50℃간격으로 단계적으로 700℃까지 수행하였다. Fig. 1에서 볼 수 있듯이, 반응온도에 따라 변곡점이 나타났다. 초기 550℃에서 반응속도는 급격하게 증가되었으며, 이 때 LiCl의 탈염화 반응율은 약 10%였고, 반응속도는 20g/min · m^2이었다. 600℃에서도 반응속도와 반응율은 큰 폭으로 증가되지는 않았다. 반응온도가 650℃ 이상일 때는 반응율이 크게 증가되었으며, LiCl의 용융온도인 605℃ 이상인 반응온도 650℃에서는 반응속도와 반응율이 증가폭이 훨씬 크게 나타났다. 700℃에서는 반응속도와 반응율이 현저하게 낮게 나타나 650℃에서 반응이 대부분 진행되었을 것으로 판단된다. 따라서 금속염화물의 탈염화를 위해서는 용융온도 이상으로 설정할 때 반응속도와 반응율이 효과적으로 진행됨을 알 수 있었다. Fig. 2는 SAP(Fe) 1.8kg과 LiCl을 0.9kg 혼합한 시료의 온도에 따른 탈염화반응의 결과를 나타낸 것이다. 반응온도는 초기에 600℃부터 시작해서 25℃간격으로 단계적으로 700℃까지 수행하였다. 반응온도에 따라 변곡점이 나타난 것을 확인할 수 있었다. 초기 600℃에서 반응속도는 급격하게 증가되었으며, 이 때 LiCl의 탈염화 속도는 41g/min · m^2였고, 반응율은 약 17%였다. 625℃에서도 반응속도와 반응율은 큰 폭으로 증가되지는

않았다. 650℃에서는 반응율과 반응속도가 낮았고, 700℃에서는 반응속도와 반응율이 현저하게 낮게 나타났다. 전체 반응에 소요된 시간은 64 h으로 550℃~700℃에서 수행된 결과보다 길었다. 이는, 초기 600℃에서 반응이 대부분 진행되었기 때문이라 판단된다. 위 결과로 금속염화물의 탈염화를 위해서는 용융온도 이상으로 설정해야 높은 탈염화 반응속도와 반응율을 얻을 수 있음을 알 수 있었다. 하지만, 반응 초기부터 금속염화물의 용융온도 근처의 온도로 설정할 시 초기에만 극심한 탈염화 반응이 진행되고, 반응에 소요되는 시간이 늘어나는 경향이 확인되었다. 또한, 550℃~700℃에서 수행한 결과 평균 탈염화 반응속도는 20.87g/min · m^2로 600℃~700℃에서 수행된 탈염화 반응보다 더 높았다. 따라서, 초기에는 금속염화물의 용융온도보다 낮은 온도에서 탈염화 반응을 시작하여 단계적으로 온도를 올리는 것이 보다 더 효과적이라 판단된다.

Table 1. Composition of source materials for a inorganic agent(SAP) synthesis.

	SAP125	SAP(Fe)
H_3PO_4	1.25	1.25
TEOS	1	1
$AlCl_3 \cdot 6H_2O$	1	0.9
$FeCl_3$	-	0.1

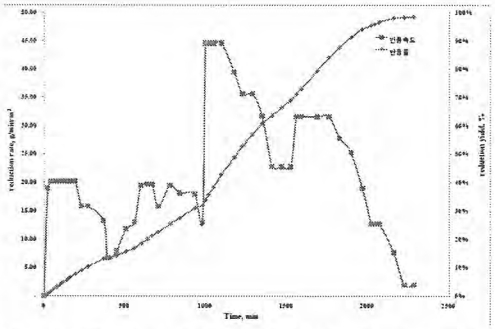


Fig. 1. Results of LiCl dechlorination by using SAP(Fe) at 550℃~700℃.

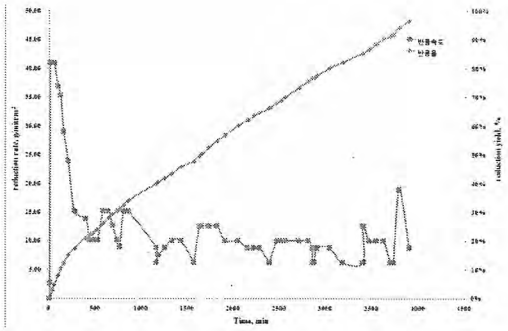


Fig. 2. Results of LiCl dechlorination by using SAP(Fe) at 600℃~700℃.

3. 결론

금속염화물을 열적 및 화학적으로 안정한 형태로 전환하기 위해 무기합성매질(SAP) 이용 cone-type반응기에서 표면온도를 제어함으로서 모의 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성을 관찰하였다. 그 결과 초기에는 표면온도를 금속염화물의 용융점 보다 낮은 온도로 탈염화 반응을 수행해서 단계적으로 온도를 올리는 것이 반응율과 반응속도가 효과적임을 확인하였으며, 이 때 배출된 생성물의 열적 안정성이 크게 개선되었다. 따라서 이상의 탈염화방법은 고화처리의 용이성에 크게 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Journal of Material Science, The immobilization of high level radioactive waste using ceramic and glasses, 32, 5851, 1997.

[2] Environmental Science & Technology, "Stabilizationsolidification of radioactive molten salt waste via gel-route pretreatment", 41, 1345, 2007.

[3] Environmental Science & Technology, "Stabilization/Solidification of Radioactive Salt Waste by Using xSiO2-yAl2O3-zP2O5 (SAP) Material at Molten Salt State", 42, 9357, 2008.

전해환원 발생 LiCl 염폐기물의 재생 및 핵종분리를 위한 결정화 모니터링 및 결정성장조건 변화

이태교, 조용준*, 은희철*, 손성모*,김인태*, 이한수*, 황택성
충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재활용하기 위한 방법으로 한국원자력연구원에서는 건식기술이며 핵비확산성, 환경친화적 및 경제성이 부과된 파이로프로세싱에 대한 연구를 수행하고 있다. 파이로 프로세싱 공정중에는 여러 가지 핵분열성 핵종을 포함하고 있는 염폐기물이 발행한다. 전해환원 공정에서는 고방열성인 1족 및 2족 핵종을 포함하고 있는 LiCl 염폐기물과 전해정련 및 제련 공정에서는 희토류 핵종을 포함하고 있는 LiCl-KCl 공융 염폐기물이 발생한다. 사용 후 산화물 핵연료의 전해환원공정은 사용 후 핵연료를 고온용융 LiCl 계에서 산화물 핵연료를 금속으로 전환시킨다. 이때 U, TRU 및 희토류핵종들은 거의 대부분 산화물로 전환되지만 I족 및 II족 핵종들은 염화물형태로 염내에 존재하며 전해환원 공정이 진행됨에 따라 I족 및 II족 핵종의 발열로 더 이상 LiCl 사용이 불가능해지므로 교체를 해줘야 하므로 최종 폐기물의 양이 증가하게 된다. 이러한 고방열성인 핵종들만을 분리하고 정제된 LiCl 염을 전해환원 공정에 재사용하는 기술을 개발한다면 최종 처분되는 고준위 고화체의 양을 최소화 할 수 있을 뿐 아니라 염의 재생으로 인한 전해환원 공정의 경제성을 증대시킬 수 있다. 이를 위해 한국원자력연구원에서는 경막형 용융결정화 방법을 이용하여 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 핵종을 효율적으로 분리하기 위한 연구가 이루어지고 있으며 본 연구에서는 결정화 공정에서 위치가 다른 각각의 TC(thermocouple)를 이용하여 모니터링함으로 결정화 종결시간과 결정양을 조절할 수 있으며, 냉각공기의 유량을 조절함으로서 결정성장 Flux 및 결정성장속도에 따른 LiCl 염 폐기물 내 I족 및 II족 핵종의 분리효율을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용한 lab-scale 경막결정화 장치 및 결정화기를 나타내고 있다(Fig. 1). lab-scale 경막결정화 장치는 결정화 공정이 이루어지는 결정화로와 결정화 공정 종결 후 결정판에 붙은 LiCl 결정을 다시 용융시켜 회수할 수 있는 회수로 그리고 회수된 LiCl 염을 분리해낼 수 있는 고체염 분리 장치로 이루어져 있다. 결정을 생성시키며 분리효율에 영향을 미치는 결정판 내부는 최대한 균일한 온도분포를 나타낼 수 있도록 10mm 간격으로 baffle을 설치하였으며 이러한 결정판 3개를 이용하여 실험이 수행되었다. 결정화가 일어나는 과정에서 결정양과 종결시간을 손쉽게 예측하기 위하여 TC의 위치를 달리하여 세군데 설치하였다(Fig. 2). 1. 결정판의 냉각정도를 확인하기 위하여 결정판에 TC를 붙였으며 2. 과냉각으로 인한 결정끼리의 붙음을 방지하기 위하여 결정판 사이에 TC를 설치하였다. 3. 결정화 과정동안 염층의 온도변화를 관찰하기 위하여 염층에 TC를 설치하였다. LiCl 결정화 실험은 LiCl 3kg으로 수행되었으며 LiCl 내 Ba, Sr, Cs 핵종의 농도는 전해환원공정 2ton 처리 기준의 핵종농도로 실험이 이루어졌다. 냉각공기의 유량은 90min →30L/min, 180min→30L/min, 360min→30L/min 으로 달리하여 실험을 수행하였다.

Fig 3은 세 군데의 다른 위치의 TC를 이용하여 결정화과정을 모니터링한 결과를 나타내었다. 결정판 TC의 온도가 605℃ 부근에서 결정판에 LiCl 결정이 최초 형성되었으며 이 후 salt와 middle TC의 커브는 같은 양상을 보이다가 130min에서 middle TC의 커브가 변화되었으며 이는 시간이 지남에 따라 결정이 성장되어 130min 부근에서 두 결정판에 형성된 결정이 서로 붙는다는 것을 알 수 있었다. 결정판사이에 두 결정이 붙을 경우과냉각으로 인해 핵종분리 효율

이 낮아질 수 있으므로 그 전에 결정화를 종결시켜야한다.

결정판에 유입되는 냉각공기의 유량을 달리함으로서 결정성장 Flux 및 결정성장속도를 조절할 수 있으며 냉각공기의 유량을 90min→30L/min, 180min→30L/min, 360min→30L/min 달리하여 실험을 수행해 본 결과 Flux는 각각 0.032, 0.017, 0.011 g/min · cm^2 이었으며 결정성장속도는 3.58E-06, 1.90E-06, 1.29E-06 이었다.

3. 결론

경막형 용융결정화 방법을 이용하여 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 핵종을 효율적으로 분리하기 위하여 세 군데의 TC 커브 변화를 관찰하였다. 결정화 과정동안 TC 커브 변화를 통하여 손쉽게 결정판사이에 두 결정이 붙는 시점과 과냉각 시점을 알 수 있으며 결정생성 양 또한 조절할 수 있다. 결정화 시간과 결정생성 양을 조절함으로 결정성장 속도를 조절하여 핵종분리효율을 높일 수 있다.

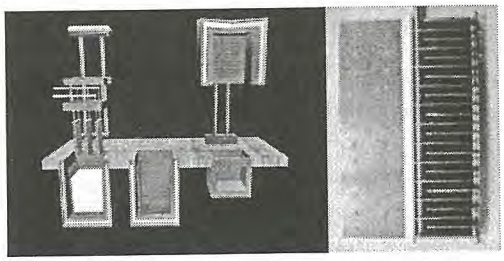


Fig. 1. LiCl crystallization apparatus and Optimum crystallizer design.

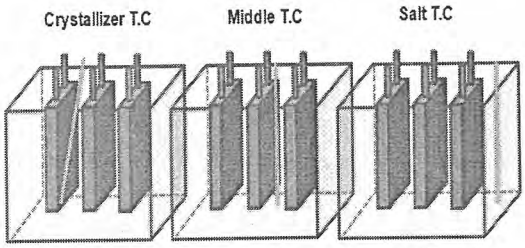


Fig. 2. Thermocouple position for crystallization monitoring.

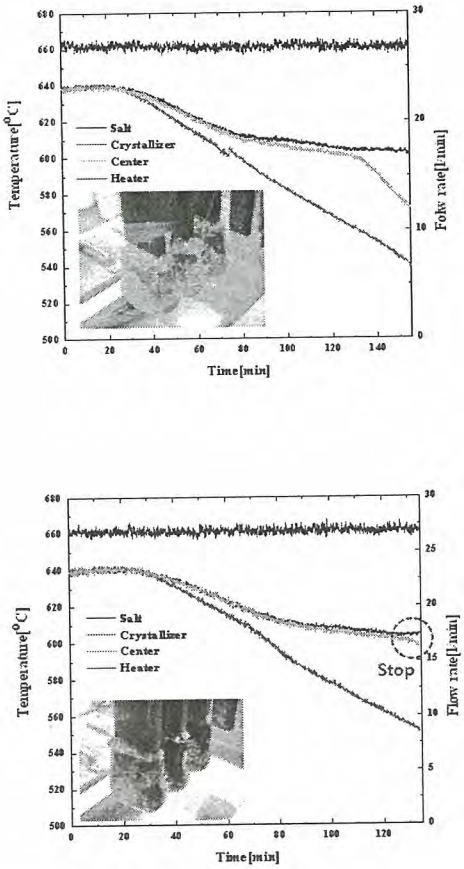


Fig. 3. Thermocouple curve changes during the crystallization process.(Flow rate:180min→30L/min)

Pu 동위원소표준물 중 핵분열생성물의 분리 및 동위원소 비 측정

전영신, 김정석, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111
vsjeon@kaeri.re.kr

1. 서론

일반원소에 대한 동위원소 비 측정은 일반적으로 자연 동위원소 비를 기준으로 동위원소 비를 측정할 수도 있지만 인공원소인 경우는 동위원소 표준물을 측정기준으로 삼는다. 플루토늄의 경우 동위원소 중 대표적으로 Pu-241이 자발적 β 붕괴를 하여 Am-241로 변하게 된다. 따라서 시간이 경과함에 따라 동위원소 비가 변하기 때문에 정확한 동위원소 표준물로 사용하기 위해서는 시간이 지남에 따라 방사성붕괴로 생성된 불순물을 표준물로부터 분리하여야 한다. 따라서 순수 플루토늄을 분리하는 실험과 분리된 플루토늄 시료에 대한 동위원소 비는 물론 이의 정확한 정량을 위하여 플루토늄(Pu-242) spike를 사용하여 IDMS 방법으로 정량하였으며 동위원소 비 변화를 분리 전, 후 그리고 붕괴상수를 고려한 계산 값과 상호 비교하였다.

2. 본론

2.1 Pu 분리실험

플루토늄 동위원소 표준물은 NBL(New Brunswick Laboratory) CRM(Certified Reference Material) No.122, PuO_2를 사용하였다. 이 용액으로부터 약 80 ug-Pu 이 되도록 취하여 끝이 뾰쪽하여 건조 후 용액이 쉽게 모이도록 만든 작은 비커에 넣어 1M-HF 5방울을 넣어 건고하였다. 다시 12 M $HClO_4$ 15방울을 가하고 건조 후 0.5 mL 12 M HCl을 넣어 용해시켰다. 이온교환수지를 넣은 분리관, AG 1 x 8, 100~200 mesh, O.D. 5mm, height 5.5 cm에 12 M HCl로 충분히 평형이 되도록 씻어준 칼람에 앞서 준비된 표준 플루토늄용액을 흡착시켜다. 12 M HCl 6 mL를 흘려 불순물이 빠지도록 하였다. 플루토늄이 흡착된 칼럼에 실험 직전에 만든 12 M HCl-0.1M HI 용액 3 mL를 흘려 플루토늄을 용리하여 건고시키고 6 M HNO_3 과 HF 3~5방울을 적가하여 폴리에틸렌 병에 보관하였다.

2.2 동위원소희석 질량분석법에 의한 Pu정량

순수하게 분리한 용액과 IRMM-044, Pu-242 spike 희석용액을 각각 정확히 달아 섞은 후 질량분석을 수행하였다. 질량분석결과를 이용한 계산식은 다음과 같으며 이때 얻어진 Pu의 농도는 1.139 ug-Pu/g-solution 이였다.

$$Cx = Cy \cdot \frac{Mx}{My} \cdot \frac{Wy}{Wx} \cdot \frac{Ry - Rb}{Rb - Rx} \cdot \frac{\sum_x Ri}{\sum_y Ri} \qquad (1)$$

Cx : 시료 중 Pu 농도, Cy : 스파이크 Pu 농도, Mx : 시료 중 Pu 평균원자량, My : 스파이크 중 Pu 평균원자량, Wy : 스파이크 취한 무게, Wx : 시료 취한 무게, Ry : 스파이크 중 Pu-239/242, Rb:섞은 시료 중 Pu-239/242, Rx : 시료 중 Pu-239/242, $\sum xRi$: 시료 중 Pu-239를 포함한 각 동위원소 비의 합, $\sum yRi$: 스파이크 중 Pu-242를 포함한 각 동위원소 비의 합이다.

2.3 질량분석

사용한 기기는 Finnigan MAT 262, 열 이온화 질량분석기를 사용하였으며, 검출기로 다중 Faraday Cup을 사용하여 플루토늄이 갖는 5개 동위원소(Pu-238, 239, 240, 241, 242)를 동시에 측정하는 방법을 이용하였다. 필라멘트는 레늄 이중필라멘트(Rhenium double filament)를 사용하였다. 필라멘트는 사용 전에 별도의 진공가열장치를 이용하여 필라멘트에 불순물로 들어있을 수 있는 우라늄 등을 제거하여 Pu-238에 동중원소의 영향을 받지 않도록 하였다.

2.4 불순물 분리 전 후 비교

NBL(New Brunswick Laboratory) CRM(Certified Reference Material) No.122, PuO_2 표준물은 1985년 1월을 기준으로 검증한 자료를 보였으며 이의 결과를 아래 table 1.에 보였다.

Table 1. Plutonium Assay and Isotopic Standard.(As of Jan. 1, 1985.)

Isotopes	Atom %
Pu-238	0.0521±0.0011
Pu-239	87.305±0.004
Pu-240	11.539±0.004
Pu-241	0.9248±0.0011
Pu-242	0.1790±0.0013
Atomic weight	239.191

또한 플루토늄표준물로부터 방사성 붕괴상수를 고려한 각각의 동위원소 계산값(이론값)과 분리 전 후 질량분석 결과를 table 2.에 보였다.

Table 2. Plutonium Assay and Isotopic Standard.(As of Aug. 20, 2011)

Isotopes	Atom %		
	Calc. V.	Before Sep.	After Sep.
Pu-238	0.043	0.0419	0.045
Pu-239	87.968	87.5838	87.912
Pu-240	11.554	11.5386	11.600
Pu-241	0.256	0.6562	0.264
Pu-242	0.178	0.1795	0.178

Table 3.에 플루토늄 각동위원소별 반감기를 나타내었으며 반감기에 따라 동위원소 비 변화가 큼을 알 수 있었다.

Table 3. Isotope of Pu half-life.

Isotopes	half-life
Pu-238	86.4
Pu-239	2.44×10^4
Pu-240	6.6×10^3
Pu-241	14.1
Pu-242	3.87×10^5

3. 결론

동위원소 표준물을 분리하기 전과 후의 동위원소 비를 비교할 때 반감기가 짧은 Pu-241의 변화가 제일 컸으며 이론적 계산값과 측정값이 오차범위 내 잘 일치함을 볼 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] E. K. hyde, Proc. of the 1st Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva(1954), 7,281, (1955).

[2] F. Nelson, D. C. Michelson, and J. H. Holloway, J. Chromatogr. 14, 258(1964).

[3] C. Keller, Radiochim. Acta , 147(1963).

[4] G. L. BoomanCh. F. Metz, J. E. Rein and G. R. Waterbury in I. M. Kolthoff, P. J. Elving, E. B. Sandell(eds.): "Treatise on Analytical Chemistry". Part II, Vol. 9(Uranium, The Transuranium(actinide) Elements). Interscience Publishers, New York(1962).

고온 LiCl-KCl 용융염내 Tb(III)의 형광수명 연구

김봉영, 윤종일
한국과학기술원, 대전시 유성구 과학로 335
rsvk@kaist.ac.kr

1. 서론

파이로 전해정련 및 전해제련 공정의 성능 향상을 위해 고온 LiCl-KCl 용융염에서 전기화학분석을 이용한 란탄족 원소의 열역학데이터 도출 및 분광기술을 이용한 화학 거동 연구가 진행되고 있다. 최근 들어 LiCl-KCl 용융염에서 흡수분광 및 시간분해 레이저 유도 형광분광(TRLFS, time-resolved laser-induced fluorescence spectroscopy)을 이용한 란탄족 원소의 산화수 및 화학종 규명연구가 Nd, Eu, Tb을 중심으로 발표되고 있다 [1-4]. 고온 LiCl-KCl 용융염에서 $^5D_3 \rightarrow {}^7F_{J\ (J\ =\ 0,\ldots,6)}$ 와 $^5D_4 \rightarrow {}^7F_{J\ (J\ =\ 0,\ldots,6)}$ 복사전이에 의한 Tb(III)의 형광스펙트럼이 측정되며 Tb(III)의 농도가 증가함에 따라 형광수명이 증가하는 이상 현상을 관측하였으나 현재까지 정확한 원인을 밝히지 못하고 있다 [1]. 본 연구에서는 고온 LiCl-KCl 용융염 매질 내에서만 나타나는 Tb(III) 형광 수명 증가의 분광기전의 이해를 위해 수행된 형광실험결과에 대해 논의한다.

2. 본론

2.1 실험

TRLFS 실험 및 시료제조는 글러브 박스 내 고순도 아르곤 가스 분위기(99.999 % Ar, H_2O and O_2 < 1 ppm)에서 이루어졌으며 고온용광로는 글러브 박스 하단에 연결되어있다. 모든 실험은 500°C에서 진행되었다. 자세한 실험장치 구성은 참고문헌에 설명되어 있다[1].

시료는 LiCl-KCl 염(Sigma-Aldrich 99.99 % purity, 44 wt.% LiCl)에 $TbCl_3$(Sigma-Aldrich 99.99 % $TbCl_3$ powder)를 녹여 제조하였고 시료의 Tb(III) 이온 농도는 유도결합 플라스마-원자방출 분광법(ICP-AES)으로 분석하였다.

TRLFS 실험은 266 nm 와 355 nm 파장의 Nd:YAG 레이저(Continuum, Surelite-20)를 광원으로 ICCD(intensified charge coupled device, Andor Technology, iStar) 와 Czerny-Turner 분광계(Andor Technology, Shamrock SR-303i)를 결합한 시스템을 이용하여 스펙트럼 및 형광수명을 측정하였다.

2.2 화학적 평형

그림 1은 $TbCl_3$의 용융시간에 따른 Tb(III)의 형광 수명으로 보정된 형광 세기 변화 그래프이다. $^5D_3$ 와 $^5D_4$ 전이에 의한 형광 스펙트럼 모두 약 600분이 지난 후에 평형에 이르는 것을 알 수 있다. 이러한 결과는 Tb(III)이 고온 염화염에서 화학적 평형에 도달하기 위해 충분한 용융시간이 필요함을 의미한다. 용융염 내 Tb(III) 농도가 증가할수록 평형까지 이르는 시간도 증가한다. 이러한 현상은 Eu(II)과 Dy(III)의 형광실험에서도 확인되었다.

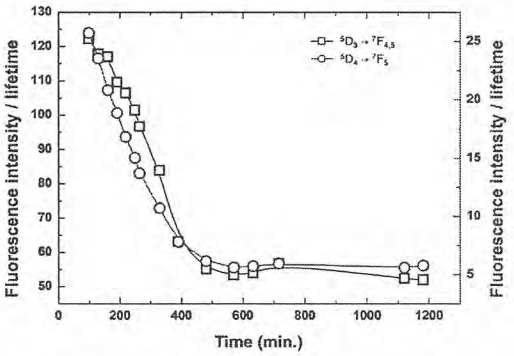


Fig. 1. Normalized fluorescence intensity to fluorescence lifetime of Tb(III) for the $^5D_3 \rightarrow {}^7F_{4,5}$ and $^5D_4 \rightarrow {}^7F_5$ transitions as a function of reaction time in molten LiCl-KCl eutectic at 500 °C and 0.67 wt.% (λ_{ex} = 266 nm).

2.3 레이저 파장에 따른 형광수명 변화

그림 2는 농도에 따른 형광수명을 266 nm와 355 nm의 각기 다른 광원을 이용하여 측정한 결과이다. 레이저 에너지는 10 mJ로 같은 조건에서 측정되었다. 두 경우 모두 형광수명이 증가하는 문턱농도가 존재하며 문턱농도 이하에서는 형광수명이 일정하다. 355 nm 레이저 파장을 광원으로

이용할 경우 266 nm를 광원으로 이용할 때 보다 더 높은 문턱농도 값을 나타낸다. 이는 고온 LiCl-KCl 용융염 내 Tb(III)의 흡수스펙트럼에서 266 nm 파장이 355 nm보다 몰흡광계수가 높아 [5] 여기되는 전자의 양이 더 많은 것과 관계한다. 이러한 관련성을 실험적으로 확인하기위해 각 광원에서의 측정된 문턱농도에서 형광세기를 비교한 결과 비슷한 형광세기를 보임을 확인하였다.

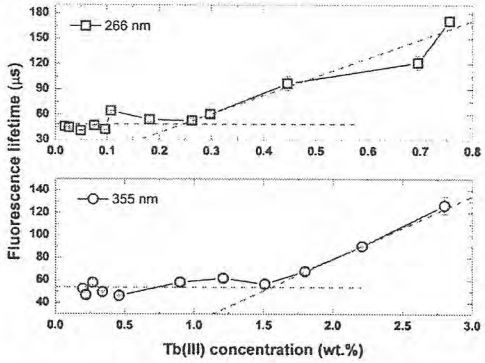


Fig. 2. Fluorescence lifetime as a function of Tb(III) concentration in LiCl-KCl using (a) 266 nm excitation source and (b) 355 nm excitation source.

3. 결론

시간분해 레이저 유도 형광 분광을 이용하여 고온 LiCl-KCl 용융염 내 녹아있는 Tb(III)의 형광세기 및 형광수명을 분석하였다. 고온 염화염 내에서 Tb(III)은 평형에 도달하기 위해 충분한 용융시간이 필요하며 Tb(III) 농도가 증가함에 따라 평형에 이르는 시간도 증가한다. 266 nm와 355 nm 레이저 파장을 광원으로 하여 Tb(III) 농도에 따른 형광수명을 분석한 결과 Tb(III)의 형광수명이 특정 문턱농도 이상에서 증가하고 이하에서는 일정한 값을 갖으며 문턱농도는 여기되는 전자의 양과 관계됨을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 2011년도 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 중견연구자지원사업 및 EEWS 사업의 일환으로 수행되었습니다. (EEWS: Energy, Environment, Water, and Sustainability)

5. 참고문헌

[1] Electrochemistry Communications, Vol. 12, No. 8, pp. 1005-1008, 2010.
[2] 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.219-220, 2010.
[3] Chemical Physics Letters, Vol. 501, No. 4-6, pp. 300-303, 2011.
[4] Journal of Nuclear Materials, Vol. 409, No. 3, pp. 188-193, 2011.
[5] 한국방사성폐기물학회, 2011년 추계학술발표회 논문요약집 수록 예정, 2011.

이중냉각 환형핵연료 연소도측정, U, Pu, Nd 동위원소 정량 및 불용잔유물 분석

김정석, 전영신, 박순달, 김영복, 박용준, 하영경
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
njskim1@kaeri.re.kra

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, 연소도와 연료봉변수와의 상관관계, safegards, 재처리 및 저장시설의 차폐, 사용후핵연료의 최종처분 등에 필수적인 기초자료를 제공한다. 사용후핵연료의 조사후시험 결과의 일관성을 확인하기 위하여 무거운원소나 핵분열생성물 및 각각의 동위원소들의 농도와 연소도 같은 핵연료변수 사이의 상관관계 연구가 이루어 지고 있다. 이런 상관관계는 핵연료의 확인, 연소도와 Pu 생성량의 예측 및 safeguards 목적 등으로 활용되고 있다.

조사핵연료의 화학분석을 수행하기 위해서는 핵연료의 질산용해를 필요로 한다. 용해 후 핵연료용액은 불용성잔유물을 포함하며 주로 조사과정 중에 형성된 금속상, 용해과정의 재침전물, 핵연료표면에 부착된 부식생성물 및 절단과정의 미세조각 등을 포함한다[1]. 불용성잔유물은 핵연료용해용액 중에 부유물형태로 존재한다. 이러한 잔유물의 양 및 조성을 확인함으로써 핵연료 조사이력의 이해, 용해과정에서의 산농도 등 용해조건의 선정, 화학적 분리과정(이온교환, 용매추출)에서의 간섭효과 예측 및 최적의 분리조건 설정을 위한 정보를 얻을 수 있다.

본 연구에서는 당 연구원에서 개발 중인 이중냉각 환형핵연료의 하나로조사 시편으로부터 화학분석용 핵연료시료를 취하여 당 연구실에서 확립한 방법에 준하여 핵연료시료를 용해하고 화학적 방법(Nd-148 지표원소법)으로 연소도를 측정하였다[2,3]. 병행하여 핵연료시료 중의 U, Pu 및 Nd 동위원소조성과 총량을 정량하였으며, 용해과정 중 생성된 불용성잔유물을 여과법으로 회수하고 화학적 성분을 감마선분광분석 및 전자미세탐침분석(EPMA)으로 조사하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 핵연료용해 및 분석시료 준비

하나로에서 조사된 이중냉각 환형핵연료는 절단 후 연소도측정 및 화학분석을 위하여 당 연구실 화학핫셀로 이송하였다. 핫셀 내에서 HNO_3 (1+1) 용액으로 $90^{O}C$에서 8 시간 동안 1 단계 용해시키고, 이어 진한 HNO_3 용액 첨가 후 8 시간 동안 2 단계 용해시켰다. 용해용액을 희석하여 분석시료를 준비하고 일정량을 glove box로 이송하였다.

2.2 화학적 전처리 및 분리

본 핵연료시료의 연소도측정 및 U, Pu, Nd 동위원소 정량을 위한 화학적 전처리 및 2 단계 분리는 당 연구실에서 확립한 과정[2]에 준하여 수행하였다. 핵연료시료당 분석시료는 2 개씩 준비하여 하나는 스파이크를 첨가하지 않고(unspiked), 다른 하나는 3 중 스파이크를 첨가한(spiked) 후 전처리 및 분리를 하였다. 사용한 3 중 스파이크(^{233}U, ^{242}Pu, ^{150}Nd)의 조성은 Table 1과 같다.

Table 1. Isotopic compositions of the certified spikes.

Spike	Isotope	Atom%
^{233}U (ORNL)	U-233	99.470
	U-234	0.166
	U-235	0.064
	U-236	0.015
	U-238	0.282
^{242}Pu (IRMM)	Pu-238	0.0008
	Pu-239	0.0826
	Pu-240	0.0108
	Pu-241	0.0005
	Pu-242	99.9038
	Pu-244	0.0015
^{150}Nd (ORNL)	Nd-142	0.77
	Nd-143	0.39
	Nd-144	0.88
	Nd-145	0.34
	Nd-146	0.84
	Nd-148	0.66
	Nd-150	96.13

2.3 질량분석 및 동위원소 정량

화학적 분리과정에 의하여 스파이크 첨가 및 미첨가시료로부터 U, Pu 및 Nd을 수집한 후 화학적 농축과정을 거쳐 열이온화 질량분석기로 동위원소 조성을 측정하였다(Table 2),. Nd의 경우에는 질량분석 측정결과에 질량편차 바이아스 및 천연으로부터의 오염을 보정하여 산출하였다. 이 결과들을 바탕으로 동위원소희석 질량분석법(IDMS)으로 분석시료 중의 U, Pu 및 Nd 각 동위원소 및 총량을 정량하였으며 시료준비 이력을 바탕으로 핵연료 g당 함유량을 산출하였다.

Table 2. Isotopic compositions of uranium separated from the dual-cooled annular nuclear fuel samples.

Isoto.	Atom%		
	S-1	S-2	S-3
^{234}U	0.02±0.001	0.02±0.001	0.02±0.002
^{235}U	1.61±0.003	1.68±0.003	1.49±0.003
^{236}U	0.17±0.003	0.17±0.005	0.19±0.006
^{238}U	98.19±0.011	98.13±0.014	99.29±0.007

Table 3. Total burnup determined by the Nd-148 method for the dual-cooled annular nuclear fuel samples.

Sample	GWD/MtU	
	Measured	Calculated*
S-1	9.69±0.30	8.1-10.9
S-2	8.88±0.28	
S-3	10.71±0.33	

* Calculated from ORIGEN code for rod average

2.4 화학적 연소도측정

상기 과정에 의하여 스파이크 첨가 및 미첨가 시료에 대한 U, Pu 및 Nd 동위원소조성 측정이 완료되면 가장 널리 이용되고 있는 공인된 연소도측정방법인 Nd-148 지표원소법[2,3]으로 핵연료 시료에 대한 연소도(GWD/MtU)를 측정하였으며 예측결과와 잘 일치한 결과를 얻었다(Table 3).

2.5 불용성잔유물의 성분원소 분석

용해과정에서 생성된 불용성잔유물의 성분을 분석하여 핵연료특성을 파악하고 이 물질에 의한 화학적 용해와 분리과정에서의 간섭효과를 검토하고자 하였다. 부유물상태의 잔유물을 Glass fiber 필터를 이용 상압여과하고 이어 1 M HNO_3 용액과 증류수로 상압 및 공기압으로 잔유물을 세척하였다. 건조 후 잔유물을 포함한 여과지를 소량 취하여 감마선분광분석 및 gold 코팅을 거친 미세탐침분석(EPMA)을 수행하였다. 감마선분광분석 결과, 3 종의 시료 모두 비슷한 결과를 너터내었으며, 주핵종은 ^{60}Co, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{144}Ce, ^{95}Nb, $^{106}Ru/Rh$, ^{125}Sb으로 미량의 핵연료용액이 Glass fiber 필터에 흡착된 것을 보여주었다(Fig. 1). EPMA 분석 결과, Glass fiber 필터의 성분 및 불순물 원소만 검출되었으며, 핵연료 내에서 생성되는 Ru, Rh, Pd, Mo 등을 포함한 불용성의 금속상(white inclusion)은 보이지 않았다. 이 결과는 본 핵연료들이 저연소되므로서 핵연료시료 중에 핵분열생성물이 적게 생성되었지만 본 연구의 용해과정에서 난용성원소를 포함한 성분원소들이 효과적으로 용해된 것으로 판단되었다.

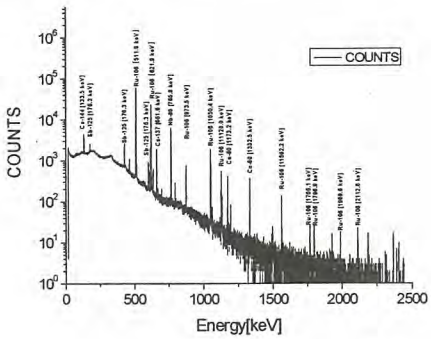


Fig. 1. Gamma-ray spectrum for insoluble residue obtained from a dual-cooled annular nuclear fuel sample.

3. 결론

당 연구실에서 확립한 연소도측정기술을 적용하여 이중냉각 환형핵연료의 연소도측정 및 U, Pu Nd 동위원소정량이 가능하였다. 또한 핵연료 시료 중의 다른 성분원소들의 정량에도 본 연구의 용해방법을 적용하면 효과적일 것으로 판단되었다.

4. 참고문헌

[1] J. S. Kim et al., J. Korean Nucl. Soc., Vol. 30, No. 2, pp. 99-111, 1998.

[2] J. S. Kim et al., J. Nucl. Sci. & Technol., Vol. 44, No. 7, pp. 1015-1023, 2007.

[3] ASTM E321-96, Annal Book of ASTM Standards, Vol. 12.02, 2005.

레이저 유도 파열 분광학(LIBS) 이용한 염 폐기물 내 우라늄 스펙트럼 분석

김연실, 한보영, 신희성, 김호동, 나상호, 박환서, 정의창, 오승용, 정정환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
vsk01@kaeri.re.kr

1. 서론

LIBS(Laser Induced Breakdown Spectroscopy)는 다른 분광법과는 달리 측정을 위한 시료의 전처리 과정이 필요하지 않고 원거리 측정이 가능하며, 수 μJ 또는 mJ 단위의 작은 에너지를 사용하기 때문에 대상시료 비파괴형식의 빠른 정량 혹은 정성분석이 가능하다는 장점이 있다. 따라서 LIBS는 기준 파이로 시설의 안전조치를 이행하기 위한 실시간 핵물질 계량관리 기술 개발의 일환으로 염 폐기물 내에 방사성 물질 분석에 유용한 기술이다[1]~[3]. 본 연구에서는 LIBS를 이용하여 파이로 공정 염 폐기물 속에 우라늄 성분 측정 가능성을 분석하기 위해 두 종류의 염 폐기물 내에 다양한 우라늄을 첨가하여 우라늄의 스펙트럼을 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 LIBS 실험 장치

실험을 위해 532 nm파장의 Nd:Yag laser (Bigsky Inc., U.S.A)를 광원으로 사용하였다. 레이저의 펄스폭은 6-8 ns이며, 펄스의 반복률은 20 Hz 이다. 포커싱 길이가 100 mm인 렌즈를 사용하여 약 20 mJ의 레이저 펄스 에너지를 시료의 표면보다 약 2 mm 내부에 집광하여 표면효과에 의해 나타날 수 있는 실험적 오차를 줄이고자 했다. 플라즈마의 형성 후 집광을 위해 75 mm의 시준기렌즈를 사용하였으며, 이를 직경이 600 μm 인 파이버로 전달 후 분해능($\lambda/\Delta\lambda$)이 20000(FWHM)인 Echelle 분광계(LLA instruments GmbH, ESA 4000)를 통해 발광스펙트럼을 얻었다. 분광기의 스펙트럼 검출영역은 190 nm부터 420 nm 이며, 이를 위해 Gate Width는 4 μs, Gate delay는 1 μs로 지정해 주었다.

2.1.2 파이로 공정 염 폐기물 대상 시료

현재 파이로 공정에서 생산되는 염 폐기물로서 전해환원, 전해제련 공정에서 사용후핵연료의 전기화학반응을 위해 사용되는 염과 반응 후 잔존하는 극미량의 핵물질을 예상하고 있다. 전해환원에서 사용되는 LiCl 염 폐기물 처리를 위해 SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5 (SAP) 합성조성물을 사용하는 탈염소화 방법을 채택한다. 전해정련과 제련 공정을 통해 발생하는 희토류를 포함한 LiCl-KCl 염 폐기물은 ZnO-TiO_2-CaO-P_2O_2-SiO_2-B_2O_3 (ZIT)와 함께 혼합하여 1100도 이상에서 처리 된다. 두 염 폐기물의 구성비는 표. 1, 2에서와 같다. 핵물질 계량관리 및 핵물질 모니터링을 위해 염 폐기물 안에 포함되어 있을 수 있는 우라늄 정량을 분석하기위해 0.0wt%, 0.2wt%, 0.4wt%, 0.6wt%, 0.8wt%, 1.0wt%, 3wt%, 5wt% 의 8개 다른 우라늄(NU) 성분비를 포함한 시료를 제작하였다.

Table 1. Composition of SAP (metal base).

Li	Na	Cs	Ca	Sr	B	Al	P	Si	Fe
9.02	2.23	3.28	0.88	2.17	2.74	12.82	17.56	46.75	2.53

Table 2. Composition of ZIT.

Zn	Ca	Si	B	Ti	Nd	Ce	La	Y
38.15	7.78	11.22	4.66	27.93	6.43	6.40	6.40	5.91

2.2 결과 및 논의

다양한 조성비의 우라늄(NU)을 첨가한 염 폐기물 시료의 발광스펙트럼을 획득하였고 우라늄 원소의 정량분석을 위해 356 nm에서 359nm 과 408 nm에서 410 nm 의 두 검출 영역을 선택했다. 그리고 356 nm에서 359nm의 영역에서는 356.659 nm에서 나타나는 원자상태의 우라늄 라인과, 408 nm에서 410 nm 영역에서는 409.013 nm의 우라늄 이온 라인의 농도에 따른 시그널비를 분석하고자 했다. 298.763 nm에서 나타나는 Si 시그널크기에 따른 356.659 nm의 우라늄 이온과 409.013

nm의 우라늄 원자의 시그널비를 이용하여 검출 한계를 확인해 보았다. 각 0 wt%, 1 wt%, 3 wt%, 5 wt%의 우라늄 조성비를 가진 SAP 시료당 10번의 실험을 반복하였고, 그림 1과 같이 시료를 구성하고 있는 성분의 발광스펙트럼을 얻을 수 있었다. 그림 2는 SAP과 같은 조성비의 우라늄이 첨가된 ZIT 시료에서 나타나는 스펙트럼의 결과이다. 그림에서와 같이 첨가한 우라늄의 농도가 작아짐에 따라 우라늄 발광신호세기 비가 감소함을 확인할 수 있었다. 또한 그림 2에서 볼 수 있듯이 폐기물 내에 미량의 원소인 이트륨 및 세륨 또한 측정됨을 확인 할 수 있었다.

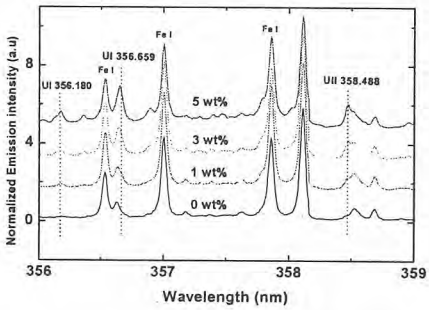


Fig. 1. Normalized emission spectra of U I for SAP samples with different uranium concentration of U.

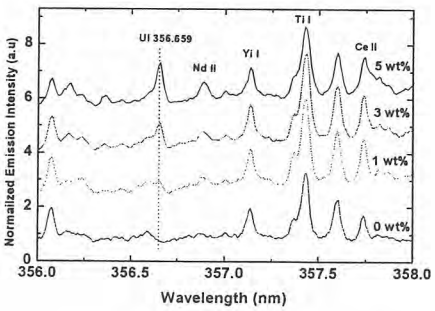


Fig. 2. Normalized emission spectra of U I for ZIT samples with different uranium concentration of U.

3. 결론 및 차후 계획

본 연구에서는 LIBS를 이용하여 염 폐기물 안에 포함되어 있는 미량의 U 성분을 검출하고자 했고 그 결과 다양한 우라늄의 조성비를 가진 SAP 과 ZIT내에 356.659 nm와 409.013 nm에서 보이는 우라늄의 발광 신호를 측정할 수 있었다. 조성비의 감소에 따른 시그널비의 감소를 확인하였고 0.2, 0.4, 0.6, 0.8 wt%의 우라늄을 첨가한 염 폐기물 시료의 발광스펙트럼의 측정을 통해 0 wt%에서 5 wt%까지 우라늄의 농도를 변화시켜 주었을 때 356.659 nm에서의 신호세기 비의 변화를 나타내는 검정곡선을 제시할 것이다. 또한 검정곡선의 결과를 통해 검출한계를 결정지을 것이다. 이로써 LIBS 기술의 실시간 핵물질 계량관리 및 공정 모니터링의 적용가능성을 도모하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] David A.Cremers and Leon J.Radziemski, Handbook of laser-induced breakdown spectroscopy, John Wiley & Sons, Ltd, p.171-194..

[2] 김호동 외 7명, "기준파이로시설에 대한 핵물질 계량관리 시스템 설정", KAERI/TR-4294, 2011.

[3] G. W. Rieger, M. Taschuk, Y. Y. Tsui., Laser-Induced Breakdown spectroscopy for microanalysis using submillijoule UV laser pulses, Applied spectroscopy, vol. 56, pp. 689, 2002 .

사용후핵연료 골격체 수중 해체기술 개발

장정남, 유병옥, 권인찬, 김기하, 손영준, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jeongnam@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 집합체는 여러 개의 지지격자와 상/하단 고정체, 안내관 및 계측관들로 조립되어 있으며, 노내 연소기간이 길어 방사선량이 매우 높다. 따라서 사용후 핵연료 골격체는 충분한 차폐성능을 가지는 동시 약 4m 길이의 골격체를 취급할 수 있는 핵연료 저장수조 내에서 절단작업이 수행되어야 한다. 이를 위하여 한국원자력연구원 조사후연료시험시설의 핵연료 저장수조 내에서 사용후 핵연료 골격체로부터 각종 구조부품의 기계적 특성시험을 위한 시편들을 채취할 수 있는 골격체 수중 해체장비 및 골격체 고정장비를 개발하였으며, 이를 활용하여 사용후 핵연료 골격체의 구조부품 시험용 시편들을 채취하였다.

2. 본론

2.1 수중 골격체 해체장비

수중 골격체 해체장비는 절단 중 안내관/계측관을 고정하는 고정부, 관 절단용 휠(Diamond Wheel, 제작사 Struers, Model 4″, 5″), 휠 구동용 수중 유압모터 기동장치(유압펌프), 절단이송 장치, 유압/고압용 선을 보호하는 외통 및 절단부 관찰용 수중 카메라로 구성된다. 본 장비는 조사후연료시험시설 저장수조의 깊이 및 크레인 사양 등 사용환경 조건 그리고 절단 대상인 3종의 골격체 즉, PLUS7, 16x16ACE7 및 17x17ACE7 골격체의 치수 등을 고려하였으며, 아래와 같이 확정된 설계요건을 만족하도록 설계하여 그림 1과 같이 사용후 핵연료 골격체 수중 해체장비를 제작하였다.

- 본체를 크레인에 매달 수 있도록 외통 후크는 조사후시험시설 크레인 후크의 치수를 고려하여 설계 제작한다.
- 수중 절단 시 절단용 휠의 마모로 인하여 교체 시 절단용 휠의 교체가 용이하도록 설계 제작되어야 한다.
- 안내관/계측관 지지부는 PLUS7, 16x16 및 17 x 17ACE7 골격체에 따라 지지부도 교체 설치가 가능하도록 설계 제작되어야 한다.
- 절단용 휠은 가변으로 속도가 조절되도록 설계 및 제작되어야 한다.
- 유압 및 공압을 사용하는 호스는 외통 안쪽으로 장입이 가능하도록 설계 제작 되어야 한다.
- 안내관/계측관 등이 수중절단이 완료되면 절단용 휠과 절단이송 장치는 자동으로 동작이 멈출 수 있도록 브레이크 모터를 사용한다.
- 수중 절단 시 절단용 휠과 공작물의 접촉이 잘 보이도록 수중 카메라를 설치 운영한다.
- 사용후핵연료 골격체 수중 골격체 해체장비의 외통은 수중에서 녹이 슬지않는 재질을 사용함을 원칙이며 총 길이가 7m로 길기 때문에 무게절감을 위하여 알루미늄 6061 계열의 재질을 사용한다.
- 수중절단을 위하여 사용되는 모터 및 모든 부품들은 물이 스며들지 않도록 철저한 기밀을 유지하여야 하며, 누설 시 바로 해체가 가능하게 설계 및 제작되어야 한다.
- 수중절단을 위하여 이동되는 리데나 및 LM 가이드, 베어링 등은 수중에서도 녹이 슬지 않는 제품인 스테인레스 스틸을 사용한다.

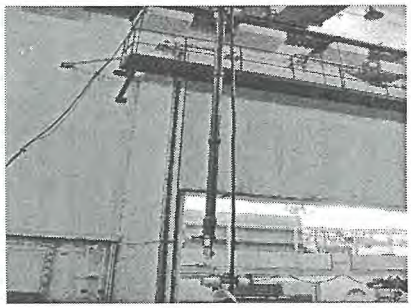


Fig. 1. Underwater spent fuel skeleton dismantling apparatus.

2.2 수중 골격체 고정장비

수중 골격체 고정장비는 수중에서 골격체를 고정하기 위한 고정프레임 및 클램프, 회전롤러 및 취급툴로 구성된다. 본 장비는 조사후연료시험시

설 저장수조의 깊이 및 핵연료 집합체 보관랙 등 사용 환경 조건 그리고 절단 대상인 3종의 골격체 즉, PLUS7, 16x16ACE7 및 17x17ACE7 골격체의 치수 등을 고려하여 설계되었으며, 설계요건에 따라 제작한 수중 골격체 고정장비는 그림 2와 같다.

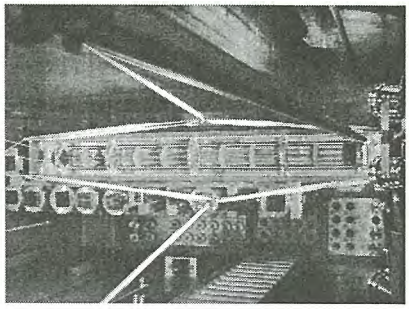


Fig. 2. Spent fuel skeleton fixing equipment installed in spent fuel storage pool at PIEF.

2.3 조사 PLUS7 골격체 해체 시험

PLUS7 사용후 핵연료 골격체를 대상으로 절단용 다이어몬드 휠을 사용하여 안내관 및 계측관을 절단하여(회전속도=1,000 rpm, 이송속도=1 mm/ min) 구조부품 시편을 채취하였다. 사용후 핵연료 골격체 해체 및 절단작업은 조사후연료시험시설의 저장수조 내에 위치한 수중 골격체 고정장비에 PLUS7 골격체를 고정하고, 수중 골격체 해체장비를 사용하여 원하는 위치의 안내관 및 계측관을 절단하는 순서로 진행하였다(그림 3).

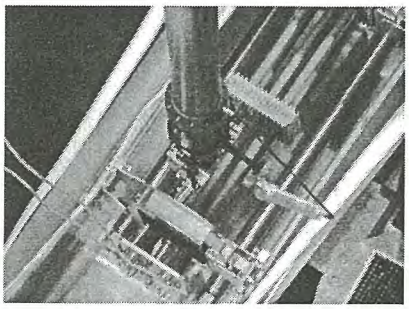


Fig. 3-1. PLUS7 skeleton fixing in spent fuel storage pool.

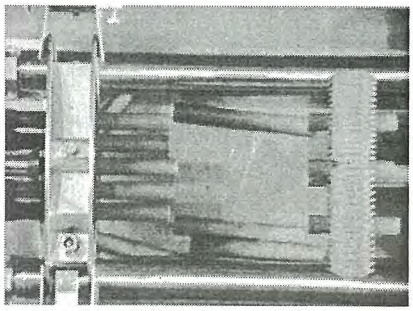


Fig. 3-2. Cutting view of PLUS7 guide tubes.

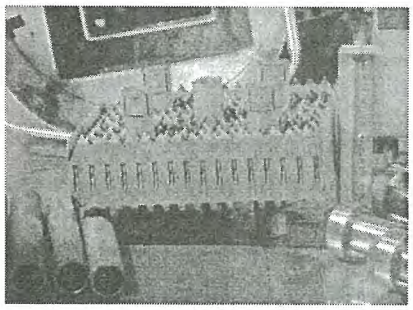


Fig. 3-3. PLUS7 mid grid & guide tubes transported to hot cell after cutting.

3. 결론

본 연구에서 개발한 장비 및 기술을 활용하여 채취한 사용후 핵연료 골격체 구조부품 시편은 절단 과정에서 구조부품 시편 자체 및 용접부에서 손상을 보이지 않았다. 따라서 향후 사용후 핵연료 집합체의 구조부품들에 대한 조사성능 특성 시험용 시편 채취에 널리 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부가 시행한 전력산업연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

사용후 핵연료봉 천공시험 평가

이형권, 김도식, 서항석, 황용화, 권형문, 장정남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료봉에 대한 천공시험은 연료봉의 내압 및 기체량을 측정하고, 그 연료봉 내부에 충진되어 있는 핵분열기체의 성분을 분석하기 위하여 기체를 포집하는 시험이다. 시험자료는 핵연료 설계에서 열적·기계적 특성을 분석하는데 필요하다. 특히 핵연료의 수명을 연장하여 경제성을 확보하기 위한 고연소도의 핵연료에서는 더욱 중요게 사용된다. 사용후핵연료봉의 내압은 연소도가 증가할수록 핵분열기체의 누출량이 증가하여 압력의 상승한다. 그러나 공간체적의 경우는 연소초기에 소결체(pellet)의 고밀화(dencification)으로 증가하다가 다시 팽윤으로 인하여 감소 하는 것으로 알려져 있다. 이번 시험대상 연료는 연소가 약 40.5 ~55.7 GWd/tU인 고연소도 연료봉으로 연소도 변화에 따른 연료봉 내압과 공간체적의 변화에 중점을 두어 시험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

실험방법은 Fig. 1에서와 같이 연료봉을 천공용기에 장전한 후 연료봉의 공간체적을 결정하기 위한 선행조건으로 질소가스를 이용하여 천공용기체적을 측정하였다. 그 이유는 연료봉의 공간체적은 천공전과 천공후의 천공용기체적의 차로 구하기 때문이다. 천공용기 체적측정을 완료하고, 실험에 적합한 진공도까지 도달하면 핵연료봉을 유압식펀치로 천공한다. 이때 천공된 핵연료봉에서는 핵분열기체가 천공용기로 방출되어 팽창하게 된다. 어느 정도의 시간이 경과되면 천공용기 내의 압력이 평형되며, 이때 압력과 온도를 측정한다. 그리고 다음단계로 천공용기의 핵분열기체를 표준용기로 팽창시켜 압력과 온도를 재측정한다. 이러한 과정에서 측정한 데이터로부터 사용후 핵연료봉의 내압과 공간체적을 결정한다.

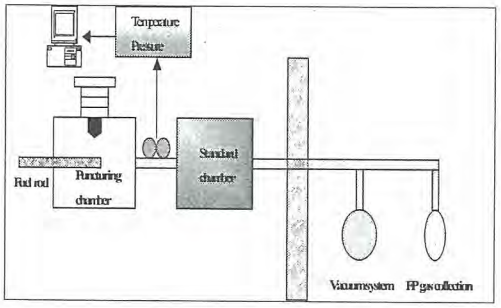


Fig. 1. Schematic diagram of fission gas puncturing device.

2.2 실험결과 및 고찰

사용후 핵연료봉에 대한 내압 및 공간체적측정 시험과 핵분열기체의 성분분석시험을 수행하였다. Table 1은 시험 연료봉에 대한 봉내압, 기체량 및 공간체적 등을 나타낸다.

Table 1. Results of puncturing test.

연료봉 No.	봉내압 (kPa)	공간체적 (㎤)	기체량 (㎤)	Xe/Kr	FFGR (%)	연소도 (GWd/tU)
1	3,750	10.03	376.1	6.6	1.86	51.6
2	3,635	10.21	371.1	6.7	-	48.6
3	3,792	10.10	383.0	10.2	1.51	55.7
4	3,763	10.81	406.8	6.4	1.4	55.3
5	3,365	10.65	358.3	11.3	.0.6	40.5
6	3,767	10.73	404.0	9.5	1.57	53.5
7	3,767	10.45	393.5	-	-	54.3

Fig. 2는 연소도 증가에 따른 사용후 핵연료봉 내압 변화를 나타내었다. 시험결과 핵연료봉의 내압은 연소도가 증가할수록 거의 직선적으로 증가하는 것으로 나타났다. 일반적으로 연료봉의 내압은 연소도가 증가할수록 증가하는 경향을 나타낸다. 시험대상 연료봉의 헬륨가스 초기 충진압력은 2168 kPa로 연소도가 40.5 ~ 55.7 GWd/tU로

변화할 때 연료봉의 내압변화는 3365 ~ 3792 kPa로 나타났다.

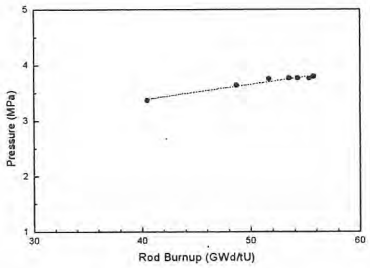


Fig. 2. Internal pressure of fuel rods as a function of rod burn-up.

연료봉의 내압 변화는 핵분열기체 누출율과 관계되며, 핵분열기체 누출율은 연소도, 펠렛의 중심온도, 피복관과 펠렛 사이의 갭 및 U^{235}의 농축도 등에 따라서 변화한다. R. Manzel 등은 U^{235}의 가압경수로형 핵연료의 농축도와 초기갭(initial gap)의 크기에 따라서 핵분열기체의 누출에 관한 실험을 수행하였다. U^{235} 농축도가 3.8 ~ 4.2%인 가압경수로형 핵연료봉의 갭이 215 ~ 220 μm, 180 ~ 190μm 및 163 ~ 175μm일 때 핵분열기체 누출율은 갭이 가장 큰 연료봉에서 누출이 컸으며, 일반적으로 고농축 연료봉이 저농축 연료봉보다 누출율이 많았다. 그리고 U^{235}의 농축도가 3.2%이고 갭의 크기가 190μm인 경우는 누출율 저연소도에서 누출이 가장 크고 중간 연소도에서는 감소하다가 연소도가 증가할수록 다시 증가한다고 했다.[1]

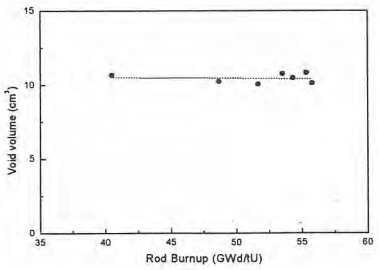


Fig. 3. Void volume of fuel rods as a function of rod burn-up.

Fig. 3은 연소도 증가에 따른 연료봉의 공간체적(void volume) 변화를 나타내었다. 일반적으로 연료봉의 공간체적은 연소 초기에는 소결체의 고밀화로 증가하다가 다시 감소하는 것으로 알려져 있다. 실제 연소도가 약 30 ~ 40 GWd/tU인 가압 경수로형 핵연료봉의 실험결과에서도 공간체적은 연소도가 증가할수록 감소하는 경향을 나타냈다.[2] 그러나 이번 시험대상의 연료봉(40.5 ~ 55.7 GWd/tU)에서는 공간체적은 10.03 ~ 10.81 ㎤로 거의 변화하지 않고 비슷한 값을 나타내었다 그리고 천공시험에서 포집한 핵분열기체의 성분분석결과 Xe과 Kr의 비는 6.6 ~11.3배로 나타났으며, 핵분열기체 누출율은 0.60~1.86 %로 나타났다.

3. 결론

가압경수로형 핵연료봉에 천공시험을 수행하였다. 시험결과 연소도가 약 40.5 ~ 55.7 GWd/tU인 연료봉에서 내압은 연소도가 증가할수록 거의 직선적으로 증가하는 경향을 나타냈다. 그리고 공간체적은 연소도에 따라 거의 변화가 없는 것으로 나타났다. 핵분열기체 성분분석결과 Xe과 Kr의 비는 6.6 ~ 11.3배로 나타났으며, 핵분열기체 누출율은 0.60 ~ 1.86 %로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] R. MANZEL, et al., " Fission Gas Release of High Burnup Fuel", Internal Atomic Energy Agency, p63-67, 1993.

[2] 이형권 외, " PWR 사용후 핵연료봉의 핵분열기체 평가", 한국원자력학회 추계학술 발표회 논문집, 2003.

핫셀용 가변형 페리스코프 표면영상 분석 장치 개발

서항석, 김도식, 이형권, 권형문, 황용화, 장정남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

고연소도 핵연료의 안전성시험 및 평가 기술 개발을 위한 일환으로 한국원자력연구원내 조사후연료시험시설(PIEF),납셀(9409cell)에는 조사후 핵연료 시편 표면의 거시 조직 영상을 투영하는 시험장치가 설치되어 있다. 이 거시조직영상 투영 장치는 습기 및 고준위 방사선의 환경에 지속적으로 노출 되어, 렌즈 및 부품이 경화되고 열화되어 선예도와 해상도가 현격히 저하 되었다. 또한 이 시스템은 시편 직경이 9.5mm이하만 투영이 가능하도록 배율이 저배율(7X)로 고정 되어 있어, 직경이 16 mm에 이르는 이중냉각환형핵연료나 직경이 9.5mm이상 시편의 거시조직영상을 투영하는데 적합하지 않다. 이러한 문제점을 보완하기 위해, 배율 조정이 가능하도록 가변형 페리스코프 표면영상 장치를 개발하였으며 장비의 유지 보수 시 방사선피폭을 최소화하고 카메라를 방사선으로부터 보호하기 위해 분리형으로 제작하였다.

2. 본론

Fig.1은 핫셀 내부 및 외부에 설치가 완료된 영상장치 사진이다. 고방사선으로 부터 카메라의 방사선 피폭을 방지하고 CCD 센서의 손상을 막기 위해 렌즈부분 및 광원부분을 핫셀 내부에 설치하고 카메라는 핫셀 외부에 설치하였다. 왼쪽 그림이 핫셀 내부에 설치된 표면 영상 분석 장치 본체 사진이다. 렌즈군은 5군10매로 제작되었으며 코팅처리를 하여 렌즈를 보호하였다. Surface mirror의 반사율은 98 % 이상을 유지시켜 선명한 영상을 얻게 하였다. 렌즈 하단부분은 시편관찰을 위한 LED 특수조명장치로서 시편의 표면 상태에 따라 조명의 밝기를 조절할 수 있다. 또한 빛의 난반사 방지를 위하여 적색 LED를 사용하였다. 조명장치 윗부분에 있는 검정색 노브는 배율 변환을 위한 장치로서 앞쪽으로 당기면 4X, 밀어 넣으면 7X로 영상을 투영 할 수 있어 시편 크기가 16mm까지 영상투영이 기능하다. 오른쪽그림은 핫셀 외부에 설치된 InnerView-274KY CCD Camera이다. CCD Camera에 대한 사양은 해상도 1,628(H) × 1,236(V) pixel이고, pixel size는 4.4μm(H)×4.4μm(V)이다. Output Image size는 7.16(H) × 5.40(V)mm이며 Frame rate는 10fps다. Shutter speed는 1/18750 to1/12(sec), 이미지 포착 및 분석을 위해 INNERVIEW-iX software가 사용되었다. software 주요기능은 Image and Data File Format Support. Auto save. Multi-Focus. Image Tiling 및 Auto calibration. Point, Distance, Circle, Polyline Measurement. Paticle Count. phase Analysis등 이다.

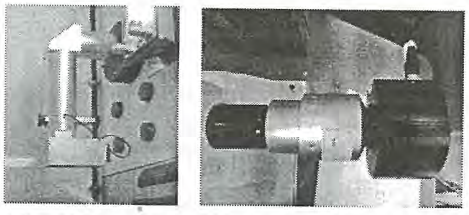


Fig. 1. Macroscopic visual examination system.

- 거시조직 사진 비교 -

Fig.2 사진은 핫셀용 가변형 페리스코프 표면영상분석장치를 통해 PWR 사용후핵연료(울진3호기.HA03-D16) 및 결함연료봉의 End plug 시편표면을 투영한 거시조직사진이다. 왼쪽사진은 7X 배율로 투영된 사용후핵연료 시편의 거시조직사진으로 전반적인 시편의 표면상태 및 미세한 크랙까지 잘 나타내고 있다. 오른쪽사진은 결함연료봉의 End plug 거시조직사진으로 용접선과 파단면의 상태를 선명하게 나타내고 있다.

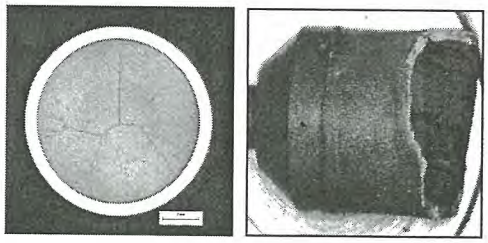


Fig. 2. Macroscopic inspection for PWR fuel sample and End plug sample.

3. 결론

기존에 설치되어있던 거시조직사진 투영장치는 렌즈의 성능이 저하되어 심도가 낮고 해상도가 떨어져 시편의 파단면 및 결함부위에 대한 분석에 한계가 있었다. 그러나 이번에 개발된 핫셀용 가변형 페리스코프 표면영상 분석 장치 는 기존의 거시조직사진 투영장치에 비해 뛰어난 선예도와 해상도를 갖추었다. Fig.2 사진에서 보듯 미세한 크랙 및 파단면에 대해 선명한 영상을 나타내고 있다. 배율도 7X 및 4X 로 변환할 수 있어 직경이 16mm인 이중냉각환형핵연료를 포함한 피복관 결함부위에 대한 고준위 시편의 거시조직사진 투영이 가능해졌다. 영상투영시 CCD 카메라에 직접 이미지 분석 장치를 연결하여 시편의 제원 및 크기도 측정할 수 있다. 본 장치는 사용후 핵연료 단면 및 피복관 결함부위에 대한 거시조직 영상 투영 및 시편 조직 분석에 활용된다.

이중냉각 UO_2 환형소결체 연소 거동

방제건, 양용식, 김대호, 구양현, 서항석, 권형문
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 원자력기술개발사업의 일환으로 추진중인 "초고연소도 고성능 핵연료 기술과제"에서 개발중인 이중냉각 핵연료 환형소결체의 초기 연소성능을 검증하기 위하여 하나로 연구로에서 연소시험을 수행하였다.

연소시험은 하나로 조사공 OR-4에서 수행되었으며, 연소후 하나로 수조에서 약 1개월간의 냉각기간을 거쳐 IMEF로 이송되어 캡슐을 해체한 후 시험연료봉의 감마스캐닝를 수행하여 이중냉각 환형소결체의 노내 안정성을 확인하였으며 시험연료봉 직경을 측정하였다. 이후 조사후시험시설로 이송하여 비파괴시험 및 파괴시험을 수행하였다. 감마스캐닝 결과를 참조하여 파괴시험을 위한 시편 절단계획을 수립하여 시편을 절단하였다. 절단된 시편중 일부는 각 밀도별로 연소후 밀도를 측정하였으며, 측정된 밀도로부터 팽윤을 계산하였다. 또한 광학현미경 및 전자현미경으로 거시조직 및 미세조직을 관찰하였으며, 광학현미경으로 400배율로 촬영한 조직사진으로부터 결정립크기를 측정하였다. 또한 환형소결체의 변형량을 측정하기 위해 전자현미경을 사용하여 연소후 소결체의 내외부 변형량을 측정하였다.

2. 하나로 연소시험[1,2]

이중냉각 구조 핵연료의 특성을 고려하여 기존의 무계장리그 및 시험핵연료집합체를 설계·변경하여 연소시험용 리그를 제작하였다. 무계장리그는 상.하단으로 구성되었고 각각 3개의 시험연료봉이 장전되었으며, 상단 시험연료봉은 각각 90%, 93%, 96% 밀도의 소결체로 구성되었고, 하단의 3개 시험연료봉은 98% 밀도 소결체, 소결체와 피복관의 간격을 줄이기 위해 외경이 다소 증가한 98% 밀도 소결체 (98%L)와 96%, 98% 밀도의 소결체가 혼합된 연료봉으로 구성되었다.

하나로 조사공 OR-4에서 수행된 연소시험은 2008년 11월 13일 착수하여 2009년 5월 1일 종료하였으며 유효조사일은 약 94일 이었다. 연소도는 상단 시험연료봉은 8,120MWD/MTU, 하단 시험연료봉은 10,900 MWD/MTU에 도달하였다.

3. 조사후시험

3.1 비파괴 조사후시험

하나로에서 연소후 1개월간의 냉각기간을 거친 후 IMEF에서 캡슐해체 및 시험연료봉에 대한 축방향 감마스캐닝을 수행하였다. 감마스캐닝결과 소결체 사이의 간극이 뚜렷하게 확인되어 축방향 핵물질 이동 등의 현상은 없는 것으로 확인되었다. 또한 감마스캐닝 결과는 파괴시험을 위한 시편의 절단위치 선정에 사용되었다.

3.2 환형소결체 결정립크기 변화

광학현미경으로 400배율로 촬영한 조직사진으로부터 5종의 소결체(90, 93, 96, 98L, 98%)의 외/내/중앙 부위의 결정립 크기를 측정하였다.(Table 1) 연소 동안 온도 분포가 외부와 중심부가 다르므로, in-reactor grain growth는 중심부가 클 것으로 예상했었지만, 외부/중심부가 비슷하거나 도리어 외부영역이 더 큰 경향을 보였다.

Table 1. Measurement of average grain size.

No.	연소전 평균 GS	연소후 평균 GS	내측 grain size	중간 grain size	외측 grain size
R1 (90%)	2.70	3.315	2.937	3.224	3.931
R3 (93%)	2.90	2.254 (주1)	2.344	2.094	2.344
R10 (96%)	8.60	10.602	11.231	9.955	12.313
R2 (98%L)	8.70	11.406	12.775	10.429	13.811
R8 (98%)	8.70	12.494	14.195	11.884	12.937

주1 :과에칭되어 결정립크기 측정 어려움

3.3 환형소결체 밀도 변화

이중냉각 환형소결체의 조사후 밀도를 측정하였다. 환형소결체의 조사전 밀도는 환형소결체 제조시 측정하였으며, 조사후 환형소결체의 밀도는

ASTM B311-93 시험 방법으로 핫셀에서 측정하였다. 연소전 및 연소후 밀도 변화를 Fig. 1 에 나타냈으며, 이 그림에서 90% 및 93% 밀도 측정 결과가 차이가 많이 나는데 이는 실험실 및 핫셀에서의 측정방법 차이에 의해 발생하였다.

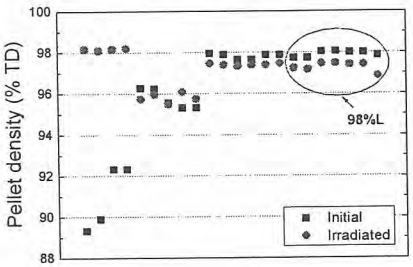


Fig. 1. Desnity change of annular pellet after irradiation.

3.4 환형소결체 팽윤 계산

이중냉각 환형소결체의 swelling rate는 98%의 고밀도 소결체에 대하여 계산하였다. Swelling rate는 위에서 측정한 조사후 밀도로부터 계산하였으며 계산결과는 Table 2에 정리하였고, Fig. 2 에 기존 상용핵연료의 저온에서의 swelling rate[3]와 함께 나타내었다. Fig. 2에서 98% 고밀도 환형소결체의 swelling rate는 0.261 v ol%에서 0.591vol% 범위안에 있으며 기존 상용핵연료의 저온에서의 swelling rate 범위 안에 있음을 알 수 있었다.

Table 2. Density and swelling rate of irradiated annular pellets. (Burnup: 10,900MWD/MTU)

Specimen No.	As fabricated density (%TD)	Post irradiation density (%TD)	Calculated swelling rate
R2-SP2	98.086	97.457	0.591
R2-SP3	98.053	97.476	0.588
R2-SP4-1	97.995	97.409	0.598
R2-SP4-2	97.995	97.422	0.585
R8-SP2	97.953	97.470	0.493
R8-SP3	97.889	97.391	0.509
R8-SP4-1	97.645	97.333	0.320
R8-SP4-2	97.645	97.391	0.260
R14-SP4-1	97.885	97.398	0.498
R14-SP4-2	97.885	97.466	0.428
R14-SP6-1	97.728	97.235	0.504

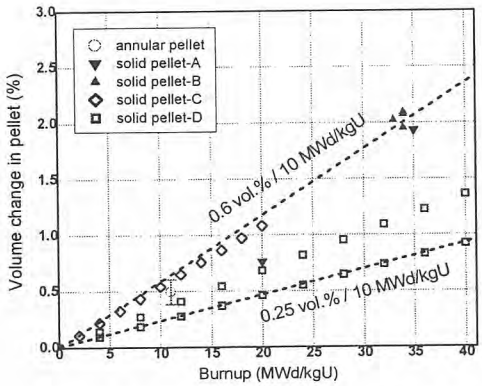


Fig. 2. Swelling rates of annular pellet and solid fuel irradiated at low temperature.

4. 결론

이중냉각 UO2 환형소결체의 하나로 연소시험은 OR4 조사공에서 2009년 11월 13일 착수되어 2010년 5월 1일 종료되었다. 유효연소기간은 94일이었으며, 도달한 연소도는 하단 시험봉은 10,900 MWD/kgU, 상단시험봉은 8,120 MWD/kgU 이었다. 환형소결체의 조사후시험을 수행하여 환형 UO_2 소결체의 초기 연소에 따른 결정립 크기 변화, 밀도 변화 및 팽윤 등의 노내거동을 평가하였다.

5. 참고문헌

[1] Y. S. Yang, D. H. Kim, J. G. Bang, H. K. Kim, K. S. Kim, and G. W. Song, "Irradiation Test of Dual-Cooled Annular Fuel Pellets," Proceedings of TOP Fuel 2009, Paris, France, Sep. 6-10, 2009.

[2] J. G. Bang, D. H. Kim, I. S. Lim, Y. S. Tang, Y. H. Koo, H. M. Kwon, H. S. Seo, "Irradiation Test of Annular UO_2 Pelletinthe HANARO," Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Jeju, Korea, October 21-22, 2010.

[3] Y. S. Yang, D. H. Kim, J. G. Bang, H. M. Kwon, D. S. Kim, Y. H. Koo "Swelling Behavior of Irradiated Dual Cooled Annular Fuel Pellet," Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Gyeongju, Korea, October 27-28, 2011 (will be published).

PIE 시설구조물의 안전성 검토 및 보완

황용화, 이형권, 서항석, 김도식, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hvh@kaeri.re.kr

1. 서론

PIEF는 시설 구조물에 대해 안전진단을 실시하고 그 결과에 따라 시설 내·외부를 검사구역별로 나누어 구조물의 균열, 변형 및 박리 등 손상 현황을 점검하였다. 효율적 수명관리 및 건전성 확보를 위하여 대상 구조물에 대한 보수·보강을 수립하고 이에 대한 결과를 바탕으로 주기적으로 보수를 시행하였다.

2. 구조물 안전성 검토

2.1 콘크리트 벽체의 단면내력

주요 열화현상은 외부의 경우, 드라이비트 마감균열 및 들뜸, 도장박리, 백태, 배수관 및 기타 부대시설의 부식, 방수층 균열 및 손상 등이다. 내부는 지하층(관리구역)의 경우 내력벽체는 콘크리트 탈락, 조적벽체 균열(비관리구역) 등 과도한 외력이나 부등침하의 영향에 의한 손상과 추가적인 균열이나 배부름 등의 현상은 발견되지 않았다. 구조 안전성 검토 결과, 단면내력을 확보하고 있는 것으로 나타나 외력에 의한 현상이 아닌 콘크리트의 탈락 현상으로 추정되었으며 구조물의 안전성에 영향을 미치는 수준은 아닌 것으로 판단되었다. 그러나 이를 방치할 경우 철근의 부식에 의한 균열의 진전 및 콘크리트 탈락 현상의 증가로 인한 내구성 저하의 원인이 되는 것으로 향후 구조물의 유지관리 및 내구성 확보 차원에서 적절한 보수가 필요할 것으로 판단되었다. 또한, 일부 조적벽체에 발생된 균열폭 0.3mm 이상의 균열에 대해서 유지관리 차원의 보수를 실시하는 것이 바람직하였으며, 지붕층 바닥에 기 발생된 방수층 균열 및 손상의 경우 전 구간에 대한 보수보다는 경제성을 고려하여, 기 발생된 손상 부위에 대한 방수처리를 실시하는 것이 타당한 것으로 판단되었다.

2.2 구조요소에 대한 강도측정 및 구조해석

콘크리트물의 비파괴 강도측정, 중성화 및 염화물함유량시험과 철근배근 간격 및 피복두께 조사에서도 대부분 허용 기준치 이내의 양호한 상태로 나타났다. 초음파 속도에 의한 콘크리트는 '보통'의 품질상태인 것으로 나타나, 구조물의 안전성에 영향을 미치는 수준은 아니었다. 구조요소는 설계 단면력을 모두 확보하고 있는 것으로 나타나 구조해석 결과를 종합하면 대상구조물의 일부에 0.2mm이상 균열, 철근노출 등의 국부적 손상은 발견되었으나 전단력에 대한 안전성을 확보하여 구조물의 기능발휘에는 지장이 없었으며, 내구성 증진을 위한 일부의 보수가 필요한 상태로 판단되었다.

3. 구조물보수작업

3.1 보수공법의 선정

보수대상의 열화현상에 대하여 0.2mm 이상의 구조체균열 보수는 주입공법, 0.3mm 이상의 조적균열은 충전공법, 백태현상 부위는 표면처리공법, 재료분리, 박리/박락 부위는 단면복구공법, 철근노출부위는 철근방청 후 복구공법, 건물옥상 층 상부바닥파손부위는 방수공법으로 보수. 강재면 도장균열 및 도장 들뜸 부위는 강재의 도장 보수공법을 참고하여 해당 부위의 바탕처리 후 재도장을 결정하였다.

3.2 저압주입공법 보수작업 및 표면처리

PIEF의 콘크리트물에는 균열중심에 좌대를 부착하고 주입 Epoxy가 유실되지 않도록 Sealing재로 밀봉하였다. 경화 후에는 고압주입기를 이용하여 주입제가 미세균열까지 주입되도록 가압하여 균열보수를 시행하였다. SPI 균열보수공법에서 균열보수용 에폭시주입 및 충진 작업은 상온 5℃ 이상일 때에 작업을 할 수 있도록 하였다. 콘크리트 균열보수에 사용되는 자재는 ASTM C881 Type Ⅳ의 규정요건을 만족하는 것으로 기술사항 (Grouting의

주입압력, 주입시간, 최소 양생시간 등)은 승인 받은 자재의 사용지침서에 따르도록 하였다.

3.3 콘크리트균열 면보수 및 단면복구공법

면보수(표면보수)공법은 콘크리트 구조물의 표면에 부식, 표면박리 현상을 제거하고 보수하여 구조물의 부식, 박리현상을 예방할 수 있는 보수방법이다. 단면복구공법은 골재노출, 공동, 박락 및 단면파손 등의 결함을 보수방법이다.

3.3.1 면보수(표면보수)

콘크리트 균열부에는 V-Cutting을 실시하고 탄성실링재를 도포하여 건조하였다. 균열부를 제외한 주위의 보수부분의 표면처리에는 Wire Brush 및 Hand Grinder 등으로 정리하고 고압공기, 세척기 등으로 청소하였다.

3.3.2 프라임도포 및 코팅

ERH-WS 프라임을 원액 그대로 충분히 함침시켜 균일하게 2회 도포하고, ERH-W 코트를 원액 그대로 충분히 함침시켜 균일하게 2회 도포하였다.

3.3.3 콘크리트 단면복구공법

열화된 콘크리트에 치핑작업을 수행하고 그 부위를 세정하였다. 정착핀 설치는 ERH-PIN은 드릴을 사용하여 50cm간격으로 설치하며 $1m^2$당 4개소 설치를 기준으로 하였다. ERH-WS 프라임 원액을 균일하게 2회 도포 후 ERH-M 모르타르를 제조자의 배합순서로 하여 단면복구 하였다.

3.3.4 L.M.F시트의 성능 및 우레탄 도막

L.M.F시트(저융점(100~200℃)는 열 압착성과 인장강도가 우수하고, 유연성을 갖고 있다. 저융점 섬유 보강재를 유지하고, KS F 3211, KS F 4920에서 요구하는 성능의 도막방수작업을 시행하였다. 프라이머는 우레탄 도막방수재와의 친화력에 의해 요구부착강도의 성능을 발현하였다. 모르터는 경화되고 표면 함수율이 6%이하로 되도록 충분히 건조되었으며 들뜸 현상을 최대한 방지하고자 하였다. 주제 및 경화제를 혼합한 우레탄 도막방수재(UC214)를 보수부위 전면에 도포하였다.

4. 결론

PIEF에 대한 점검 결과 전반적인 구조물에 대해 외력이나 부등침하에 의한 구조적 손상은 발견되지 않았다. 구조물 외벽에 대한 전면 재도장 및 지붕 방수층 손상에 대한 보수공사를 실시하여 구조물의 내구성 확보 차원에서 적절한 것으로 판단되었다. 정밀검사에서는 허용기준을 만족하고 있는 것으로 구조 안전성 검토에서, 모두 단면내력을 확보하고 있는 것으로 나타났다. 결론적으로 구조물의 내구성 및 건전성은 확보되어 있는 것으로 판단되었고 차후에는 다음과 같은 방법에 의해 지속적인 유지관리가 필요할 것으로 사료되었다.

1) 점검계획에 따라 일상점검 수행.
2) 주기적인 점검을 실시하여 구조물의 열화이력을 철저히 파악함은 물론 점검자료를 D/B화로 관리.
3) 정기점검을 통하여 균열폭 0.2mm이상으로 진전된 균열에 대해서는 적기보수.
4) 보수부위에 대해서는 구조물의 내구성 확보 및 보수효과의 확인을 위해 일정기간 관찰하여 기록 유지.
5) 구조물에 경사균열이 발생 시 균열에 대한 보수실시 후, 지속적으로 관찰하여 균열의 재 발생 및 진전여부 확인.
6) 구조체 균열 관리가 필요한 현황에 대해서는 관리번호를 부여하고, 보수 후 지속적인 관찰 실시.

조사재시험시설 DUP 필터뱅크의 활성탄 필터 교체 및 현장 누설시험

백상열, 송용섭, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sybaek1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사재시험시설은 하나로 및 상용발전소에서 중성자에 조사된 원자력재료(핵연료 및 재료)를 시험하는 시설이다. 따라서 각종 방사성물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 고방사성 물질로부터 주변의 환경을 보호하고 작업자의 피폭을 방지하기 위하여 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 1차적으로 오염된 공기는 핫셀 내의 HEPA필터로 여과시킨 후에 최종적으로 전·후 2단의 HEPA 필터와 중간단의 활성탄(Charcoal)필터로 구성된 AFU(Air Filtering Unit)를 통하여 정화시킨다. 따라서 본 논문에서는 AFU 내에 설치된 활성탄 필터의 정화능력을 보증하기 위하여 실시한 누설시험 결과 성능 미달인 AFU의 활성탄을 새것으로 교체 하고 현장 누설시험을 실시하였으며, 그 절차 등을 검토하고 결과에 대하여 고찰하였다.

2. 본론

2.1 시설 AFU의 기술사양

조사재시험시설의 DUP(Deep Under Pressure) 배기계통의 AFU(필터 뱅크)는 4대로 구성되어 있으며, 기술적인 주요사항은 다음과 같다.

- 처리풍량 및 수량 : AFU 1대당 5,600 CMH (4대 총량: 22,400 CMH)
- AFU의 구성

Filter Housing 크기 : 4650*910*1945mm (LxWxH)

Filter Bank 1단: Pre-HEPA 필터 (610 x 610 x 292mm, min. 99.97% efficiency at 0.3㎛ DOP) 2개, 수직배열 장착

Filter Bank 2단 : Absorber Bank(Type III, 2" Bed, min. 99.95%(Halide)) 수직배열 장착, Canister 8개 설치

Filter Bank 3단 : Post-HEPA 필터 (610 x 610 x 292mm, min. 99.97% efficiency at 0.3㎛ DOP) 2개, 수직 배열 장착

격리 댐퍼 : 상부 및 하부, 각각 2개

시험용 캐니스터 : 베드와 동일한 조건으로 노출되도록 설계, 각각 8개

기타 : 출입문, 점검등, 온도 감지기, 필터 차압계, 시험용 매니폴더 등

- 시험 기술기준 및 시험장비

본 누설시험을 위하여 사용한 기술기준은 "ASME N509 (Nuclear Power Plant Air-cleaning Unit and Components)" 및 "ASTM D3803-89 (Standard Test Method for Nuclear-Grade Activated Carbon)" 등 이었으며, 주요 시험장비로는 NUCON(Nuclear Consulting Services, Inc.)의 F-1000-HD Halide Detector와 F-1000-HG Halide Generator 를 사용하였다.

2.2 활성탄 교체 전 시험

2.2.1 필터 뱅크 현장 누설시험

조사재시험시설 DUP 배기계통의 필터 뱅크 현장 누설시험은 18개월 주기로 실시하고 있으며, 측정결과 4대 중 1대(46번 뱅크)가 누설시험 합격기준인 99.95% 이하의 성능미달로 판명되었다.

2.2.2 활성탄 제작 및 교체

성능 미달인 DUP 필터뱅크 46번의 활성탄을 새로 제작하여 교체 및 누설시험을 실시하였다.

2.2.2.1 제작 요건

가. 활성탄은 동일한 절차 및 장비에 의해 생산된 것이어야 한다.

나. 활성탄은 재사용품이 아닌 순수 원자재이어야 한다. 즉, Reactivated Carbon을 사용하여서는 안 된다.

다. 활성탄은 품질보증 및 확인을 위해 단계별 생산 제작과정의 추적이 가능하도록 관련 사항들의 기록을 보관, 유지하여야 한다.

라. 기술기준에 따라 생산되어야 하며 자체 품

질관리 방법에 의해 품질관리 활동을 수행한다.

2.2.2.2 시험 및 검사

가. 활성탄 배치시험

활성탄은 배치단위로 시험을 하되 아래의 성능조건을 만족하여야 한다.

1) 시험기준 : ASTM D3803-89

2) 시험조건 : 온도 30℃, 상대습도 95%

3) 판정기준 : Eff. 97.5% 이상(2" BED)

나. 활성탄 물리적 특성시험

본 활성탄은 ASTM D3803-89의 8개 항목 (Apparent Density, Particle Size Distribution, Ignition Temperature, CCL4 (on base), Ball-Pan Hardness 등) 에 대한 물리적 요건을 만족하여야 한다.

2.2.2.3 교체 실시

상기 제작 요건에 따라 생산한 활성탄을 배치시험 및 물리적 특성 시험을 실시하였으며, 새로 제작된 활성탄을 기존에 사용하던 활성탄과 교체 작업을 실시하였다.

기존의 활성탄은 그림 1에서와 같이 활성탄 제거 장치를 이용하여 폐기물드럼으로 빼내었으며, 새로 제작한 활성탄 450kg을 충진 하였다. 또한 캐니스터 8개에도 충진을 완료하였다.

2.3 활성탄 교체 후 시험

새로 제작한 활성탄을 충진 후에 현장 누설시험을 실시하였다.

누설시험은 계측기 2대를 필터 뱅크 상류 측과 하류 측에 호스로 연결하여 설치하고, Halide 발생기를 가동하여 Halide 가스를 상류 측의 덕트에 발생시키면서 5분 동안 30초 간격으로 측정하였다.

상류 측 농도와 하류측 농도를 측정 후, 누설율은 아래의 식으로 계산하였다.

$$P = \frac{Cd}{Cu} \times 100 \qquad (1)$$

P : penetration rate (%)

Cu : Up-stream concentration

Cd : Down-stream concentration

누설시험 결과는 표 1과 같다. 표에서 보는 바와 같이 효율이 99.99%로 나왔으며, 합격 기준치 99.95% 이상으로서 합격하였다.

Fig. 1. Charcoal removal work with vacuum device.

Table 1. In-place leak test result.

구분	상류측 (Cu: ppm)	하류측 (Cd: ppb)	누설율 (%)	효율 (%)
46번 뱅크	175	6	0.003	99.99

3. 결론

조사재시험시설의 핫셀 배기계통에 사용된 필터 뱅크 내의 활성탄 필터 현장 누설시험 결과, 성능에 미달된 46번 뱅크의 활성탄을 새것으로 교체하고 누설시험을 실시하였다. 누설시험 결과는 표 1과 같이 만족하였다.

본 논문에서는 활성탄 필터의 제작요건, 시험 및 검사 기술기준 등을 검토 기술하였다. 본 자료는 앞으로 원자력시설의 공기정화계통 활성탄 필터의 제작, 교체 및 시험에 유용하게 이용될 것으로 기대된다.

환형 형태의 가압경수로 사용후핵연료의 질산 용해율 평가

권형문, 서항석, 손영준, 김도식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
django@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로 사용후핵연료 피복관의 기계시험을 수행하기 위해서는 피복관 내부의 UO_2 소결체 제거가 선행되어야 한다. 그러나 연소도가 증가함에 따라 소결체-피복관 사이에 화학적 반응층이 형성되어 물리적으로 소결체를 제거하기는 쉽지 않다. 현재, 한국원자력연구원 조사후연료시험시설에서는 소결체 내부를 천공하고 피복관과 결합되어 있는 잔여 소결체를 질산으로 용해하는 방법을 사용하고 있다[1]. 본 연구에서는 소결체 내부를 천공한 형태인 환형 소결체의 용해 시간을 평가할 수 있는 소결체 표면적 평가식을 유도하고, 천공하지 않은 원통 형태 핵연료와 용해율을 비교 평가하였다.

2. 본론

2.1 용해 표면적

소결체 표면적당 용해율은 일정하다고 가정하면, 용해율 계산에 있어, 유효 용해 표면적을 평가하는 것은 매우 중요하다. 다음 식은 환형 형태의 소결체 표면적을 유도한 식이다. 피복관과 결합되어 있는 반응층은 표면적에서 제외하였다.

$$a_1 = \frac{R_0^2}{2} sin^{-1}\left(\frac{x}{R_0}\right) \quad (1)$$

$$a_2 = \frac{x}{2}\sqrt{R_0^2 - x^2} \quad (2)$$

$$a_3 = \left(\frac{\pi}{4} - \sin^{-1}\left(\frac{x}{R_0 - T_0 + t}\right)\right)(R_0 - T_0 + t)^2 - x\sqrt{(R_0 - T_0 + t)^2 - x^2} + x^2 \quad (3)$$

$$a_4 = x^2 \quad (4)$$

$$a_5 = \left(\sqrt{R_0^2 - x^2} - \sqrt{(R_0^2 - T_0 + t)^2 - x^2}\right)(L_0 - l) \quad (5)$$

$$a_6 = (R_0 - T_0 + t)\left(\frac{\pi}{2} - 2\sin\left(\frac{x}{R_0 - T_0 + t}\right)\right)(L_0 - l) \quad (6)$$

$$a = 4 \times \left(\frac{\pi R_0^2}{2} - 4a_1 - 4a_2 - 2a_3 + 2a_4 + 2a_5 + a_6\right) \quad (7)$$

여기서, a는 소결체의 표면적을 의미한다. Fig. 1은 각 변수를 설명하고 있다. 소결체의 반경과 길이보다 환형 소결체의 링 두께가 충분히 작으면 핵연료가 용해될 때, T_0가 가장 먼저 0에 이른다. 따라서 원통 형태와 달리 이런 형태의 환형 핵연료는 이론적으로 완전 용해 직전까지 표면적이 0에 이르지 못한다.

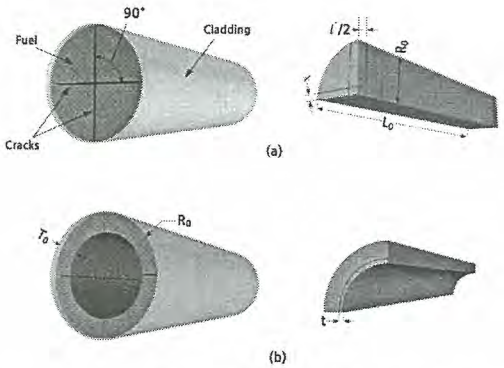


Fig. 1. Shape of fuel (a) solid type fuel (b) annular type fuel.

2.2 표면적 비율과 용해율

소결체 표면적과 용해율 간의 관계식을 통해 용해시간을 평가할 수 있다. 관련 식은 식 8, 9와 같다[2].

$$\frac{dW}{dt} = W_0 \frac{d\Phi}{dt} = a \cdot IDR \quad (8)$$

$$a = a_0 F(\Phi) \quad (9)$$

여기서, W_0는 초기 핵물질 양이고, W는 용해된 핵물질 양이다. 또한, Φ는 용해율이고, t는 시간, IDR은 단위 면적당 용해율을 의미한다.

R_0를 0.418 cm로, T_0를 0.0928 cm로, L_0를 4 cm로 두고, 밀도를 10.2 g/cm^{3}로 가정하면, 원통형태와 환형 핵연료의 표면적-용해율간 그래프를 산출할 수 있다. 그 결과는 Fig. 2와 같다. 원통형 핵연료는 표면적 비율이 0으로 줄어들면서 완전 용해되지만, 환형 핵연료는 T_0가 0에 이르는 표면적 비율 0.62에서 완전 용해된다.

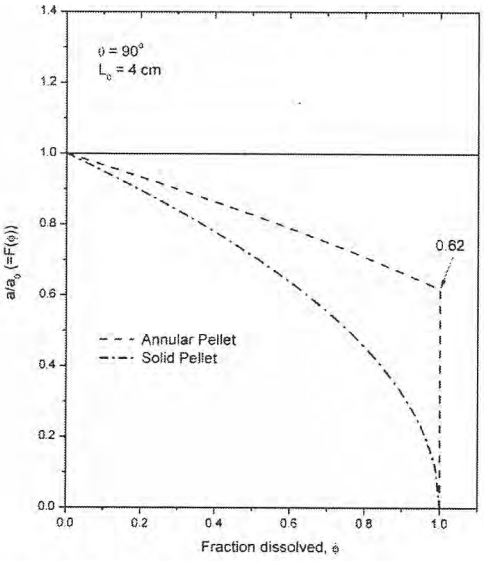


Fig. 2. Dissolved fraction and surface area ratio.

2.3 용해율 평가

본 연구에서 단위 면적당 용해율은 Ohsaki가 제시한 식 10을 활용하였다[2]. 식 8과 식 10을 정리하면 용해율 평가식은 식 11과 같다.

$$IDR = 7.54 \times 10^7 \exp(-7{,}549/T)(C_H)^2 \quad (10)$$

$$\frac{d\Phi}{dt} = \frac{a_0}{W_0} F(\Phi)\left[7.54 \times 10^7 \exp(-7{,}549/T)\right] C_H^2 \quad (11)$$

식 11을 이용하여, 원통형과 환형의 용해율을 평가하였다. HNO_3의 초기 몰농도는 5 mol/dm^{3}를 사용하였다. 평가 결과는 Fig. 3과 같다. 원통형은 54분 만에 완전 용해되고, 환형 소결체는 16분 만에 완전 용해되는 것으로 평가되었다.

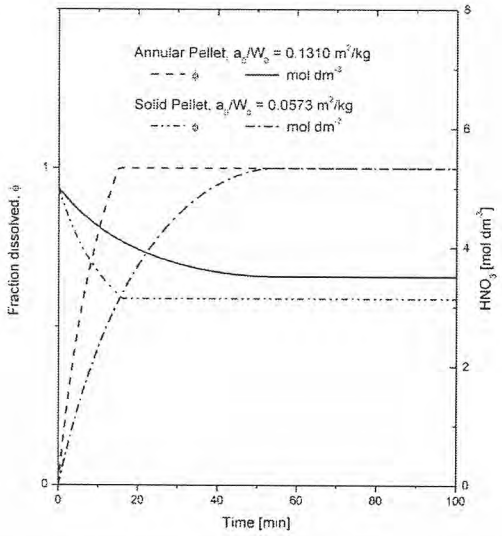


Fig. 3. Comparison of concentrations of HNO_3 and dissolved fractions.

3. 결론

환형 소결체는 완전 용핵 직전까지 높은 표면적을 유지하고 있어 원통형 소결체에 비해 약 3배 정도 용해속도가 빠르다. 이런 특성은 피복관과 질산과의 접촉시간을 줄여 피복관 기계시편 제작에 보다 유리한 환경을 제공할 것으로 생각한다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.324-325, 2009.

[2] An Investigation into Dissolution Rate of Spent Nuclear Fuel in Aqueous Reprocessing, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.41, No.2, pp.126-134, 2004.

조사 지지격자 셀 스프링 특성시험 기술 개발

김도식, 백승제, 유병옥, 주용선, 권인찬, 김기하, 손영준, 전용범, 류우석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
kimds@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 집합체의 노내 연소 중 건전성을 확보하기 위해서는 각 부품들의 전 수명 기간 동안 중요 기능들을 유지하여야 한다. 구성 부품들 중 지지격자(spacer grid)는 사용 중 연료봉을 지지하고, 연료봉 및 안내관의 간격을 유지하며, 냉각재의 혼합성능 보유하여야 한다[1]. 이와 같은 지지격자의 연료봉 프레팅 마모의 최소화, 압력강하량 감소 및 연료봉 휨 방지가 가능한 지지격자의 설계 해석 그리고 수명 말에서의 건전성 평가를 위해서는 지지격자 스프링에 대한 중성자 조사 전·후의 기계적 시험을 통하여 조사특성 자료가 제공되어야 한다. 본 논문에서는 조사 지지격자 셀 스프링의 기계적 특성시험을 위한 시험장비를 개발하고 시험절차를 확립하여 이에 대한 조사 성능시험 기술을 개발하였다.

2. 본론

2.1 시험방법 및 시편

조사 지지격자의 셀 스프링시험은 Fig. 1 및 Fig. 2와 같이 전체 지지격자 중 1×1 셀 및 전체 지지격자를 대상으로 수행하였다. 사용한 시험기는 INSTRON사(Model 8562, 하중=1 kN)의 만능시험기이며, 상온에서 0.5 mm/min의 속도로 설정변위(0.4 mm)까지 1사이클 동안 하중을 부하/제하하여 셀 스프링에 대한 하중-변위 선도를 얻었다. 얻어진 하중-변위 선도로부터 설정변위에서의 최대 스프링력 그리고 스프링 상수를 산출하여 중성자 조사 전/후의 기계적 특성의 변화를 평가하였다.

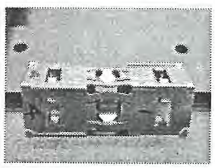


Fig. 1. Grid 1×1 cell spring specimen.

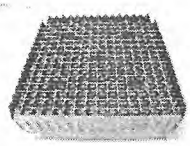


Fig. 2. Grid cell spring specimen.

시험 중 하중 값은 만능시험기에 설치된 로드셀 그리고 변위 값은 액츄에이터에 설치된 LVDT로부터 얻어졌다. 시편을 그립에 안착시키기 위하여 시험 개시 전 4 N의 초기 압축하중을 가한 후 셀 스프링시험을 개시하였다.

2.2 셀 스프링시험용 그립

Fig. 3 및 Fig. 4는 셀 스프링 시험 개념도로서 사용한 그립은 지지격자 시편의 외면을 고정하기 위한 하부 그립(lower grip), 셀 스프링에 압축하중을 작용하는 하중 봉(loading rod)을 고정하기 위한 상부 그립(upper grip)으로 구성하였다. Fig. 3 및 Fig. 4와 같은 시험을 위한 그립을 개발하기 위한 설계 조건은 다음과 같다.

- 하부 그립은 지지격자 1×1 셀 및 전체 지지격자 시편의 외면을 완전히 고정할 수 있어야 하며, 시편이 설치된 하부 그립은 시험기의 액츄에이터에 견고하게 장착되도록 한다.
- 하중 봉은 시험될 셀에 삽입될 수 있는 공차를 가진다.
- 상부 그립은 하중 봉과 접촉하여 셀 스프링에 하중을 안정적으로 전달하기 위하여 환봉과 동일한 곡률을 가진 접촉부를 가지도록 한다.
- 핫셀 내에서 원격조종기에 의한 시편 장착 및 그립 조작의 용이성을 고려하여야 한다.
- 상·하부 그립 및 하중 봉의 재질은 시편의 재질보다 강도 및 경도가 높아야 한다.

하중 봉은 셀 스프링에 하중을 직접 가하므로 스테인리스 환봉으로부터 피복관의 외경보다 0.8 mm 작은 직경을 가지도록 가공하고 경도가 HRC40 이상이 되도록 열처리하여 제작하였으며, 다른 부분들은 알루미늄 합금(Al6061)으로 제작하였다. Fig. 5 및 Fig. 6은 위의 조건을 만족하도록 설계 및 제작한 셀 스프링 시험용 그립을 핫셀 내부에 설치되어 있는 만능시험기에 장착한 사진이다. 하부 그립에 1×1 셀 및 전체 지지격자를 설치/고정하였으며, 시험하고자 하는 셀 스프링에 하중을 부하하기 위한 하중 봉을 삽입한 사진이다. 전체 지지격자의 경우 시험 셀 이외의 셀에는 실제 연료봉과 동일한 직경을 가진 모의 연료봉 삽입한 후 시험을 수행한다.

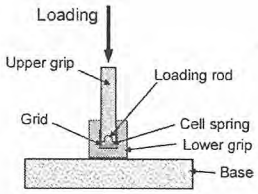


Fig. 3. Schematic of Grid 1×1 cell spring test.

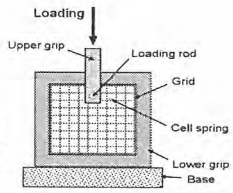


Fig. 4. Schematic of Grid cell spring test.

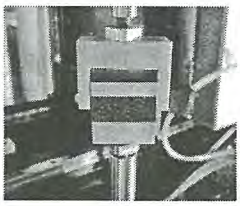


Fig. 5. Grip for grid 1x1 cell spring test in a hot cell.

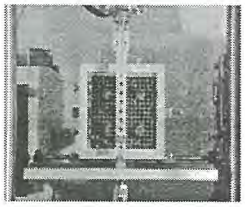


Fig. 6. Grip for grid cell spring test in a hot cell.

2.3 지지격자 스프링시험

비조사 및 조사 중간 지지격자 시편을 대상으로 개발된 시험방법 및 그립에 대한 핫셀 내 셀 스프링 시험을 수행하였다. Fig. 5와 같이 핫셀 내에 설치한 그립에 1×1 셀 스프링 시편을 장착하고 시험을 수행하여 얻어진 하중-변위 곡선은 Fig. 7이다. Fig. 1 에서 보는 바와 같이 1×1 셀 스프링 시편은 16×16 또는 17×17 셀을 가지는 전체 지지격자로부터 1개의 셀을 방전가공기를 사용하여 채취한 것으로서 하부 그립과 시편 사이에 접촉이 안정적이지 못한 경우는 하중-변위 곡선 상에서 하중의 반복적인 증가와 감소를 보인다. 따라서 향후 보다 정확한 시험결과를 얻기 위해서는 1×1 셀 스프링 시편의 채취에 주의를 기울여야 한다. 한편 Fig. 6과 같은 그립을 사용하여 셀 스프링 시험을 수행한 후 얻어진 조사 지지격자 시편에 대한 하중-변위 곡선은 Fig. 8이다. 이 그림에서 하중-변위 곡선은 특이점을 보이지 않고 부드러운 곡선을 나타내고 있다. 그러므로 본 논문에서 개발한 지지격자 셀 스프링시험방법 및 그립은 비조사 및 조사 지지격자에 대하여 적용성을 확인하였다.

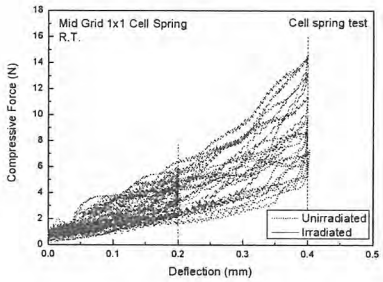


Fig. 7. Results of grid 1x1 cell spring tests

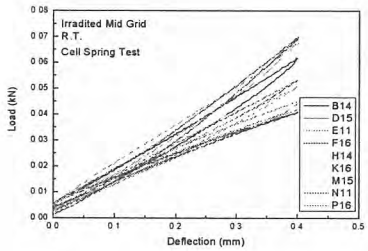


Fig. 8. Results of grid cell spring tests

3. 결론

핵연료 집합체를 구성하는 부품들 중 지지격자의 신규 설계를 위한 해석 그리고 수명 말에서의 건전성을 평가하기 위하여 지지격자 셀 스프링에 대한 중성자 조사 전·후의 기계적 시험 자료가 필수적이다. 지지격자 셀 스프링의 기계적 시험을 위한 시험방법 및 그립을 개발하였으며, 비조사 및 조사 지지격자에 대한 셀 스프링 시험을 수행하여 조사성능시험 기술을 확보하였다.

4. 감사의 글

본 논문은 지식경제부 원자력발전기술사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 관계기관에 감사의 뜻을 표합니다.

5. 참고문헌

[1] 김규태 외 152인, "한국표준원전용 개량핵연료 개발," 한전원자력연료(주), 과학기술부, 2002.

3차원 측정장치를 활용한 경수로용 사용후 핵연료 지지격자 측정기술 구축

주용선, 김길수, 김도식, 백승제, 유병옥, 송웅섭, 진영관, 김기하, 박대규, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989-111
vschoo@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로용 사용후 핵연료는 원자로 로심에서 약 3주기 연소한다. 연소 중에 중성자 조사와 냉각수의 고속 흐름으로 인해 핵연료 집합체의 구조체인 지지격자와 핵연료봉과의 사이에 접촉으로 인한 마모 현상 및 변형이 발생한다. 이러한 발생은 핵연료 집합체의 수명에 절대적으로 나쁜 영향을 주기 때문에 셀의 크기 변화량, 스프링 피치 및 딤플 피치의 변형 관찰 및 크기측정이 절실하게 요구되어 왔다.

본 논문에서는 고방사능을 지니고 있는 지지격자의 셀 크기, 스프링 및 딤플피치를 측정하기 위해서 조사재시험시설(IMEF)의 M5a 핫셀 내부에 설치한 3차원 측정장치를 활용한 시험내용과 결과를 기술하였다.[1,2,3,4]

2. 본론

2.1 3-D 측정장치 개요

3-D 측정장치는 그림 1.과 같이 측정부, 콘트롤러(controller) 및 PC로 구성되어 있다.

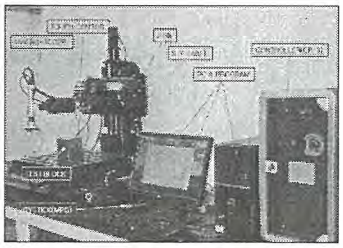


Fig. 1. 3-D measurement system for measuring the cell sizes, springs and dimples of PWR's spent fuel grid.

측정부에는 테이블, 카메라와 접촉식 센서(touch sensor)를 구축하고, 3축 방향 이동 및 회전한다. 지지격자의 크기를 고려하여 3차원 측정장치의 테이블 크기를 300 mmW x 300 mmD 로 하였고, X-축 및 Y-축 방향으로 각각 최대 ±200 mm까지 구동하며, 카메라와 접촉식 센서를 Z-축 상하방향으로 최대 250mm까지 구동하며, 특히 측정 대상물의 내부를 측정하기 위해 접촉식 센서를 360도 회전(U-방향)할 수 있도록 하였다.

핫셀 외부에서 원격으로 구동부를 제어하기 위해 각 축별 방향성을 그림 2.와 같이 표시하였다.

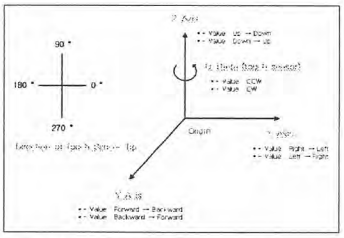


Fig. 2. Design of direction.

3축별 불확도를 작게 하고 정확도를 높이기 위해 스텝 모터(step motor)을 적용하였고, 리미트 스위치(limit switch)는 광센서(photo sensor)를 활용하였다. 측정부의 테이블 상면에는 다양한 종류의 시편을 장착할 수 있도록 홈(groove)을 40mm 간격으로 가공하였으며, 구동부는 선형레일(linear scale)을 적용하였다. 그리고 PC 프로그램에 의한 콘트롤러의 이동량과 구동부의 이동량을 상호 비교 및 확인하기 위해 좌표시스템 장치(coordinator)를 적용하였다.

2.2 지지격자 핫셀 시험

경수로용 사용후 핵연료 지지격자는 그림 3.과 같이 셀, 안내관, 스프링 및 딤플로 구성되어 있다.

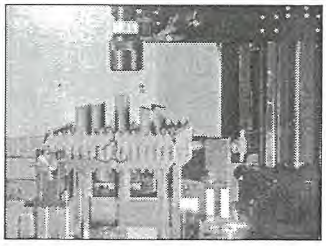


Fig. 3. The view of 3-D measurement for the grid of PWR's spent fuel.

셀 크기, 스프링 피치 및 딤플 피치를 측정하기 위해서 그림 4.와 같이 조사재시험시설의 M5a 핫셀 내부에 설치한 3-D 제원측정장치를 활용하였으며, 촬영 심도(초점거리)가 약 80 mm인 특수카메라(모델명: 5040, 제작사: HIROX)로 그림 3.과 같이 측정하였다.

Fig. 4. The view of 3-D measurement system in M5a hot cell of IMEF.

측정결과는 PC와 연계되어 있는 프로그램 상의 3축의 좌표값과 좌표시스템의 3축의 좌표값을 각각 그림 5.와 같이 비쥬얼 베이직(MS-Visual Basic)으로 작성한 엑셀 프로그램으로 계산하도록 하였고, 표 1.에 측정결과의 일부를 예로 나타내었다.

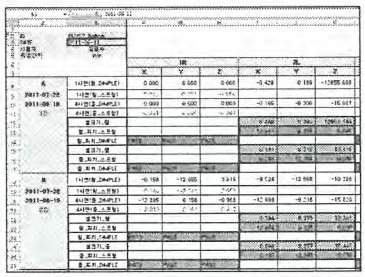


Fig. 5. The view of 3-D measurement program.

Table 1. Measurement results of a grid (sample).

셀/행	측정명	셀/열				
		A	B	C~P	R	S
1	셀크기_횡	9.504	9.491	생략	9.446	9.436
	횡_피치_스프링	12.894	12.835	생략	12.856	12.887
	횡_피치_DIMPLE	PASS	12.881	생략	12.897	PASS
	셀크기_종	9.484	9.463	생략	9.418	9.388
	종_피치_스프링	12.859	12.914	생략	12.809	12.811
	종_피치_DIMPLE	PASS	PASS	생략	PASS	PASS

3. 결론

고방사능을 지니고 있는 경수로용 핵연료 집합체 지지격자의 셀 크기, 스프링 및 딤플피치를 조사재시험시설의 M5a 핫셀 내부에 설치한 3-D 제원측정장치를 활용해 측정하는 기술을 구축하였다. 측정치의 결과를 처리하기 위해 MS사의 비쥬얼베이직(MS-Visual Basic) 프로그램을 구축 및 활용하였으며, 측정치의 정확도는 ±0.01 mm으로 하였다.

본 시험을 통해 획득하는 시험결과는 지지격자의 셀 스프링 및 딤플의 정적 및 동적 하중에 의한 변형을 해석하는데 유익하게 활용할 수 있을 뿐만 아니라, 핵연료 설계에도 중성자 조사 등에 의한 변형을 반영할 수 있을 것으로 사려된다.

4. 감사의 글

이 연구는 지식경제부의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] KAERI-NEMAC/RR-107-93, 과학기술처, 1993.
[2] 하나로 심포지엄, 2004.
[3] 하나로 심포지엄, 2008.
[4] 2011 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문집, pp. 203-204, 2011.

연소후 환형 UO_2 소결체의 450℃ 고온가열 산화시험

김대호, 방제건, 김선기, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

한국원자력연구원에서는 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 초고연소도 고성능 핵연료 과제에서 고출력의 이중냉각 환형핵연료가 개발 중에 있다. 이중냉각 환형 UO_2 핵연료는 기존의 상용 경수로 핵연료에 비해 넓은 열전달 면적과 얇은 소결체 두께의 형상으로 출력밀도 20%이상의 열출력 향상과 핵연료의 온도가 30% 이상 낮아지는 저온의 특성을 갖고 있는 핵연료이다. 이중냉각 환형핵연료의 특징으로 소결체의 변형을 최소화하고 핵분열기체를 현격하게 적게 방출하여 봉내압 등의 안전성이 확보되며, 핵연료의 안전성 기준이 되는 핵연료 용융온도의 충분한 여유를 확보함으로써 안전하고 경제성이 향상되는 고출력의 초고연소도 핵연료이다. 하나로 연구로를 이용한 이중냉각의 환형 UO_2 소결체의 초기연소특성을 검증하기 위해 조사시험이 실시되었고, 한국원자력연구원 조사후시험시설을 이용한 일련의 조사후시험이 진행되었다. 초기연소거동 중 고밀화와 팽윤에 의한 소결체의 변위를 관심으로 집중적인 조사후시험 평가가 진행되었고, 본 가열시험을 통한 저연소도에서의 환형 UO_2 소결체의 안전성을 평가 하였다. 일본 후쿠시마 원전의 사용후 핵연료 저장조 냉각수 유출사고에 따른 사용후 UO_2 핵연료의 산화거동이 초미의 관심사로 대두되고 있다. 공기 중에 노출된 Zircaloy 산화로 인해 수소폭발이 발생하고 노출된UO_2 소결체는 고온의 공기 및 증기상태에서 급격한 산화거동을 보이게 되며 소결체의 건전성을 훼손하게 된다. 노출된 UO_2 소결체는 연속적인 산화를 거쳐 공기 중에 비산하게 되어 주위의 오염이 불가피하게 된다. 일반적으로 연소후 UO_2 소결체는 U_4O_9을 거쳐 U_3O_8으로 완전 산화과정을 격게 된다. 연소후 환형 UO_2 소결체의 고온가열 산화시험을 통해 핵분열기체 방출거동을 평가하였고, 전자주사현미경을 통한 미세조직의 변화를 관찰하였다. 이는 상대적으로 접촉면적이 넓은 환형 UO_2 소결체의 안전성을 평가하고 최적의 소결체 개발기술 확보에 활용될 예정이다.

2. 본 론

2.1 산화시편 및 시험 조건

2.1.1 산화시편

하나로 연구로를 이용한 이중냉각의 환형 UO_2 소결체의 초기연소특성을 검증하기 위해 조사시험이 2008년 11월부터 2009년 4월말까지 EFPD 93.81에 걸쳐 실시되었고, 한국원자력연구원 조사후시험시설(PIEF)을 이용한 일련의 연소후시험이 진행되었다. 연구로에서 조사된 이중냉각 환형 UO_2 소결체는 Table 1.과 같이 90%TD, 93%TD, 96%TD, 98%TD 및 98%(L)TD의 5종류이며, 연소도는 8,120 MWd /MTU와 10,900MWd/MTU 두 종류이다. 산화시험에 사용된 소결체는 8,120 MWd/MTU의 평균연소도를 갖는 90%, 93%, 96%이며, 10,900 MWd/MTU의 평균연소도를 갖는 98%, 98L%이다. 여기서 98L% 소결체는 환형 피복관의 Gap 간격을 줄여 소결체의 Stress 변화를 관찰하기위해 두께가 약간 증가시킨 소결체이다. 가열시편은 두께가 2mm정도임을 감안하여 횡방향의 전부위를 사용하였으며 200mg ~ 300mg 정도 소결체 고형형태를 사용하였다.

Table 1. 시험 소결체 재료 및 제원.

구 분	제 원	비 고
분말 및 농축도	IDR 2.67%	
밀 도	90, 93, 96, 98 %	96%는 상용
외 경 내 경· 길 이	14.62 mm 10.28 mm 8.5 mm	
결정립 크기	5 ㎛m 이상	상용
O/U 비	2.0±0.01	
불순물 농도	상용소결체 기준시방 기준	

2.1.2 산화시험 조건 및 방법

한국원자력연구원 사용후시험시설(PIEF) 9405 Hotcell에 설치되어 있는 사용후 핵연료 고온가열시험장비(Post-irradiation Annealing Apparatus, PIA)를 이용하여, 연소후 환형 UO_2 소결체 5종류에 대한 450℃ 고온가열 산화시험을 실시하였다. 산화시험을 통하여 시간에 따른 실시간 핵분열기체 방출거동을 분석하고, 산화조건에서의 이중냉각 환형 UO_2 핵연료 특성자료를 생산하였다. 가열시험조건은 Table 2.와 같으며, 실시간 방출되는 Kr-85는 FHT8000의 베타계측기를 이용하여 60 sec 간격으로 측정하고 이와 병행하여 동시에 NaL 감마계측기로 측정하였다. 측정된 핵분열기체 Kr-85는 시편의 연소전 밀도와 결정립크기를 기준으로 연소후 밀도변화와 결정립크기변화를 고려하여 Kr-85의 방출거동을 평가하였다. 산화시험 이후 SEM 시편을 제작하여 미세조직을 관찰하였다. 산화시험후 미세조직은 연소후 시편과 비교하여 조직의 특성을 Kr-85 방출거동과 비교평가하였다.

Table 2. 고온가열 450℃ 산화시험 조건.

시 편	시편량 (g)	Holding Time	Helium mℓ/min	STDmℓ/ min-Air	비고 (연소도, MWd/kgU)
90%TD	192	10℃/min 승온 후 4 hrs	100	50	8.12
93%TD	360				8.12
96%TD	290				8.12
98%TD	340				10.90
98%(L)TD	280				10.90

2.2 고온 산화시험 결과

2.2.1 산화시편의 Kr-85 방출거동

고온가열 산화시험 시 방출된 Kr-85의 실시간 방출거동은 소결체의 연소전후 밀도평가 및 결정립 성장결과를 반영하여 초기연소도에서 갖는 산화특성을 비교하였다. 연소후 결정립 크기의 경우 제조시 시편의 결정립크기 보다 성장하였다. 이는 UO_2 소결체 Kr-85의 방출거동에 영향을 미치게 한다.

시편의 450℃ 산화가열시 90%TD를 갖는 시편의 경우 Kr-85의 방출은 2시간 유지후부터 시작되었으며, 93%TD 시편은 약 1시간 유지후 급격한 방출거동을 보였다. 96%, 98% 및 98L%의 밀도시편은 약 30분 유지후부터 서서히 산화되어 4시간에 걸쳐 완만한 Kr-85의 방출거동을 보였다. 상용 핵연료에서 사용되는 96%TD시편에서 Kr-85의 가장 적은양이 측정되었다.

Kr-85의 방출량은 Table 2.와 같이 96%TD의 시편을 100% 방출기준으로 각각의 방출결과를 나타내었다. 시험결과 연소도를 고려하면 96%, 98%, 98L%TD 시편의 Kr-85 방출량은 거의 유사한 산화거동을 보이는 반면 90%TD 시편의 경우 약 2.4배의 방출거동을 보였다. Fig. 1.에서 보는 것과 같이 낮은 밀도의 시편에서 핵분열기체의 방출속도가 높은 밀도 시편에 비해 빠른 방출거동을 보이며, 밀도가 높은 시편이 안정된 방출속도를 보임으로써 밀도가 낮은 시편보다 안정적인 산화거동을 보이고 있다.

Table 3. 산화시편의 밀도, 결정립크기 및 Kr-85방출량.

Specimen	연소후 밀도	결정립크기		Kr-85 방출량	BU MWd/kgU
		연소전	연소후		
90%TD	98.1	2.70	3.32	237.5 %	8.12
93%TD	98.1	2.90	2.25	175 %	8.12
96%TD	96.1	8.6	10.60	100 %	8.12
98%TD	97.9	8.7	11.41	105 %	10.90
98%TD(L)	97.9	8.7	12.49	110 %	10.90

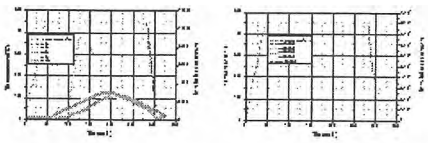


Fig. 1. 연소후 환형 UO_2 소결체 산화시편의 Kr-85 방출거동.

2.2.2 가열시편의 미세조직 변화

연소후 환형 UO_2 소결체의 고온가열 산화시험후 미세조직의 관찰을 통하여 결정립의 변화정도 평가와 결정립 표면에서의 산화에 따른 핵분열기체 방출거동을 예측할 수 있다. 이는 핵연료의 고온 산화조건에서 시간에 따른 소결체의 변화를 확인할 수 있으며 핵분열기체의 방출경로 등의 연구에 적용된다.

Fig. 2.는 연소후 각 시편의 산화시험후 미세조직이다. 저연소도의 특성상 모든 시편에서 유사한 산화거동을 보였다. 90%TD 시편의 경우는 산화에 따른 완전 분말화가 되지 않은 특징을 보이고 있으나 관찰결과 대부분의 산화가 진행된 것으로 나타났다. 저연소도에서 핵분열생성물이 작게 만들어진 이유로 연소전 UO_2 소결체의 고온 산화거동과 유사한 결과를 확인하였다.

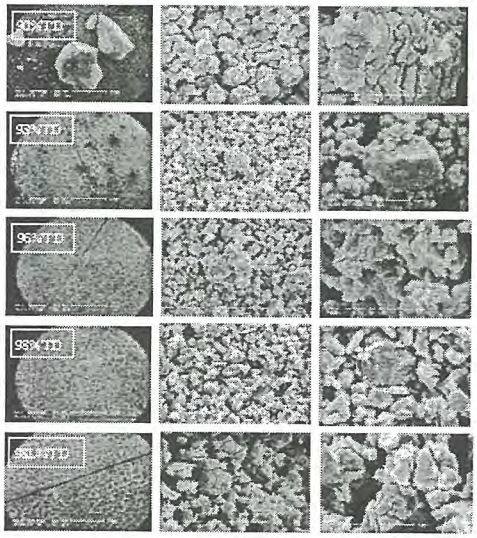


Fig. 2. 연소후 환형 UO_2 소결체 시편의 산화시험후 미세조직.

3. 결 론

이중냉각의 환형 UO_2 소결체는 초고연소도 고성능의 핵연료 적용을 위해 원천기술개발 차원에서 연구개발 중에 있다. 저연소도 연소후 환형 UO_2 소결체의 450℃ 산화시험을 통하여 각 시편별 핵분열기체의 방출거동과 미세조직의 변화 관찰 등의 안전성 평가를 수행하였다. 시험결과 4시간 안에 대부분의 소결체가 산화되는 것을 확인하였으며 핵분열기체 Kr-85의 시간에 따른 방출거동을 확인하였다. 핵연료의 공기중 고온상태에서 소결체가 노출되었을시 UO_2 소결체의 산화거동평가에 활용할 수 있을 것으로 판단된다. 이후 30,000 MWd/MTU의 중간 연소도 연소시험을 통하여 이중냉각의 환형 UO_2 핵연료의 고온산화에 따른 안전성을 확인할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 고연소도 큰결정립 UO_2 사용후 핵연료의 고온산화시험 특성, 한국방사성폐기물학회 2008년 춘계학술발표회.

우라늄 용해용 고주파가열장치에서 흑연으로 비수냉 코일 적용 연구

김창규, 양재호, 장세정, 이윤상, 박종만
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
ckkim2@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 고주파가열코일은 냉각수를 관형태의 코일 내부를 흘려 냉각시키며 고주파 전류로 유도가열하여 용해 및 주조 작업을 한다. 그러나 이러한 방법은 우라늄, 티타늄과 같이 반응성이 매우 큰 금속을 용해할 경우 관의 파열에 의해 물이 새어나와 폭발할 경우 대형 사고가 발생할 수도 있고 또한 물은 중성자 감속효과가 커서 핵임계 사고를 유발할 수 있는 가능성을 높여준다. 코일을 graphite 재질로 만들고, 진공 챔버 장착된 동 재질의 전력 공급 판 또는 봉(Bus bar)을 하여 고주파 전기를 공급하여, 진공챔버 내에는 냉각수를 사용하지 않는 고주파 가열 용해주조 장치이다. 흑연은 전기 저항이 커서 자체 발열이 일어나지만 불활성 분위기에서 3000℃ 이상 고온까지 잘 견디고 용융이 되지 않기 때문에 바로 도가니 가열 원으로 사용할 수 있다. 일반적으로 단열재를 코일과 도가니 사이에 설치하지만 코일 외부에 설치하여 흑연 코일에서 저항으로 발생되는 열을 사용할 수 있다. 본 연구에서는 흑연으로 제조된 코일을 진공유도가열로에 설치하여 발열 거동을 관찰하여 흑연재질로 비수냉 코일로 적용 가능성을 고찰하였다.

2. 고주파 전기 흐름의 특성

고주파 전류가 흐르게 되면 표피효과(Skin Effect)와 근접효과(Proximity Effect)에 의해 직류전류가 흐를 때보다 저항이 증가하게 된다. 표피효과란 고주파 전류가 도체의 표면부근으로 집중해서 흐르는 현상이다. 표면전류의 1/e(36.8%)이 흐르는 깊이를 표피두께(Skin Depth) 또는 침투깊이(Penetration Depth)라고 한다. 표피두께는 다음과 같은 식으로 구할 수 있다.

$\delta = 2\rho/\mu\omega = 503.3\ \rho/\mu_r f$ [m] (1)

여기서 ρ는 저항율[Ωm], μ_r은 비투자율(Relative Permeability), f는 주파수이다. 코일에 흐르는 전류와 피가열물에 흐르는 전류는 반대방향이기 때문에, 양전류의 통로간을 관통하는 자속이 적은 쪽이 전류는 흐르기 쉽다. 따라서 전류는 서로 접근한 곳에서 많이 흐른다. 이 현상을 근접효과라고 부르고 있다.

흑연은 전기저항은 400~800 μΩm로 동의 전기저항 1.58 μΩm보다 약 300 배 크다. 그러나 식 (1)에 의하여 전류 침투깊이가 거꾸로 약 300 배 커서 전류가 동보다 넓게 퍼져 흐르게 될 것이다. 본 원리에 의하면 코일 전반에 걸쳐 전류 흐름에 대한 저항열 발생량 증가는 전기저항 값의 비율처럼 그렇게 매우 크지 않을 것으로 생각된다.

3. 단열재 층 제거에 효과 고찰

단열재를 일반적으로 코일과 피가열체 사이에 설치했으나 흑연 코일의 경우에는 코일 바깥에 설치하여 코일을 전기저항 가열로의 발열체 기능을 하도록 하는 것이다. 단열재를 제거하면 피가열체의 외면과 코일 내측과 더욱 가까워져서 유도 효율이 더욱 커져서 유도 가열 효율이 증대되는 장점이 있다.

코일과 피가열체의 형상에 따라 출력 효율이 다르다. 코일과 피가열체를 그림 1와 같이 가정하고 그림 2에서 코일의 내경 대한 길이의 비율과 피가열체의 직경과 코일의 내경 크기비율(a_0/b_1)에서 C_1 값을 얻는다. C_1 값에 피가열체의 저항값과 비투자율 값을 곱한 값의 평방근 ($\sqrt{\rho_2\mu_2}$)을 곱하여 C_2 값을 구한다. 피가열체 물질의 전기 및 자성 특성과 주파수에서 전류침투깊이 d_2를 계산해 낸다. 그림 3에서 피가열체의 직경에 대한 전류침투깊이 비율 값(a_0/d_2)을 계산하여 근접하는 곡선을 선정하고 C_2값에 해당하는 지점에서 출력분율을 최종적으로 얻을 수 있다. 피가열체의 직경이 코일의 내경과 약간 작을 정도까지 커지면 C_1값이 커지고 따라서 C_2 값이 커져서 효율이 향상됨을 알 수 있다. 또한 a_0/d_2값이 커져서 보다 높은 효율 영역에 있는 곡선에 해당되어 효율이 증대됨을 알 수 있다. 총체적으로 보면 공급된 고주파 전류가 유도되는 열과 또는 공급 중에 발생되는 저항

열을 모두 사용함으로 기존방식보다 열효율 면에서 오히려 효과적일 것으로 생각된다. 또한 흑연 코일은 제작이 쉽고 가격도 다른 고온재료 Mo나 W과 비교하여 저렴한 장점이 있다.

4. 흑연 코일 가열 시험

일반 형태의 고주파가열장치에 Cu 코일 대신에 흑연 코일을 대체하고 코일, 흑연 felt 단열재, 흑연도가니의 온도를 시간별로 측정하였다. 온도 700 ℃도 이하에서는 코일의 온 상승이 가장 빠르고 다음이 중간 흑연단열재 그리고 심부 흑연도가니에서 온도가 가장 늦게 상승되었다. 온도가 낮을 경우에는 대류 및 복사에 의한 열손실 효과가 적어 온도가 먼저 올라갔으나 약 900 ℃이상에서는 흑연 단열재가 보온 역할을 하여 심부의 도가니가 계속하여 온도 상승되는 현상을 보였다. 본 결과로부터 코일 내부 공간 보다 훨씬 작은 도가니에 전류가 유도되어 상당히 가열되어 금속을 용융할 있는 온도까지 가열이 가능함을 보였다. 도가니를 중간 층 단열체 직경 정도의 도가니를 사용하면 보다 더 효율적으로 가열할 수 있을 것으로 판단된다. 여기에 코일 외부에 단열체를 설치하면 코일 내부 공간에 거의 균질하게 높은 온도까지 가열하여 효과적으로 금속을 용융하여 주조를 할 수 있을 것으로 생각된다.

5. 결론

비수냉 코일로 흑연 재료가 융점이 매우 높아 저항 발열을 도가니 가열에 동시 사용할 수 있어 우라늄 용융에 가능할 것으로 생각된다. 전기전도도가 낮은 단점은 고주파 전류 표피 가열효과에서 통전 효율이 지극히 나쁘지 않을 것으로 판단되며 피가열 도가니가 유도 가열 코일에 가깝게 설치되므로 유도가열 효과가 좋을 것으로 검토되었다. 또한 흑연은 비교적 저렴하고 가공도 잘되므로 경제적이다.

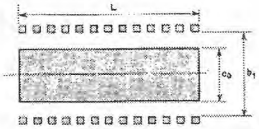


Fig. 1. 코일과 피가열체 형상.

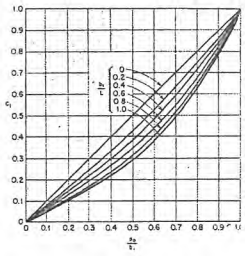


Fig. 2. C_1을 값을 얻는 관계도.

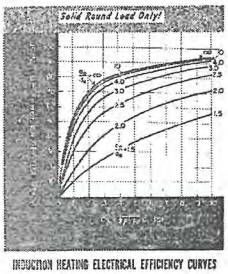


Fig. 3. 출력 효율을 유추하는 관계도.

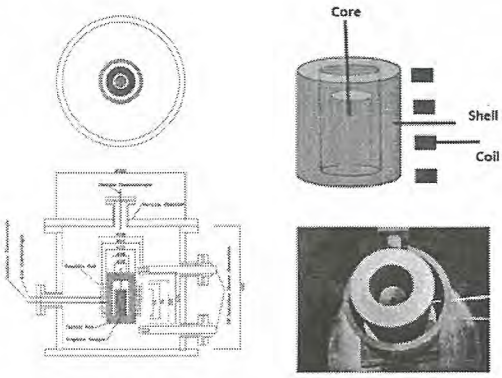


Fig. 4. 고주파 가열 장치 및 부품 배치 개념도.

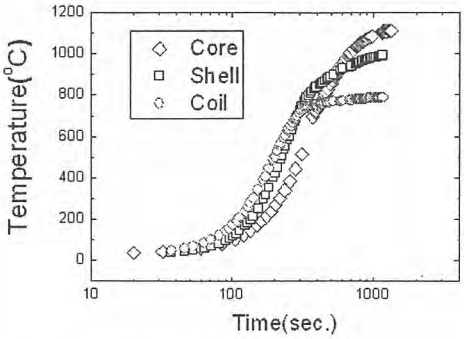


Fig. 5. 각 위치별 고주파가열에 의한 온도 변화.

U-Zr 금속핵연료내의 제논기체 확산거동 측정연구

김희문, 김성렬, 박광헌*, 이종탁, 송웅섭, 백상열, 이찬복, 안상복
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동
hkim1211@kaeri.re.kr

1. 서 론

핵연료내의 핵분열생성물중 기체 또는 휘발성 핵종들이 핵연료봉내로 방출하면서 온도 및 내압을 증가시켜 연료봉의 건전성을 저하시킨다. 따라서 핵분열기체의 확산거동을 연구하므로서 보다 나은 핵연료를 개발할 수 있다.

핵연료내 기체확산은 표면확산, 격자확산, 기포확산, 그리고 결정립내와 결정립계에서의 확산등 여러가지가 있으며 외적인 요인으로는 온도, 첨가물, 산화정도, 연소도 그리고 분위기에 따라 다양한 거동을 보인다.

현재까지 고속로에서 사용하는 핵연료에는 MOX 핵연료 또는 금속핵연료를 사용하고 있다. 특히 금속핵연료는 주로 U-Zr과 TRU를 혼합한 핵연료를 사용하며 국내에서도 SFR 핵연료개발에 있어 금속핵연료에 대한 개발이 이루어지고 있다.

본 연구에서는 조사된 U-Zr 핵연료내 발생하는 핵분열 생성물중 기체의 확산에 관심을 가지고 기체원자의 격자내의 확산거동을 알아보고자 하였다.

2. 본 론

2.1 시편 제작

U-Zr(5%), U-Zr(10%) 그리고 U-Zr(15%) 3종류의 핵연료 시편을 그림-1과 같이 각각 3개씩 제작하였다. 표-1와 같이 시편의 제원을 나타내었다.

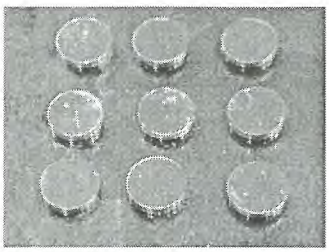


Fig. 1. U-Zr samples (top : Zr-5%, middle : Zr-10%, bottom : Zr-15%).

2.2 중성자 조사

핵연료 시편을 하나로에 조사시키기 위해 그림-2와 같이 캡슐과 조사용기를 이용하여 하나로 연구용 원자로에 16분 조사시켰다. 이때 캡슐내의 분위기는 조사중 산화를 막기위해 헬륨 1.2기압으로 하였다.

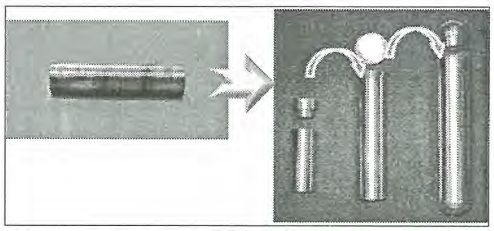


Fig. 2. Sample capsule(left) and triple irradiation container(right).

2.3 고온가열시험

핵연료 시편을 가열하여 방출되는 Xe-133 기체를 포집하기 위해 그림과 같이 장비를 구축하였다. Xe-133의 측정에너지는 81 keV이고 극저온에서 제논자체를 고체화시켜 포집하는 방식으로 하였으며 HPGe 측정기를 사용하여 매 1 hr당 누적 방사능량을 측정하였다. 온도는 640℃(10시간), 700℃(8시간), 800℃(6시간)으로 연속가열을 하였고 분위기는 헬륨으로 실시간 100 ml로 흘려주었다.

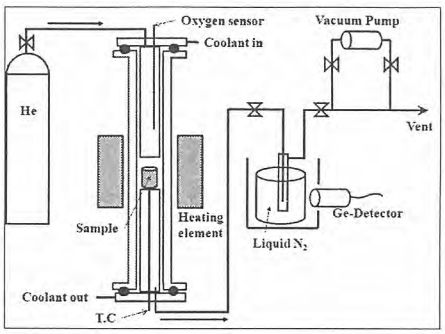


Fig. 3. Layout of anealing/filtration system.

Table 1. Properties of samples.

시편명	직경(mm)	두께(mm)	무게(g)	Zr 함량(%)
11F-04K	5.883	0.986	0.44844	5
11F-05K	5.845	0.9435	0.4189	5
11F-06K	5.813	0.9036	0.40123	5
11F-07K	5.68	0.9978	0.38502	10
11F-08K	5.756	0.9906	0.39688	10
11F-09K	5.885	0.9712	0.4118	10
11F-10K	5.895	1.0262	0.41312	15
11F-11K	5.98	1.0462	0.43629	15
11F-12K	5.94	0.9218	0.37911	15

2.4 결 과

상기 준비된 시편중 마지막 11F-12K는 아직 실험중에 있으며 나머지 8개 시편의 고온가열에 의해 방출된 Xe-133 기체를 극저온 포집하여 시간에 따라 누적량을 측정한 결과를 방출률(f)로 계산하여 시간에 따른 제곱값으로 그래프를 그렸다.(그림-4 참조)

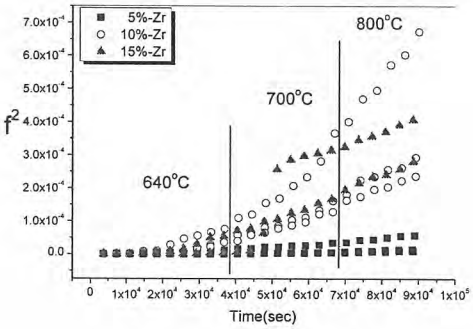


Fig. 5. fractional release of samples (f^2.vs.t).

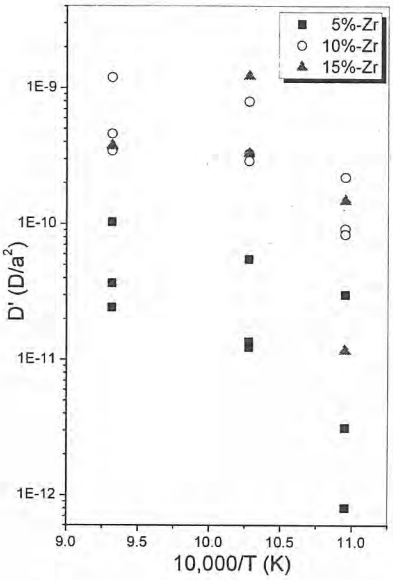


Fig. 6. Diffusion coefficients of samples.

시편의 제원이 동일하다고 볼때 Zr 함량이 클수록 각 온도에서 방출량이 커짐을 알 수 있으며 각 시편의 700℃ 에서의 방출률이 커서 그림에서 보듯이 확산계수의 온도에 대한 선형적인 거동에서 초과값을 보이고 있다.

3. 결론

U-Zr 금속 핵연료에 대한 제논 기체원자확산에 대해 고온가열방법을 이용하여 시험을 수행하였다. Zr 함량에 따라 방출량이 증가함을 알 수 있었으며 상변태에 의한 확산계수의 값이 선형적으로 나타나지 않았다. 따라서 격자구조의 변화로 인해 제논이 이동할 수 있는 결함구조 또는 농도가 달라진 것으로 본다.

4. 참고문헌

[1] Gerald L. Hofman. et al,'Swelling Behavior of U-Pu-Zr Fuel", Metallurgical Trans. A, vol. 21A, pp.516-528, 1990.

[2] Hj.Matzke,'Gas release mechanisms in UO_2-A critical review.', Radiation Effects, 53, pp.219-242, 1980.

[3] H.Kim, et al,"Xenon Diffusivity in Thoria-Urania Fuel.", Nuclear Technology, 147, pp.149, 2004.

이중냉각 및 원통형 핵연료 연구로 동시 조사시험 기술

김대호, 방제건, 김선기, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

경수로 핵연료의 초고연소도 및 고성능을 추구하는 연구개발이 세계적인 추세로 수행 중에 있다. 한국원자력연구원에서는 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 초고연소도 고성능 핵연료과제에서 핵연료 원천기술 확보차원의 고출력 이중냉각 환형핵연료가 개발 중에 있으며, 이와 병행하여 기존의 원통형 UO_2 핵연료의 기능적 특성을 향상시키는 소결체 소재개발이 진행 중에 있다. 이중냉각 환형핵연료는 고출력의 원자로를 구성하는데 효과적인 저온의 핵연료로써 원자로 출력증강의 대안으로 주목받고 있다. 이러한 종류의 세라믹형태 핵연료 개발은 SFR, SCWR 등 GEN-IV원자로 개발에 관심사항으로 대두되고 있으며 후쿠시마 원전사고이후 안전성 문제가 대두되면서 보다 안전한 핵연료로 주목받고 있다. 또한 정부의 원전수출전략으로 SMR을 대두시킴으로써 산업체 및 연구기관은 다양한 소형의 일체형 모듈 원자로에 관심이 집중되고 있다.

현재 개발 중인 이중냉각 환형 UO_2 핵연료는 경수로를 대상으로 연구가 진행 중에 있으며, 이중냉각의 구조특성을 반영한 소결체의 초기연소특성을 검증하기 위해 1차 연구로 조사시험이 완료되어 우수한 결과를 확인하였다. 고출력의 이중냉각 환형핵연료는 기존의 원통형 핵연료에 비해 넓은 열전달 면적과 얇은 소결체 두께의 형상으로 출력밀도 20%이상의 열출력 향상과 핵연료의 온도가 30% 이상 낮아지는 저온 핵연료이다. 이중냉각 환형핵연료의 특징으로 소결체의 변형을 최소화하고 핵분열기체를 현격하게 적게 방출하여 봉내압 등의 안전성이 확보되며, 핵연료의 안전성 기준이 되는 핵연료 용융온도의 충분한 여유를 확보함으로써 안전하고 경제성이 향상되는 고출력의 초고연소도 핵연료이다.

기존 상용 경수로원전에 사용되고 있는 원통형 핵연료의 PCMI(pellet-clad mechanical interaction)에 의한 손상에 대응하기 위해 기존 상용 소결체보다 30%이상의 creep 특성이 향상된 가소성 소결체를 개발하고 있다. 이는 기존의 고연소도 핵연료의 기계적 취약성을 보완하여 안전성과 경제성을 향상시킨 소결체이다. 현재 진행되고 있는 이중냉각 환형 UO_2 소결체와 가소성의 원통형 UO_2 소결체를 하나의 조사시험용 리그에 장착하여 하나로 OR-4 조사공에서 조사시험을 진행하고 있다.

2. 본 론

2.1 동시 조사시험 기술

2.1.1 조사시험 개요

동시조사험의 조건은 정상가동조건에서 두종류의 시편이 유사한 연소도를 목적으로 하고, 핵연료의 특성과 구조에 따라 출력위치를 결정하게 된다. 이중냉각 환형 UO_2 소결체와 가소성 원통형 UO_2 소결체는 하나의 무계장리그(하이브리드 핵연료 조사시험용 무계장리그)에 장전되어 하나로 OR-4 조사공에서 조사시험을 수행하게 된다.

이중냉각 환형 UO_2 소결체와 원통형 가소성 UO_2 소결체의 하나로 조사시험은 정상 가동 조건에서 OR-4 시험공을 이용하여 조사시험을 수행하며 하나로 조사 조건은 다음과 같다.

- ○ 조사공 : 하나로 OR-4 조사공
- ○ 이중냉각 환형 UO_2 시험 핵연료봉 선출력
  - 평균선출력 : 1007.5 W/cm, at CAR 450mm
  - 최대 국부 선출력(Hot Spot) : 1166.8 W/cm
- ○ 원통형 가소성 UO_2 시험 핵연료봉 선출력
  - 평균선출력 : 505.0 W/cm, at CAR 450mm
  - 최대 국부 선출력(Hot Spot) : 577.3 W/cm
- ○ 냉각수 유량 : 10.015 kg/s (at 209 kPa)
- ○ 냉각수 압력 : 0.4 ㎫
- ○ 목표 연소도 : ~ 30 MWD/kgU(EFPD 530 Day)
- ○ 조사 기간 : 2011. 9 ~ 2014. 7.

2.1.2 조사시험 시편 및 무계장 리그

조사시험용의 두 종류 UO_2 소결체 시편은 환형 형태와 원통형 형태의 소결체로 목표연소도 30 MWd/ kgU을 위해 $2.67^{w/o}$의 농축도를 갖는다. 목표연소도 달성을 위해 대략 530 EFPD가 소요될 것으로 판단된다. Table 1.은 두 종류시편의 UO_2 소결체 제원이다. 참고로 원통형 UO_2 소결체는 출력제어를 위해 Hafnium Shield를 사용하였다.

두 종류의 시편은 각각 이중냉각 환형 시험봉과 원통형 시험봉에 장입하여 무계장리그에 장전하게 된다. 이때 시편의 시험목적에 부합하도록 하나로 출력위치를 결정하고 연소조건을 맞도록 Fig. 1.과 같이 배치하였다.

Table 1. 두 종류의 시험 소결체 재료 및 제원.

구 분	환형 UO_2 소결체	가소성 UO_2 소결체	비 고
농축도(w/o)	2.67	2.67	IDR
Type	환형 (이중피복)	원통형 (단일피복)	
외경(mm)	14.10 ± 0.03	8.192 ± 0.013	
내경(mm)	9.64 ± 0.03	-	
두께(mm)	2.23 ± 0.05	-	
길이(mm)	8.5 ± 0.6	9.83 ± 0.64	
밀도(%TD)	97 ~ 98	96	
무게 (g)	7.8 ± 0.2	5.4 ± 0.2	
결정립(㎛)	5 ㎛이상		상용 기준
O/U 비	2.0±0.01		
불순물 농도	상용기준	2500ppm 이하	
수량(ea)	6	5	
Stack Length(mm)	51.0	49.15	오차 감안

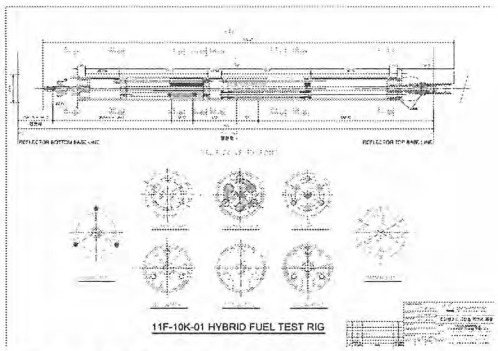


Fig. 1. 하이브리드 핵연료 조사시험용 무계장리그 및 배치.

2.2 조사시험 분석

2.2.1 출력 및 연소도 분석

예상되는 하나로 노심조건을 고려하여 안전성 평가를 위한 선출력을 계산하고, 안전성 평가에 적용될 한계선출력을 산출하였다. 아울러, 예상되는 조사시간중에 연소도를 분석하였다.

○ 선출력 분석결과

- 상단 환형 시험핵연료: 최대선출력 1167 W/cm
  한계선출력 1207 W/cm
- 하단원통형시험핵연료: 최대선출력 577.3 W/cm
  한계선출력 652.4 W/cm

○ 연소도 분석결과

- 계획된 연소도 30,000 MWd/MTU를 기준으로
  - 상단 이중냉각 환형 시험핵연료 : 429.4 EFPD
  - 하단 가소성 원통형 시험핵연료 : 529.4 EFPD

2.2.2 조사시험 리그 분석

본 하이브리드 핵연료 조사시험용 무계장리그 구조는 이중냉각 환형 UO_2 핵연료의 특성에 따라 냉각수의 내.외부 유로공간이 확보되어야 하는 외형적 구조특성이 필요하고 조사시험용 리그 내에 연료봉의 안전한 장착이 보장되어야 한다. 아울러 동시에 장착될 가소성 원통형 UO_2 핵연료가 냉각수 유동의 간섭이 발생하지 않도록 두 개의 cooling block 유로가 정렬되어야 한다. 하나로의 선출력 조건을 만족시키기 위한 온도계산 결과를 반영하여 cooling block의 연료봉 수접면적이 계산되었으며 이를 시험봉집합체 설계에 반영하였다. 또한, 연료봉의 용접과 리그내의 냉각수 유로간섭이 발생하지 않도록 설계하는 것이 중요하고 각각의 구조에 따른 진동 등의 수력적 분석이 필요하다. 이중냉각의 내.외부 이중유로채널과 원통형의 단일유로채널이 동시에 확보되도록 설계 제작된 무계장리그는 노외 수력적 특성시험을 통하여 하나로 양립성을 확인하였다.

2.2.3 조사시험 안전성 분석

하나로 조사시험을 위한 안전성 평가는 선출력 및 연소도 분석이 선행되고 이에 따른 열수력 해석과 시험연료봉의 안전성 확인을 위해 FRAPCON, DUOS, MATRA, AVAQUS 등 성능평가가 수행되었다. 각각의 연료봉에 대해 정상상태/제어봉 인출/펌프축고착시에 대한 평가를 수행하였다. 분석결과 펌프축고착사고에서 최대온도가 하나로의 ONB 제한온도조건이 125℃인 118℃로 확인되었다.

3. 결 론

하나로 OR 조사공 내부구조물과의 양립성이 유지되고 하나로 안전조건과 장기간의 조사기간 동안 기계적 건전성이 확인된 조사시험용 무계장리그를 적용하였다. 이중냉각의 내.외부 이중유로채널과 원통형의 단일유로채널이 동시에 확보되도록 적용하였으며, 노외 수력적 특성시험을 통하여 하나로 양립성을 확인하였다. 이중냉각 환형 UO_2 핵연료와 가소성 원통형 UO_2 핵연료의 서로다른 형태의 이종 핵연료를 하나의 무계장 리그에 장전하여 동시에 조사시험을 실시함으로써 하나로의 조사공 이용률을 극대화하는 확장기술로 적용되었다. 핵연료개발에 있어 다양한 형태의 연구로 동시 조사시험의 가능성을 확인하는 기회가 될 것으로 판단된다. 이후 핵연료의 개발에 따른 하나로 조사시험에 있어 효과적인 조사시험이 가능하도록 참조기술로 활용되기를 기대한다.

4. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 경수로용 이중냉각 환형핵연료 하나로 조사시험 기술, 2009년 하나로심포지움.

[2] 김대호 외,. 하나로 선출력 제어를 위한 하프늄 분석 및 가공기술 연구, 한국원자력학회, 2002 추계학술발표회 논문집.

중성자 조사재료/핵연료 열확산도 시험 시스템 구축

박대규, 안상복, 주용선, 백상열, 유병옥, 백승제, 류우석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
dgpark1@kaeri.re.kr

1. 서 론

근래에 한국형 신형 원자로 개발과 수출 형 연구용 원자로 개발 관련하여 원자력 재료 및 핵연료의 열 물성 시험요구가 증대 되고 있다. 따라서 한국원자력연구원은 이들의 시험요구 증가에 부응하여 조사된 원자력 재료 및 핵연료의 열 물성 시험 시스템 구축을 수행하였다. 열 물성 시험 항목은 열전도도, 열확산도, 밀도, 비열, 열팽창률을 지칭한다. 열전도도는 일반적으로 열확산도, 밀도, 비열값을 이용한 계산식에 따라 구하므로 기 구축된 밀도 조사후 시험을 제외한 새로운 열물성 시험 항목으로 열확산도 시험 시스템을 선정하였다. 조사재료의 열확산도 시험 시스템 구축은 방사성 시료를 수용할 수 있는 시험장비 구축[1]과, 시험 준비 및 시험수행을 용이할 수 있도록 하는 방사선 차폐 시험시설을 필요로 한다. 이러한 방사선 차폐 시험시설은 통상적으로 핫셀이라 불리는 강한 감마선 방사선을 차폐하는 시설과 소량의 방사성 시료를 취급하여 시험을 수행하는 차폐 그로브 박스를 이용하는 방법이 있다. 열확산도 시험 특성상 소량의 방사성 시료를 취급하며 또한 핫셀 에서 수행하기 어려운 시험장비의 유지 보수 및 시험기의 운전 성 등을 고려하여 차폐 그로브 박스로 방사선 차폐 시설을 구축하도록 결정 하였다. 따라서 본 연구는 차폐 그로브 박스 설계 제작 및 운영 시 요구되는 설계 요구사항 및 세부 설계 결정사항과 제작된 차폐 그로브 박스에 관해 논한다.

2. 본 론

2.1 그로브 박스 설계고려 요구사항[2]

미국 그로브 박스 협회 기술위원회에서 발간된 "Guideline for gloveboxes"에서 제시된 요구사항을 요약하면 다음과 같다.

■ 그로브 박스 shell
- 형태 및 크기
- 재질 및 마감 내장
- shell support/stand
- shell window 재질 및 설치

■ 방사선 차폐 요건
- 선원 종류, 강도 및 방사선 원 형태 및 크기
- 차폐 요구 조건(Shielding Requirement)
- 차폐창 크기, 수량, 위치 및 납 함유량
- 차폐벽 형태 : 일체형 또는 분리형
- 차폐체 예상 중량 및 크기: 설치 장소와의 양립성

■ 부대 장치 및 설비(Appurtunance)
- glove port (수량, 설치위치, 설치방법)
- glove (크기, 재질 기타 요구사항)
- 필터(방법 및 종류, 요구효율, 수량 및 위치)
- 관통구 (수량, 위치, 크기 및 결속방법)

■ 시편 취급 방안
- shell 내에서 취급방안(원격조정기/ tong)
- 이송방법 (이송용기 차폐 및 운송방법, 그로브 박스와의 연계 방안)

■ 전기
- 총 사용 전력량 및 배선 위치
- 필요 관통구 및 차폐 필요 여부

■ 배관
- 배관 위치, 경로 및 관통구 설계
- 배관 재질 및 fittings

■ 감시 계장 (Monitoring Instrumentation)
- 사용 안전 감시기기 종류
- 안전 감시기기 용 배선 설계
- shell 내 삽입 방법 및 차폐 필요 여부

■ 인간 요소(Human Factors)
- 조명 방법, 위치, 조도
- 제어 및 지시 방안 (Control/Display)

■ 유지 보수(Repair/Maintenace)
- 유지보수 예상 작업 및 빈도
- 유지보수 시 필요 장비(Crane, Hoist 등등)

■ 설치
- 필요 작업 구역
- 소요 지원장비(Utility)

2.2 기술적 고려 사항

차폐 그로브 박스내 설치될 laser flash 열확산도 시험시스템에 요구되는 다음과 같은 기술적 요구사항들을 검토 하였다.

- 방사능 환경제약 상 최소한 시험시편 사용 및 이에 수반되는 시편 취급 방안
- 시험시 발생되는 휘발성 배기 방사선 물질제어 및 포집 방법
- 열확산도 시험기 운전용 액체질소 및 보호가스 공급 방안
- 시험 공정상 필요한 원격 시편 흑연 도포 및 두께 측정 공정
- 시편 반, 출입 시 시편 이송용기 취급 방안 및 임시 시편 보관 방법
- 각 시험 운전 공정간 간섭 배제 방안 (필터 교체, 시편 장전 및 제거, 액체질소 주입 및 시편 이송용기 반/출입

2.3 설계 결과

2.3.1 방사선 차폐

사용 방사선원의 최대방사능 값을 7.4 x 10^7 Bq (2 mCi) (Co-60 기준)로 하고, 납 차폐체의 두께를 6 cm (1cm 추가)로 하여 차폐계산 코드인 microshleld 8.03를 이용하여 차폐계산을 수행하였다. 계산결과는 차폐체 외부표면에서는 47.9 μSv/h (4.79 mR/h)이고 이보다 20 cm 떨어진 지점에서는 9.442 μSv/h(0.944 mR/h)이다. 따라서 보수적 평가를 위해 차폐벽 외부에서 20 cm에서 작업한다고 가정하면 년간 총 피폭량은 약 2.52 mSv로서 법적 연간선량한도 20 mSv의 12.5 %에 해당한다. 차폐창은 동일한 방사선 차폐능을 갖으며 작업의 편의성을 고려하여 창 두께를 얇게 하기위해 차폐창 비중이 5.2인 40x40x140t 납유리를 선정 하였다.

2.3.2 glove-box shell 및 appurtunance

열확산도 시험기기의 추후 수리 및 유지보수를 용이할 수 있게 시험기의 가열로, 시편 장전용 career tube를 제외한 나머지 부분이 그로브 박스에서 제외된 삽입형 형태로 그림 1. 과같이 설계하였다. shell 의 크기는 가열로 상하 이동 거리와 시편의 반출입 및 시편준비 작업을 원할히 수행할 수 있도록 1200x1200x1200 정 입방체 크기의 정면 및 우측면 납 차폐체 및 후면 및 좌측면 투명 아크릴 판으로 결정하였다. 후면 및 좌측면은 설치 위치상 건물의 벽에 연하여 인원의 접근이 불가 하고 총 중량을 감소 시켜 설치 지반 하중을 감쇄시키기 위한 목적이다. shell을 지지하는 stand는 총 하중, 지진 및 충격에 충분히 견딜 수 있는 강철 L형 빔을 사용하였다. shell 내의 제염 및 청소와 주변기기 유지 보수용으로 좌측면 투명 아크릴 면에 1 짝의 그로브 포트를 설치 하고 추후 핵연료 시험시 발생할 수 있는 핵분열 가스 배기를 DUP 닥트를 필터와 함께 연결하였다.

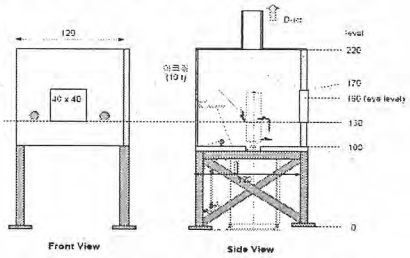


Fig. 1. 시험기 및 그로브박스 외관도.

2.3.3 시편 취급 방안

shell 내의 시편 장전을 위해 길이 120 cm 길이의 tong을 전면 좌측에 1기를 설치하고 우측에는 그로브 포트를 설치하여 시편의 흑연 도포 및 시편 취급을 위한 용도로 사용하도록 하였다. 시편 이송은 동일한 차폐능을 갖는 그림 2.와 같은 운반용기를 제작하였다.

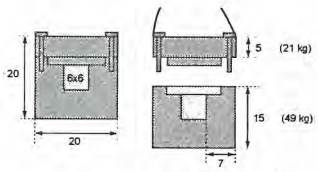


Fig. 2. 시편 운반용기 제작도.

3. 결 론

AGS-001의 설계고려사항 및 열확산도 시험 기술적 요구사항에 따라 방사선 차폐 glovebox가 설계 제작되었다.

4. 참고 문헌

[1] Daegyu Park, Heemoon Kim, Sangbok Ahn, Wooseok Ryu "Thermal Conductivity Measuring System for Nuclear Materials" 2008년 추계 방사성 폐기물학회.

[2] AGS-G001 "Guideline for Glvoeboxes 3rd ed.

Zircaloy-4 피복관 처리를 위한 Zr 전해정련

이창화, 강권호, 전민구, 허철민, 양재환
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정에서 발생하는 금속 폐기물은 폐 피복관과 구조재 폐기물로 나눌 수 있으며, 그 중 폐 피복관은 금속 우라늄 10톤 처리를 기준으로 무게가 70%, 부피는 36%를 차지한다. 또한, 핵연료 연소과정 및 탈피복 과정에서 사용후핵연료가 약 0.02 % 포함되기 때문에 단순한 기계적 압축 또는 용융법으로 폐 피복관을 처리할 경우, 전량 고준위 폐기물 분류가 예상된다. 하지만, 전해정련을 이용하여 Zircaloy 피복관의 98% 이상을 차지하는 Zr을 회수할 경우, 고준위 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있을 뿐만 아니라, 중저준위화 된 Zr의 재활용도 가능할 것으로 기대된다. 실제로 R. Fujita 등은 사용된 channel box sample로부터 99.9%의 순도로 Zr을 전해정련으로 회수한 바 있다[1].

용융염 내에서 Zr의 전기화학적 거동은 1950년대 후반부터 이루어져왔으며 특히, LiCl-KCl 공융염은 공정온도가 낮아 (m.p.=350℃) 널리 사용되고 있다[2, 3]. 하지만, Zr의 산화상태가 +1 ~ +4가로 다양하게 나타나고 disproportionation 반응에 의한 환원 효율이 떨어져, Zr^{4+}를 안정화 시킬 수 있도록 FLINAK과 같은 염을 사용하거나 fluoride 계열의 화합물을 첨가하기도 한다. [4, 5]

본 연구에서는 가장 널리 사용되는 LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 시스템에서 Zr이온의 전기화학적 거동을 살펴보았다. 또한, zircaloy-4 피복관을 전기화학적으로 dissolution시켜 Zr을 전해정련으로 회수하기 위한 기초 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Zr 전해정련을 수행하기 위해 산소와 수분을 각각 1 ppm 수준으로 유지할 수 있는 glove box를 제작하였다. 반응기 온도는 외부에 장착된 heater를 이용해 500℃로 유지하였다. 사용된 용융염은 LiCl-KCl 공융염(anhydrous 99.99%, Sigma Aldrich)에 3.8 wt%의 $ZrCl_4$를 첨가하여 사용하였다. 전기화학측정을 위해 작업전극(WE)으로 Mo wire, 상대전극(CE)은 Zr rod를 사용하였으며, dissolution 실험시에는 Zircaloy-4 피복관 조각을 작업전극으로, stainless steel wire를 상대전극으로 사용하였다. 기준전극은 pyrex tube에 LiCl-KCl-1 wt% AgCl과 Ag wire를 넣어 사용하였다.

2.2 실험결과

그림 1은 scan 속도를 20, 50, 100, 200 mV/s로 달리하여 -0.2 V ~ -1.8 V 범위에서 cyclic voltammetry를 수행한 결과이다. 주요 반응 peak으로써 cathode쪽에서 A와 B, anode에서는 C가 나타났다. Scan rate에 따라서 peak의 위치가 약간씩 이동하는 것으로 보아 quasi-reversible 반응인 것으로 고려된다. 또한 cathode에서 나타난 peak들은 Zr의 산화상태가 다양하게 나타남을 보여준다. 즉, A와 B에 대해서 다음의 반응이 일어날 것으로 예상된다.

$$Zr(II) + 2e^- \rightarrow Zr(0)$$
$$Zr(IV) + 4e^- \rightarrow Zr(0)$$

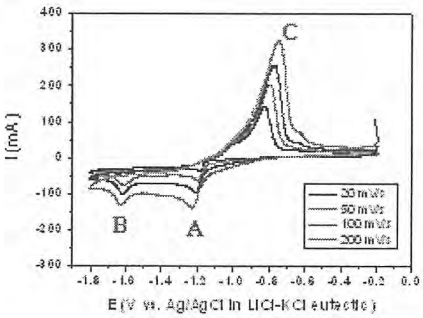


Fig. 1. Cyclic voltammograms for Zr reduction/oxidation in LiCl-KCl-$ZrCl_4$ molten salts at 500℃.

Anode에서의 산화반응의 경우에도 C이외에 작은 peak들이 관찰된다. 전극 반응의 특성을 살펴보기 위해 각각의 peak 전류와 $v^{1/2}$의 관계를 그림 2와 같

이 그려보았다. 그 결과, 각각의 peak에 대하여 linear한 관계를 보였고, 이는 전극반응이 diffusion-controlled mass transfer 반응임을 나타낸다.

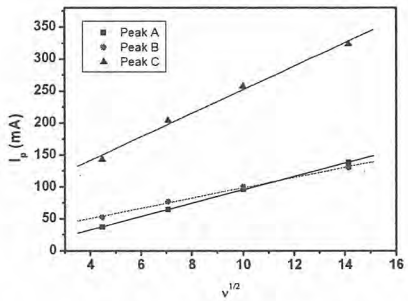


Fig. 2. Plot of peak current vs. square root of scan rate.

또한, 다음의 관계식 (1)로부터 diffusion coefficient를 계산한 결과, 약 5.0×10^{-6} ~ 2.2×10^{-5} cm^2/s로 기존 문헌 값과 거의 유사한 결과를 보였다.

$$i^{p} = 0.4463\left(\frac{nF}{RT}\right)^{1/2} n^{3/2} A D^{0}_{red} C^{0}_{red} v^{1/2} \qquad (1)$$

실제 zircaloy-4 피복관의 용해실험을 위해 3.28 g의 피복관 조각을 작업전극에 연결하여 cyclic voltammetry를 수행하였다. 그 결과, 그림 3에서와 같이 -0.78 V에서 산화 peak이 두드러지게 나타났고, -0.78 V의 일정전압에서 2시간동안 dissolution을 수행한 결과, 2.38 g으로 피복관의 양이 감소하였다.

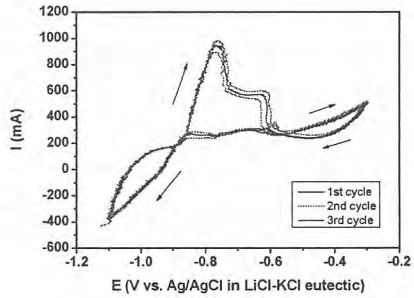


Fig. 3. Cyclic voltammetry for zircaloy-4 dissolution.

그림 4는 dissolution 전 후의 단면을 보여주는 것으로 시간당 약 130 μm 속도로 용해된 것을 알 수 있다.

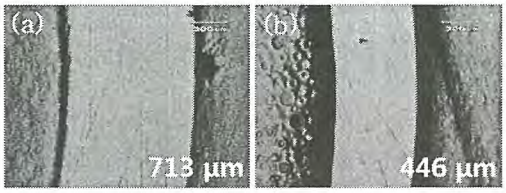


Figure 4. Cross-sectioned optical images of Zircaloy-4 cladding hulls before and after the dissolution.

Dissolution반응에 소비된 총 전하량과 감소된 무게를 Faraday 관계식에 넣어 계산한 결과, Zr의 산화반응은 3개의 전자가 관여되는 것으로 확인하였다.

3. 결론

Zircaloy-4 폐 피복관 처리를 위한 Zr 전해정련 기초 실험을 수행하였다. 500℃의 온도에서 LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 용융염에서 Zr rod를 양극으로 사용하여 cyclic voltammetry 결과로부터 diffusion coefficient를 계산하였다. 또한 zircaloy-4 피복관 dissolution 실험을 통해 양극 산화반응의 가능성을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] R. Fujita, H. Nakamura, K. Mizuguchi, M. Sato, T. Shibano, Y. Ito, T. Goto, T. Terai, and S. Ogawa, *Electrochemistry* **73**, 751 (2005).

[2] Y. Sakamura, *J. Electrochem. Soc.* **151**, C187 (2004).

[3] S. Ghosh, S. Vandarkuzhali, P. Venkatesh, G. Seenivasan, T. Subramanian, B. P. Reddy, and K. Nagarajan, *J. Electroanal. Chem.* **627**, 15 (2009).

[4] G. J. Kipouros and S. N. Flengas, *J. Electrochem. Soc.* **132**, 1087 (1985).

[5] H. Groult, A. Barhoun, G. E. Ghallali, S. Borensztjan, and F. Lantelme, *J. Electrochem. Soc.* **155**, E19 (2008).

Borax와 Fly Ash 첨가량에 따른 인산세라믹의 압축강도 변화

양재환, 이창화, 전민구, 허철민, 강권호
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료로부터 고속로에 사용될 수 있는 금속핵연료를 얻는 파이로프로세스 기술은 전해정련법을 통해 이산화우라늄을 금속우라늄으로 전환한다. 전해정련에 투입되는 사용후핵연료에는 고준위의 핵분열생성물이 포함되어 있으므로 전처리 공정을 거쳐 핵분열생성물을 최대한 제거하여 염폐기물의 발생을 줄이는 것이 효과적이다. 전처리 공정에서 배기체로 발생하는 Cs, Tc, I 등의 준휘발성 핵종들은 fly ash, 칼슘, AgX를 이용해 만든 필터를 이용해 포집한다. 이렇게 배기체를 포집한 폐 필터는 중저준위 폐기물이 되기 위한 핵종별 처분 농도 제한치를 넘어서는 고준위 폐기물이 되고 발생량은 사용후핵연료 10 ton/HM 당 0.8 톤에 이른다[1]. 방사성폐기물이 지하처분장에서 안정한 형태로 저장되기 위해서는 적절한 고화매질을 이용하여 폐기물을 고정화해야 하며, 현재까지 유리, 시멘트, 인산세라믹 등의 물질이 고화매질로 사용되고 있다. 그 중 인산세라믹은 산-염기반응을 통해 제조되는 물질로서 별도의 열처리가 필요 없고 수십 분 내에 빠른 경화가 이루어진다는 특징을 지닌다[2]. 그러나 반응속도가 지나치게 빠르면 폐기물과 고화매질이 균질하게 혼합되기 어렵고 공정을 제어하기 곤란하기 때문에 borax 등을 사용하여 반응을 인위적으로 지연시킨다. 본 연구에서는 반응지연제인 borax의 첨가량을 변화시키며 인산세라믹을 제조하고 압축강도를 측정하고, 이를 통해 최고의 압축강도를 나타내는 borax 첨가량을 알아보고자 하였다. 또한 세슘 흡착제로 사용되는 fly ash의 loading 량을 변화시키며 loading 량에 따른 압축강도의 변화를 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

인산세라믹의 제조를 위해 원료분말로서 MgO(325 mesh sieved, Martin Marietta Specialties)와 KH_2PO_4(Junsei)를 사용하였고, 반응지연제로서 borax($Na_2B_4O_7 \cdot 10H_2O$, Junsei)를 원료분말 대비 3 ~ 12 wt% 첨가하였다. MgO : KH_2PO_4 = 4:1로 원료분말을 혼합한 뒤 증류수를 원료분말 질량의 20% 첨가한 후 수 분 동안 혼합한 뒤 플라스틱 몰드(2.8×5.6 cm)에 붓고 25 ℃의 온도조건에서 경화반응을 진행시켰다. Fly ash를 넣은 인산세라믹의 경우 원료물질의 용이한 혼합을 위해 MgO : KH_2PO_4 = 2:1로 고정한 뒤 첨가량을 10 ~ 50 wt% 까지 변화시키며 제조하였다. 제조한 인산세라믹의 내부구조를 보기 위해 SEM(Philips)을 이용했고, 압축강도 측정을 위해 유압식 컴프레서(홍진정밀)를 사용하였다.

2.2 실험결과

그림 1은 borax를 6 wt% 첨가하여 인산세라믹을 제조하고 28일이 경과한 후의 파단면을 촬영한 사진이다. 그림에서 보는 것은 MgO와 KH_2PO_4가 반응하여 생성된 $MgKPO_4$ 결정물로서 직육면체 형상에 20 - 30 μm의 크기를 지니고 있음을 알 수 있다. 반면 제조 후 경과시간이 길지 않은 인산세라믹에서는 그림 1에서와 같은 결정물들의 집합을 쉽게 확인할 수 없었으며 이는 산-염기 반응이 지속되면서 시간경과에 따라 $MgKPO_4$ 양이 점차 증가하는 것을 의미한다.

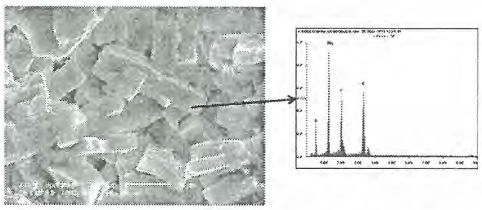


Fig. 1. Microstructure of phosphate ceramic(borax addition : 6 wt%, 28 day).

그림 2는 borax 첨가량을 3, 6, 9, 12 wt%로 달리하며 제조한 인산세라믹의 압축강도를 나타낸 것이다. 인산세라믹 제조 후 3일, 7일, 14일, 28일째의 압축강도를 측정하였고, 동일한 측정을 3회

실시한 뒤 평균값을 사용하였다. 그림에서 보는 것처럼 시간이 지날수록 압축강도는 증가하고 있고, borax를 첨가하지 않은 경우와 비교하여 borax를 첨가했을 때 압축강도는 모두 증가하는 경향을 보인다. 이는 경화반응의 지연으로 인해 내부에 포함된 기공이 더 많이 빠져나갈 수 있었기 때문이다. 28일 째의 최대 압축강도는 borax를 12 wt% 첨가했을 때 대략 70 MPa 정도로서 이는 일반 Portland 시멘트의 2배가 넘는 강도이다.

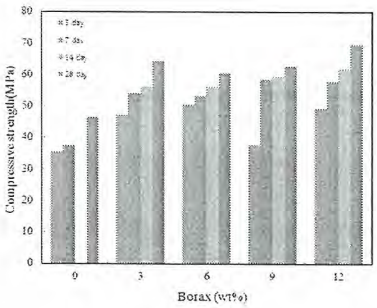


Fig. 2. Compressive strength of phosphate ceramics according to borax addition.

그림 3은 Fly ash를 10 ~ 50 wt% 까지 첨가시키며 제조한 인산세라믹에 대해 28일째의 압축강도를 측정한 결과이다. Fly ash를 30 ~ 40 wt% 정도 첨가했을 때 최대의 압축강도 45 MPa를 나타내었고, 그 이후에는 압축강도가 감소하는 것을 확인하였다. Fly ash는 인산세라믹 내부의 공간을 메워주는 filler의 역할을 하기 때문에 fly ash가 없을 때에 비해 압축강도가 증가하는 것이다. 반면 fly ash의 양이 40 wt%를 넘으면 인산세라믹의 양 자체가 감소하므로 압축강도가 줄어드는 것으로 보인다.

3. 결론

폐 필터의 고화매질로서 사용될 수 있는 인산세라믹을 반응지연제인 borax의 첨가량에 따라 제조하고 압축강도를 측정하였다. 경화반응속도 감소로 인해 인산세라믹 내부에 포함된 pore가 빠져나갈 수 있는 시간을 제공하므로 압축강도가 증가하는 것을 확인할 수 있었다. Fly ash를 첨가하여 인산세라믹을 제조할 경우 첨가량이 30 ~ 40 wt% 정도에서 최대의 압축강도를 보이는 것을 확인하였고, 이는 fly ash가 filler로서 작용하기 때문이다. 본 연구결과는 향후 인산세라믹을 이용하여 고화체를 제작할 때 fly ash 필터의 최적 loading 량을 결정하기 위한 기초자료로서 사용될 수 있을 것이다.

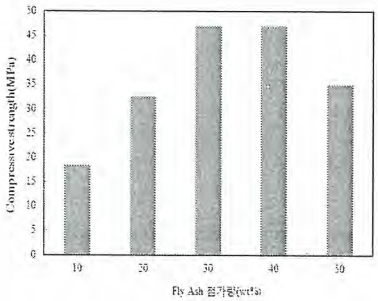


Fig. 3. Compressive strength of phosphate ceramics according to fly ash addition.

4. 참고문헌

[1] 중·저준위방사성폐기물처분시설 안전성분석보고서 (2008).

[2] A. S. Wagh, Chemically Bonded Phosphate Ceramics, Elsevier (2004).

제3분과

방사성폐기물 처리 및 제염해체 (Oral)

빈 면

폐 피복관 처리기술 개발-1

강권호, 박근일, 이창화, 전민구, 양재환, 허철민
한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 1045
nghkang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 원료로서 재활용하기 위해서는 사용후핵연료 집합체의 해체, 연료봉의 절단, 탈피복 등의 일련의 공정을 거쳐 사용후핵연료를 회수하여야 한다. 사용후핵연료 집합체의 해체 과정에서 집합체를 구성하고 있는 구조물, 탈피복 과정에서 폐 피복관, 사용후핵연료의 분말화 공정에서 핵분열 기체와 휘발성물질을 포집한 베기체 폐필터가 공정폐기물로 발생한다. 연간 사용후핵연료 10 톤 처리시 폐 피복관은 약 2.5톤 발생한다. 이는 전처리 공정 폐기물 중 57.2 wt%, 30.8 vol%에 해당하며 연소 중 중성자에 의한 방사화 및 핵분열 생성물의 침투에 의한 오염으로 고준위 방사성폐기물로 분류된다. 본 연구에서는 폐 피복관 처리를 위해 폐 피복관의 특성을 분석하였으며, 특성에 따른 처리기술의 장단점을 분석하였다.

2. 폐 피복관의 특성 분석

2.1 폐 피복관 특성

피복관은 대부분이 Zr 합금이며, Zircaloy-4의 경우 약 98 %가 Zr이다. 또한 사용후핵연료를 재활용하기 위한 파이로 전처리 공정에서 산화 탈피복 후 발생하는 폐 피복관의 경우 적재밀도가 980 kg/m^{3}으로 이론밀도 6,500 kg/m^{3}에 비해 약 7배 차이가 난다. 또한 폐 피복관은 원자로 내에서 외면은 물과의 반응으로, 내면은 핵연료와 피복관과의 상호작용(PCI, Pellet Cladding Interaction)에 의해 산화층이 형성되어 있다. 산화 탈피복 과정에서도 내외면이 산화 되어 전체의 피복관의 약 10 % 정도가 ZrO_2 형태로 존재한다. 합금원소와 불순물은 중성자에 의해 방사화 되며, 내면의 산화층에는 6.65 mCi/kg의 TRU를 비롯한 핵분열 생성물이 침투되어 있어 고준위로 분류된다.[1] 폐 피복관의 Zr은 강한 산화력으로 장기 저장시 안정성에 영향을 미치게 된다.

2.2 폐 피복관의 특성에 따른 처리 방안

폐 피복관에서 산화층을 제외할 경우 Zr 금속이 약 88 %존재하며, 이를 회수할 경우 12%만 방사성폐기물로 남게된다. 회수된 Zr 금속은 고속로 핵연료인 U-TRU-Zr 제조, Zr 기반의 금속폐기물 고화체 제조 및 Zr 합금의 피복관 제조에 재활용 할 수 있다. 폐 피복관으로부터 Zr 금속의 회수를 위하여 화학적 방법인 전해정련 또는 염소화 방법이 개발되고 있다.[2]

폐 피복관의 적재밀도가 이론밀도에 비해 크게 작은 것을 이용하여 이론밀도에 가깝게 용융이나 압축처리가 개발되고 있다. 용융 처리 시 이론밀도의 98% 까지 고화체 제조가 가능하고, 압축 처리 시 약 80% 까지 감용이 가능하다. 용융 및 압축 처리는 부피를 줄일 수는 있으나 무게는 줄일 수 없으며 용융처리 시 용융온도를 낮추기 위한 첨가제를 추가할 경우 무게는 늘어 날 수도 있다. 용융 처리 시 슬래그 형성제를 이용하여 핵종들을 산화시켜 밀도 차이에 의해 용융고화체 상부에 슬래그 형태로 분리시키는 연구도 수행되었으나, Co의 경우 완전한 슬래그 형성이 되지 않는 것으로 나타났다.

폐 피복관을 고준위 폐기물이 되게 하는 핵분열 생성물이 주로 산화층에 존재하기 때문에 산화층을 제거할 경우 폐기물 양을 상당부분 줄일 수 있기 때문에 표면의 박리기술이 개발되고 있다.[3] 산화막 제거를 위하여 Ion-gun, Laser, Dry Ice, 사포 등이 이용되었으나 TRU 침투층이 약 180 μm 이상으로 실용화에 의문이 있다.[4]

폐 피복관의 Zr은 강한 산화력으로 장기 저장시 안정성에 영향을 미치므로 안정화 처리가 필요하다. 이를 위해서 Zr을 산화 처리하여 안정화하는 연구가 진행되고 있다. 폐 피복관을 고온에서 산화처리 할 경우 ZrO_2의 형태의 분말이 형성된다. 이는 안정화 뿐만 아니라 감용효과도 있을 것으로 판단된다.

3. 결론

사용후핵연료를 재활용하는 과정에서 발생하는 고준위의 폐피복관 처리를 위해서는 기계적, 열-기계적 및 화학적 방법이 다방면으로 연구되고 있다. 폐 피복관의 독성 저감화, 감용, 감량 및 자원 재활용 등을 고려할 경우 화학적 방법에 의한 Zr 회수가 가장 적합한 방법으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] R. Restani, NAGRA TR92-13, 1992.

[2] M. K. Jeon, J. W. Lee, K. H. Kang, G. I. Park, C. H. Lee, J. H. Yang and C. M. Heo, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 289, pp.417-422, 2011.

[3] I. H. Jung, J. M. Shin, H. H. Lee, J. J. Park, M.S. Yang, Separation Sci. Tech., Vol. 41, pp.2097-2109, 2006.

[4] T.S. Rudisill, Journal of Nuclear Materials, Vol. 385, pp.193-195, 2009.

염소화 반응물 종류에 따른 Zircaloy-4의 반응 거동 모사

전민구, 강권호, 박근일, 이창화, 양재환, 허철민
한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 1045
minku@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식 재가공시 발생하는 폐 피복관은 핵분열 생성물의 침투 및 잔류 사용후핵연료로 인해 중저준위 폐기물로 분류가 불가능하다. 하지만 폐 피복관이 차지하는 비중이 사용후핵연료 대비 24 wt.%에 달한다는 점을 감안하면, 이에 대한 처리 방안의 개발이 시급한 상황이다. 이러한 해결책의 하나로 폐 피복관의 90 wt.% 이상을 차지하는 Zr을 회수하여 중저준위 폐기물로 처리하거나 재활용하는 방법이 제안되고 있다. 이러한 Zr 회수 기술로는 화학적 반응을 이용한 염소화 방법, 전기화학적 반응을 이용한 전해정련 방법이 제시되고 있다.

염소화 공정은 금속 Zr을 염소 기체와 반응시켜 $ZrCl_4$를 합성함으로서 Zr을 분리 및 회수하는 방법이다. 특히 $ZrCl_4$는 비점이 331 °C로 낮기 때문에 분리 및 회수가 용이할 것으로 예상되고 있다. 하지만 현재까지 다양한 연구가 수행되지 못했기 때문에 보다 많은 연구 개발의 필요성이 대두되고 있다 [1].

본 논문에서는 HSC code를 이용해 3 종류의 염소화 반응물(Cl_2, HCl, CCl_4)에 대한 Zircaloy-4 (Zry-4) 피복관의 반응 거동에 대한 모사를 수행하였다.

2. 계산 조건 및 결과

2.1 폐 피복관 구성물질 결정

본 연구에서는 700 °C, 10 시간의 산화 탈피복 공정을 가정하여 사용후핵연료 및 폐 피복관의 산화를 고려하였다. 이에 따라 폐 피복관 내 Zr 및 Sn, Fe, Cr의 경우에 23 wt.%가 산화 탈피복 공정 동안 금속에서 산화물 형태로 바뀌는 것으로 가정하였다. Zry-4의 조성은 기존 문헌을 참고하여 Zr 97.99 at.%, Sn 1.82 at.%, Fe 0.14 at.%, Cr 0.06 at.%로 가정하였다 [2]. 또한, 700 °C 10 시간 산화 탈피복 동안 23.1%의 금속 성분이 산화되는 것으로 가정하였다. 또한 각 성분들의 염화물들의 물리적인 특성을 고려하여 본 연구의 반응 조건인 380 °C에서는 $ZrCl_4$, $SnCl_4$, $FeCl_3$만 기체 생성물로, $SnCl_2$ 및 $CrCl_3$는 각각 액상 및 고상으로 가정하였다 [3]. 또한, 잔류 사용후핵연료의 영향을 분석하기 위해 U_3O_8, MoO_3, Pd, BaO, Y_2O_3, SrO, Rh_2O_3, RuO_2, La_2O_3, CeO_2, Nd_2O_3을 반응 물질로 고려한 계산도 수행하였다 [4, 5].

2.2 Zircaloy-4 피복관의 염소화 반응

각 염소화 반응물과 Zr 및 ZrO_2 간의 반응 거동 모사 결과를 아래 Table 1에 나타내었다. 표에서 볼 수 있듯이, Cl_2 및 HCl은 금속 Zr과 반응하고 ZrO_2와는 반응하지 않는 다는 것을 알 수 있다 (ΔG 및 K 값 참조). 반면 CCl_4의 경우 Zr 및 ZrO_2 모두와 반응하여 $ZrCl_4$를 생성할 수 있는 것으로 나타났다. 다른 구성물질에 대해서도 분석을 수행한 결과 Cl_2의 경우에는 Zr, Sn ($SnCl_4$, $SnCl_2$), Fe, Cr과 반응하고 HCl의 경우 Zr, Sn ($SnCl_2$), Cr과 반응 하는 것으로 나타났다. CCl_4의 경우 SnO_2($SnCl_2$)를 제외한 모든 성분과 반응 하는 것으로 나타났다. 즉, CCl_4를 이용할 경우 ZrO_2의 Zr까지 회수하여 가장 많은 양의 Zr을 회수할 수 있는 것으로 나타났다.

Table 1. Reaction behavior for chlorination of Zr and ZrO_2 with Cl_2, HCl, and CCl_4 at 380 °C calculated by the HSC code.

원소	반응	⊿G (kJ)	Log(K)
Zr	$Zr + 2Cl_2(g) \leftrightarrow ZrCl_4(g)$	-793.16	63.44
	$Zr + 4HCl(g) \leftrightarrow ZrCl_4(g) + 2H_2(g)$	-399.51	31.95
	$Zr + CCl_4(g) \leftrightarrow ZrCl_4(g) + C$	-789.27	63.13
ZrO_2	$ZrO_2 + 2Cl_2(g) \leftrightarrow ZrCl4(g) + O2(g)$	181.31	-14.50
	$ZrO_2 + 4HCl(g) \leftrightarrow ZrCl_4(g) + 2H_2O(g)$	152.33	-12.18
	$ZrO_2 + CCl_4(g) \leftrightarrow ZrCl_4(g) + CO_2(g)$	-210.08	16.80

2.3 사용후핵연료의 염소화 반응

사용후핵연료 구성물질에 대한 염소화 반응 거동 모사도 위와 동일한 방법으로 수행되었다. 고려된 핵종들의 예상 반응 생성물 중 UCl_6, $MoCl_5$는 380 °C에서 기체상으로 가정하였다. 계산 결과, U_3O_8은 Cl_2 및 HCl과는 반응하지 않는 것으로 나타났지만, CCl_4는 U_3O_8과 반응하여 다양한 염화물을 생성할 수 있는 것으로 확인되었다. 또한, CCl_4의 경우 MoO_3와도 반응해 기체 상태의 생성물인 $MoCl_5$를 형성하는 것으로 나타났다. 반면, Cl_2 및 HCl의 경우 일부 핵종들과는 반응 하지만 U_3O_8 및 MoO_3와는 반응하지 않아 기체 생성물은 형성되지 않는 것으로 나타났다. 즉, Cl_2 및 HCl의 경우 잔류 사용후핵연료가 생성물, 즉 $ZrCl_4$의 순도에 영향을 미치지 않는 것으로 확인되었다.

3. 결론

본 연구에서는 HSC code를 이용하여 3 종류의 염소화 반응물(Cl_2, HCl, CCl_4)에 대한 Zry-4 피복관 및 잔류 사용후핵연료의 반응 거동 연구를 수행하였다. 계산 결과, CCl_4의 경우 Zr 뿐 아니라, ZrO_2의 Zr 성분을 회수하여 가장 높은 회수율을 얻을 수 있지만, UCl_6 및 $MoCl_5$가 기체 생성물로 함께 회수될 가능성이 높아 $ZrCl_4$의 순도가 낮아져 염소화 공정에 적합하지 않을 것으로 예상되었다. 반면, Cl_2 및 HCl을 이용할 경우 ZrO_2의 Zr 성분을 회수할 수는 없지만, 다른 물질들과의 반응성이 낮아 높은 순도의 $ZrCl_4$를 회수할 수 있을 것으로 기대되었다 [6].

4. 참고문헌

[1] M. K. Jeon, J. W. Lee, K. H. Kang, G. I. Park, C. H. Lee, J. H. Yang and C. M. Heo, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 289, pp.417-422, 2011.

[2] X. W. Chen, X. D. Bai, J. Xu and Q. G. Zhou, Journal of Nuclear Materials, Vol. 305, pp.8-13, 2002.

[3] Outokumpu Research Oy, HSC Chemistry Webpage. http://www.outokumpu.com/hsc.

[4] S. Sunder, N. H. Miller and W. H. Hocking, Journal of Alloys and Compounds, Vol. 213-214, pp.503-505, 1994.

[5] H. Kleykamp, Journal of Nuclear Materials, Vol. 131, pp.221-246, 1985.

[6] M. K. Jeon, K. H. Kang, G. I. Park and C. H. Lee, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Accepted for publication.

Fe_2O_3 함량에 따른 유리고화체 균질성 평가

김득만, 김지연, 김천우
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
kc2701@khnp.co.kr

1. 서론

미국 BWR(Boiling Water Reactor) 원전 폐수지의 종류는 크게 Reactor Water Clean-up System과 Fuel Pool Purification System에서 발생되는 Class B&C 폐수지와 Condensate Polishing System과 Liquid Radwaste System에서 발생되는 Class A 폐수지로 분류된다. 이중 Class B&C 폐수지는 대부분 소내에 저장하고 있다. Class A 폐수지는 주로 Condensate Polishing System에서 발생되며, 연간 발생량은 원자로당 약 51 ㎥ 정도이고 발생 후 HIC(high integrity container) 용기에 담겨져 처분장으로 이송된다. 이처럼 다량으로 발생되는 폐수지의 부피저감 및 안정화를 위해 유리화를 통한 폐수지 처리연구가 진행되고 있다. 미국 BWR 원전의 폐수지는 다량의 철(Fe)이온을 함유하고 있는 것으로 나타나 유리고화체 품질 및 경제성 평가를 위해 철함량에 따른 유리고화체내 용해도 평가가 필요하다[1]. 폐수지에 흡착되어 있는 철이온은 유리화과정에서 산소와 결합하여 대부분 Fe_2O_3 형태로 변화되어 유리구조를 이룬다. Fe^{+3}는 유리 매트릭스 내에 정사면체 구조와 팔면체 구조일 수 있는데 팔면체 구조에 있어서, Fe^{+3}는 유리 네트워크를 느슨하게 만든다. 따라서 Fe_2O_3는 1,150℃에서 붕규산 유리에 첨가할 수 있는 제한치는 16.0 wt% 정도인 것으로 알려져 있다[2]. 즉, Fe_2O_3 함량이 증가할수록 Waste Loading Rate도 증가하여 유리화에 따른 경제성이 향상되나 반면 유리고화체의 품질은 저하된다. 따라서 본 연구의 목적은 Fe_2O_3 첨가함량을 보다 높일 수 있는 유리조성을 개발하여 폐수지 유리화에 따른 경제성을 향상시키는데 있다.

2. 본론

2.1 폐기물 특성

국내 PWR(Pressurized Water Reactor) 원전 CVCS 폐수지는 Fe가 100~1,000 ppm 정도이나 미국 BWR 원전 폐수지는 Table 1에서와 같이 높게는 31,000 ppm 이상으로 대부분을 차지하고 그 외 Al, Ca, K, Si 등이 함유되어 있다. 총 미네랄 함량 또한 국내에 비해 약 2.5배 이상으로 높은 것으로 나타났다.

Table 1. Composition of US BWR spent resin generated from condensate polishing system (Element basis, ppm)[1].

Element	Concentration
Al	1052.0
B	13.0
Bi	50.5
Ca	942.5
Ce	89.5
Fe	31659.0
K	5046.5
Mg	197
Mn	212.5
Na	163.0
Nd	159.0
Pb	2.5
Si	8126.0
Sn	77.5
SO3	169.0
Te	0.5
Ti	133.5
V	69.0
Sum	48,162.5

2.2 유리제조

Table 1의 폐기물 조성을 바탕으로 Waste Loading Rate를 변화시킨 총 4개의 유리조성을 개발하였다. Waste Loading Rate와 Fe_2O_3 함유량은 Table 2와 같다.

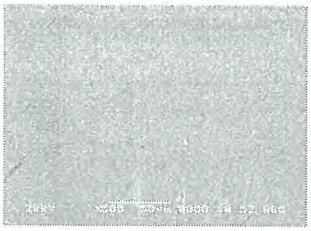
Table 2. Waste loading rate of glasses(wt%).

Waste Loading	35	40	45	50
Fe_2O_3	21.59	24.79	27.89	30.98

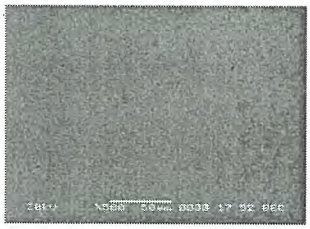
2.3 유리고화체 균질성 분석

Fe_2O_3 함량이 다른 4개의 시편제조 후 주사전자현미경(Scanning Electron Microscope, JSM-

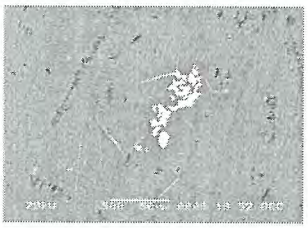
5600, JEOL Ltd.)을 이용하여 유리고화체의 표면 균질성을 분석하였다. Figure 1의 (a)에서 보듯이 Fe_2O_3 함량이 21.59 wt%인 유리고화체 표면은 균질하였으며 이보다 Fe_2O_3 함량을 증가시킨 Figure 1의 (b)의 경우 1 ㎛ 미만의 nuclei가 발견되었으나 대체적으로 양호한 균질성을 보였다. Fe_2O_3 함량을 27.89 wt%로 증가시킨 Figure 1의 (c)에서는 Fe_2O_3 결정이 관찰되었으며 분포비율은 7.8 vol% 정도이었다. Fe_2O_3 함량이 약 31 wt%인 Figure 1의 (d)에서는 Fe_2O_3가 8.8 vol%를 함유하고 있는 것으로 나타났다. 따라서 표면 균질성 분석결과 제조된 유리고화체내에 Fe_2O_3가 약 25 wt%까지 용해될 수 있음을 확인하였다.



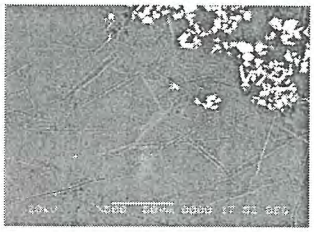
(a) Fe_2O_3 21.59 wt%



(b) Fe_2O_3 24.79 wt%



(c) Fe_2O_3 27.89 wt%



(d) Fe_2O_3 30.98 wt%

Fig. 1. SEM images of glasses at various Fe_2O_3 concentration.

3. 결론

철이온을 다량 함유하고 있는 미국 BWR 원전 폐수지 유리화를 위해 유리조성을 개발하였다. Fe_2O_3 함량별 유리고화체의 균질성을 평가한 결과 개발된 유리조성에 Fe_2O_3는 약 25 wt%까지 용해가 가능한 것으로 나타났다. 이는 기존 국외 연구결과물에서 나타난 Fe_2O_3 16 wt%인 용해도에 비해 폐기물 감용비가 약 40% 이상 향상된 것으로 평가되었다.

4. 감사의 글

이 논문은 미국 Electric Power Research Institute(EPRI)의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] R. P. Denault, Vitrification of Low-Level Radioactive Waste(TR-105912), EPRI, 1996.

[2] K. F. Whittington, C. C Chapman and R. D. Peters, Vitrification and waste glass compositional limit-an overview, PNL Glass Waste Form Characterization Database Project #21579, ORNL Purchase Order 10K-EXR29V, Oak Ridge National Laboratory, 1993.

방사성 HEPA필터 폐기물의 열적 처리에 의한 감용 연구

윤인호, 최왕규, 이석철, 양희철, 민병연, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
nwkchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원 내 연구원시설에서 현재까지 약 3,000 개의 HEPA 필터 폐기물이 발생되어 방사성 폐기물로 저장되어 있다. 또한 가동 중인 원전 10기에서 연간 약 3,000개, 한전 원자력연료주식회사(KNF)에서는 연간 약 900 개의 폐 HEPA 필터가 발생되고 있다. 특히 사용후핵연료를 취급하는 DFDF (Dupic Fuel Demonstration Facility)와 20년 이상 가동된 조사후시험 시설의 공정 내 HEPA 필터는 사용 후 핵연료 물질에 의해 고방사성 물질로 오염되어 발생하고 있으며, 향후 파이로 프로세싱 연구시설 등에서도 고방사성 HEPA 필터 폐기물이 다량으로 발생될 것이 예상됨으로 국내 핵연료주기 연구개발을 통해 발생되는 폐기물 관리에 대한 효율성 및 안정성을 위해서 HEPA 필터 폐기물 처리기술 개발은 필수적이다. 현재까지 HEPA 필터 폐기물의 처리는 저준위 폐기물에 대해 일부 수행되고 있으나, 물리적인 방법에 의한 감용에 의존하는 기술적 초보단계에 있으며, 고방사성 HEPA 폐기물 처리에 대한 연구는 전무하여 국내 기술기반이 매우 취약한 상태이다. 본 논문에서는 HEPA 필터 폐기물의 저준위화 및 감용기술개발 일환으로 HEPA 필터 폐기물의 열적 처리에 의한 감용 연구를 수행하였다. 이를 위해 HEPA 필터 내 핵종 및 중금속의 분석과 휘발성 평가 및 부피감용에 대한 실험을 수행하였다.

2. 본론

HEPA 필터는 필터를 지지해주는 프레임과 미세오염 물질을 제거하는 filter media, 그리고 filter media를 분리해주는 separator, 필터를 케이스에 부착시켜 주는 sealant로 구성되어 있다. 이중에서 filter media는 부피가 크고, 방사성으로 주로 오염되어 있어 이에 대한 처리가 필요하다. Table 2.1에는 원자력 시설에서 발생되는 HEPA filter media의 성분을 XRF를 이용하여 분석하였다. SiO_2가 50%이상 존재하고 Al_2O_3와 Na_2O, CaO, BaO가 각각 11.6, 10.1, 9.95, 3.95%로 존재하는 것으로 나타났다.

Table 2.1 Chemical composition of HEPA Filter Glass Fiber (wt%).

	Chemical composition (wt%)
SiO_2	56.7
Al_2O_3	11.6
Na_2O	10.1
CaO	9.95
BaO	3.95
K_2O	3.06
ZnO	3.02
MgO	0.42

Fig. 2.1에서는 HEPA filter media의 TGA 분석 결과를 나타내었다. 약 250-500°C에서 HEPA filter media 자체에 함유되어 있는 H_2O의 탈수와 가연성 binder의 휘발에 의해 급격히 열적 감량이 이루어짐을 알 수 있었고, 감중비는 8% 감소되는 것으로 나타났다.

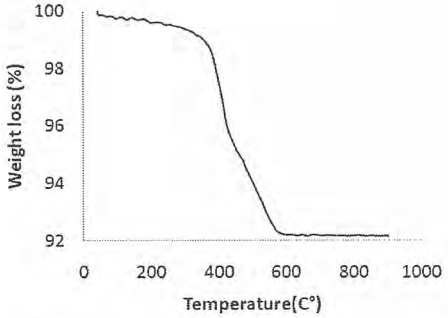


Fig. 2.1 TGA analysis for HEPA filter media.

원자력 연구원에서 발생한 5곳의 HEPA filter media를 채취하였다. 중금속은 Work Assignment 5-03 [1]와 SOP MLD061[2]을 이용하여 추출하였고, ICP-OES로 분석을 하였다. 그리고 주요핵종은 MCA를 이용하여 분석하였다. 분석결과를 통해 중금속은 Zn의 농도가 가장 높게 나타났고 Pb, Sr, Cr으로 주로 오염되어 있는 것으로 나타났다. 핵종은 Cs-137과 Co-60이 주요 핵종인 것으로 나타났다. 휘발성을 알아보기 위해 비방사성

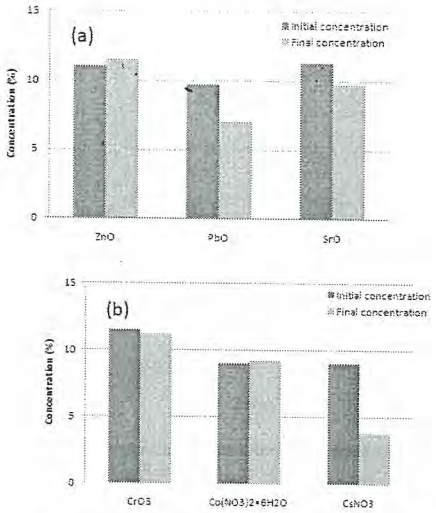


Fig. 2.2. Volatility tests for heavy metals.

HEPA filter media에 각각 중금속과 핵종을 무게비 1/10으로 넣어 6개의 샘플을 muffle furnace에서 900°C에서 2시간동안 휘발실험을 실시하였다.

용융실험후 XRF의 분석 결과, Fig.2.2.에서 ZnO와 CrO_3, $Co(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$에서는 휘발이 거의 일어나지 않는 것으로 나타났다. ZnO에서는 용융전보다 용융후에 무게가 4% 늘어났는데 이는 HEPA filter media에 ZnO가 포함되어 있기 때문인 것으로 사료된다. ZnO와 CrO_3, $Co(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$는 용융실험시 휘발성이 없어 별도의 포집장치 없이 처리가 가능함을 알 수 있다. 하지만 $CsNO_3$, PbO, SrO에서는 약 60%, 28%, 13%가 휘발된 것으로 나타났다. 하지만 PbO와 SrO의 경우 10%로 첨가하였을 때는 휘발이 되었지만 1%로 첨가하였을 때는 휘발이 일어나지 않는 것으로 나타났다. $CsNO_3$의 경우 휘발을 막기 위한 additive가 필요한 것으로 사료된다.

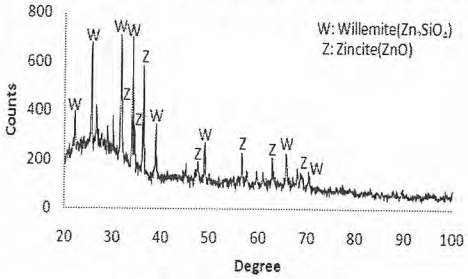


Fig. 2.3. XRD analysis.

용융 실험 후 ZnO를 넣은 고화체 시료를 일정하게 갈아서 XRD분석을 실시하였다. Fig. 2.3에 나타난 것처럼 ZnO의 경우 HEPA filer media와 반응하여 Willemite($ZnO \cdot SiO_2$) 형태로 안정하게 존재하는 것으로 나타났다.

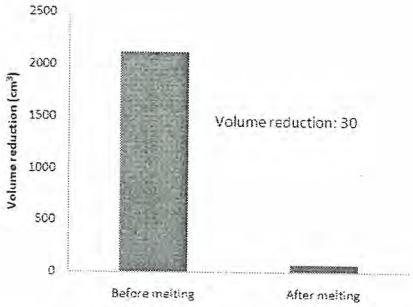


Fig. 2.4. The volume reduction in HEPA filter.

Fig. 2.4에 HEPA filter media의 유리화시 부피감용비는 약 30으로 나타났으며 유리화에 의해 HEPA filter media은 안정하고 우수한 유리 고화체를 제작할 수 있음을 확인하였다.

3. 결론

HEPA filter media의 주성분은 유리화에 적합한 물질로 구성되어 있으며 주요 중금속과 핵종에 대해서 낮은 휘발성을 가지고 있는 것으로 나타났다. 유리화시 약 30의 부피감용과 안정한 유리고화체 제작이 가능하므로 상당한 양의 HEPA 필터 폐기물의 부피감용이 이루어질 것으로 사료된다. 앞으로 용융처리된 샘플의 침출평가와 압축강도 평가 실험을 수행할 계획이다.

4. 감사의 글

본 논문은 2011년도 교육과학기술부의 한국과학재단 원자력 연구개발 사업의 지원으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] EPA (2005). Standard Operating Procedure for thedetermination of metals in ambient particulates matter analyzed by Inductively Coupled Plasma/Mass Spectrometry. Standard Operating Procedure for the determination of metals in ambient particulates matter analyzed by Inductively Coupled Plasma/Mass Spectrometry.

[2] Air Resources Board (ARB) (2002). Standard perating Procedure (SOP) for the Trace Elemental Analysis of Low volume Sample Using Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (ICP/MS), California Environ Protection Agency, SOP MLD061.

점성조제의 구조에 따른 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도변화 연구

윤석본, 김창기, 정종헌, 최병선, 이근우, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sbyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 원자력시설의 표면에 존재하는 오염물질을 제거하기 위한 방법으로 이용되고 있는 제염용액 사용기술은 고농도 방사성 오염물질의 제거에 적합한 방법으로 잘 알려져 있다. 그러나 원자력 시설의 제염은 정상 가동뿐만 아니라 복잡한 장비의 해체 동안에 방사선장을 줄이는 것이 필요한데, 오염물질이 접근하기 어려운 시설에 위치하고 있는 경우, 시설 내부의 복잡한 구조 및 장비의 구성으로 인하여 기존 용액 제염 공정 사용에는 어려움이 있다.

최근, 화학 용액 제염기술의 장점인 화학적 반응에 의한 높은 방사성 오염물질 용해특성을 유지하면서 화학제염 기술의 단점인 폐액 발생을 최소화하고, 수직 또는 경사 표면에 존재하는 오염물질을 쉽게 제염할 수 있는 겔 화학제염제 제조에 대한 연구가 보고되고 있다 [1-3]. 주점성제로 실리카, 점성조제로 계면활성제, 그리고 화학제염제로 구성된 실리카 기조 겔 화학제염제는 이들이 갖고 있는 높은 점도를 이용하여 오염물질과의 장시간 접촉을 통하여 제염효율을 높일 수 있는 제염기술이다. 실리카 기조 겔 화학제염제의 제조에 있어서, 점도를 높이기 위한 방법은 실리카 기조 겔 화학제염제를 구성하고 있는 성분 중 점성조제에 대한 영향이 큰 것으로 알려져 있다.

본 연구에서는 점성조제의 구조에 따른 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도변화에 대한 영향을 실험적으로 평가하였다.

2. 본론

2.1 실리카 기조 겔 화학제염제의 제조

점성조제의 구조에 따른 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도변화를 알아보기 위해, 화학제염제 (0.5 M $(NH_4)_2Ce(NO_3)_6$ in 2.0 M HNO_3 용액))를 포함하는 반응용기에 주점성제인 실리카를 넣고 30 분 동안 교반한 후, abs. EtOH에 점성조제를 용해시켜 준비한 혼합용액을 반응용기에 첨가하고 3 시간 동안 교반하여 준 다음, 제조된 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도를 측정하였다. 본 연구에서는 다양한 점성조제들 중, 우수한 점도특성 및 요변특성 (thixotropic property)을 보이는 점성조제로써 비이온성 계면활성제로 tripropylene glycol propyl ether (TPGPE)와 tripropylene glycol butyl ether (TPGBE)의 양을 조절하여 점도변화를 조사하였다. Fig. 1은 사용된 점성조제의 화학구조를 보여주고 있다.

Fig. 1. Chemical structure of the coviscosifier. (m = 1 - 3 and n = 0 - 4)

2.2 점성조제의 구조에 따른 점도특성

다양한 구조의 점성조제를 이용하여 제조된 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도변화를 Fig. 2에 나타내었다. 그림에서 알 수 있듯이, 점성조제의 비극성 알킬사슬이 없고 친수성 propylene glycol의 개수만 증가한 경우와 비극성 알킬사슬의 길이가 증가하여도 propylene glycol의 개수 (m < 3)가 작을 경우에는 0.5 Pa · s 미만의 매우 낮은 점도를 나타내었다. 그러나 비극성 알킬사슬의 길이가 증가하고 propylene glycol의 개수 (m = 3)일 때 점도가 급격히 증가함을 볼 수 있다. 이러한 결과로부터 실리카 표면에 존재하는 -OH 그룹과 점성조제의 propylene glycol 계열과의 수소결합 및 비극성 알킬사슬 사이에서의 소수성 인력에 의해서 점도가 증가됨을 알 수 있었다. 특히, 수소결합보다는 소수성 인력이 겔의 점도에 더 큰 영향을 미치고 있음을 확인하였다.

2.3 점성조제의 양에 따른 점도특성

실리카 기조 겔 화학제염제를 이용한 방사성오염물질 제거의 경우에 있어서, 겔은 수직 표면에서 흘러내리지 않고, 오염표면에 용이하게 분사를 할 수

있도록 일정한 범위의 점도를 가져야 한다. 즉, 오염물질과 화학제염제 사이의 접촉시간을 증가시켜 제염효과를 높이기 위해서는 겔이 우수한 요변 특성을 가져야 한다.

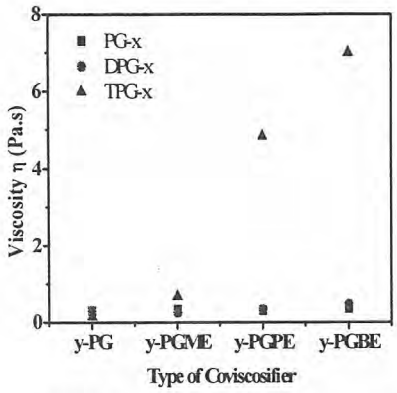


Fig. 2. Viscosity for the silica-based chemical gel decontaminants prepared by using the coviscosifiers with various structures (where, x = methyl ether (ME), propyl ether (PE), and butyl ether (BE) and y = di- (D) and tri- (T), respectively).

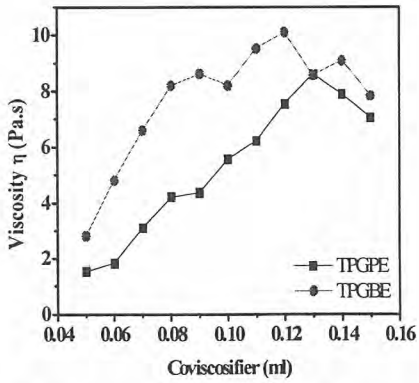


Fig. 3. Viscosity for the silica-based chemical gel decontaminants prepared by varying the amount of the TPGPE (■) and TPGBE (●) as coviscosifiers.

Fig. 3은 TPGPE와 TPGBE의 양을 변화시켜 제조된 실리카 기조 겔 화학제염제의 점도특성 결과를 나타내었다. 그림에서 알 수 있듯이, 점성조제의 양이 증가할수록 점도가 증가하고 있음을 확인하였고, TPGPE와 TPGBE의 양이 각각 0.13 ml과 0.12 ml일 때 가장 높은 점도 값을 나타내었다.

3. 결론

본 연구에서는 실리카 기조 화학 겔 제염제의 제조에 있어서 점성조제의 구조에 따른 겔 형성에 대한 영향을 조사하였다. 겔의 점도는 점성조제의 친수성 부분 (propylene glycol 계열)과 실리카 표면에 존재하는 -OH 그룹과의 수소결합 및 점성조제의 비극성 알킬사슬 사이에서의 소수성 인력에 의해서 영향을 받고 있음을 확인할 수 있었으며 특히, 수소결합보다는 소수성 인력이 더 지배적임을 알 수 있었다. 또한, 가장 효과적인 요변특성을 나타내는 각 점성조제의 최적 첨가량을 포함한 제조조건을 도출하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] US Patent, US 2006/0217584 A1, 2006
[2] US Patent, US 2008/0228022 A1, 2008
[3] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 학술논문요약집, pp.215-216, 2011

방사성 오염물 제거를 위한 박리성 고분자 코팅제의 제조 및 특성 분석

황호상, 서범경, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hshwang@kaeri.re.kr

1. 서론

표면에 부착된 방사능 오염물에 대하여 다양한 재질의 표면 오염에 적용될 수 있는 박리성 유기 소재의 제조를 위한 고분자는 기본적으로 수용성 특성을 소지하는 것이 필요하다. 제염이 필요한 원자력 설비에 있어 대부분의 오염 예상 지역은 내부 실내 공간에 한정되므로 제염 작업자의 호흡기 안전을 위해 휘발성 탄화수소 용매는 제한하는 것이 바람직하다. 이에 발맞추어 콜로이드 형태의 에멀젼을 개발하기 위한 연구가 다각도로 진행되고 있으며 대부분의 박리성 코팅제도 이러한 콜로이드계 에멀젼을 주요 기저 물질로 사용하고 있다. 현재 시장에 출시된 수 많은 에멀젼 중에서 박리성 코팅제의 제조에 적합한 제품은 아크릴계 에멀젼이라 할 수 있으며 일반 페인트 및 접착제의 조성에서도 기존 에멀젼 라텍스를 적정하게 배합하는 기술을 사용하고 있다.

본 연구에서는 poly(vinyl alcohol) (PVA)와 ethyhexyl acrylate (MJ-64) 라텍스 혼합 고분자를 이용하여 표면 오염물 제거에 관한 연구를 하였다. 선택된 기저 수용성 고분자와 콜로이드 에멀젼 라텍스를 혼합하여 새로운 박리성 코팅제를 제조하고 이를 이용하여 방사능 오염 표면에서의 박리성 및 제염계수를 평가하였다.

2. 본론

2.1 박리성의 기존 수용성 고분자 선택

수용성 고분자 중에 박리성 코팅제로의 기본적 기능인 적정한 인열성 및 박리성을 소지한 고분자를 선택한다. 수용성 고분자인 polyvinyl prollidone (PVP), polyethylene oxide (PEO), polyvinyl alcohol (PVA)을 비교 분석하여 이들의 도포막 형성기능, 건조 후 박리성 및 인열성 등을 평가하여 박리성 유기소재로서의 적합한 수용성 고분자를 선택하며, 첨가제로 사용되는 콜로이드 에멀젼 라텍스와 혼용성을 분석하여 수용성 수지의 적합성을 확인한다.

2.2 콜로이드 에멀젼 라텍스 수지 선택

수용성 고분자를 단독으로 박리성 소재로 사용하였을 경우 적정한 유동성을 지니면서 박리성을 지니는 두께로의 도포층 형성이 어려우므로 콜로이드 에멀젼 라텍스를 보완 첨가제로 주입시키는 것이 일잔적인 박리성 코팅제 제조 방법이다. 수용성 고분자와 호환성을 지니는 콜로이드 에멀젼 라텍스를 찾기 위해 상용화된 에멀젼과 박리성 코팅제를 분석하여 선택된 수용성 고분자와 균일한 혼합을 이루는 에멀젼을 선택한다.

2.3 박리성 코팅제의 제조

선택된 기저 수용성 고분자와 콜로이드 에멀젼 라텍스를 혼합하여 새로운 박리성 코팅제의 제조하고 이를 이용하여 방사능 오염 표면에서의 제염계수를 평가한다.

2.4 Decontamination Factor (DF)

표면 오염물 제거를 위한 박리성 고분자의 DF는 다음과 같이 수행하였다. 직경 5cm의 다양한 디스크 (stainless steel, aluminium, glass, concrete, painted concrete)에 각각 Am-241, Co-60, Cs-137을 오염시켰다. Strippable 고분자를 코팅시키기 전에 오염된 각 디스크는 Low Background Counting System을 이용하여 초기 농도를 분석하였다. 고분자를 코팅하여 24h 동안 완전히 건조시키고 디스크 위의 경화된 고분자 필름을 제거한 후 다시 Low Background Counting System를 이용하여 농도를 분석하였다. DF는 식 1을 이용하여 계산하였다. 여기에서, β_1은 오염물 제거 전 β 농도이고 β_2는 오염물 제거 후의 β 농도이다.

$$Decontamination\,Factors\,(DF) = \beta_1/\beta_2 \quad (1)$$

Table 1. Decontamination factors for the decontamination of a variety of Am-241(a), Cs-137 (b) and Co-60(c) contaminated coupons using the PVA/MJ-64.

(a) Am-241

Surfaces	Initial radioactivity (counts/s)	Final radioactivity (counts/s)	DF
Al	39.8	19.5	2.04
SS steel	1.78	0.83	2.14
Glass	42.83	0.13	332.33
Painted cement	62.83	0.74	84.40

(b) Cs-137

Surfaces	Initial radioactivity (counts/s)	Final radioactivity (counts/s)	DF
Al	17	5.56	3.06
SS steel	14.67	0.06	231.58
Glass	15.63	0.23	68.63
Painted cement	18.17	0.52	34.94

(c) Co-60

Surfaces	Initial radioactivity (counts/s)	Final radioactivity (counts/s)	DF
Al	6.58	2.36	2.79
SS steel	5.78	0.74	7.77
Glass	6.17	0.01	484.72
Painted cement	7.13	0.06	110.69

2.5 결과 및 토의

Table 1은 PVA/MJ-64 strippable coating을 이용하여 여러 표면에 대한 DF 결과를 나타낸 것이다. 표면 재질별에서 Cs-137 (SS steel)을 제외한 모든 표면에서 glass 에서의 DF가 높게 측정되었다. Glass 표면에서 DF 값이 높은 것은 surface roughness와 관련이 있는 것으로 표면이 가장 매끈한 glass 표면에서 높은 DF 값을 보였다. 핵종별 DF 결과를 보면 적용된 PVA/MJ-64 소재는 한 핵종에 대하여 특별히 우수한 표면 오염 제거 성능을 판단하기는 어려웠다. 이는 표면 오염물 제거 성능은 박리성 고분자 소재와 핵종과의 반응성보다는 고분자 소재와 표면 반응 즉, surface roughness 정도에 따른 결과라 판단된다.

3. 결론

방사성 오염물을 제거하기 위한 박리성 유기 코팅제를 제조하였다. 코팅제 기본 구성 고분자 유기소재인 PVA는 수용성 고분자 중에서 박리성 코팅제의 제조에 가장 필수적인 인열성이 있어 우수한 박리 특성을 보인다. 여기에 PVA가 단독으로 사용되었을 때 코팅 후 물의 흡착에 민감하여 외부로부터 물이나 수증기의 미량 유입에도 인열성이 급격히 저하되는 현상을 보인다. 따라서 PVA 약점을 보완하기 위하여 에멀젼 상태의 아크릴 화합물을 첨가하는 방법을 택하였다. 이는 크게 두 가지 특성을 고려하여 선택하였다. 첫째, 코팅제의 점도와 같은 PVA 용액의 유동성을 크게 훼손시키지 않음으로써 코팅제의 도포 특성을 보전하고 박리 인열성을 기본적으로 유지시키기 의한 것으로 분석된다. 둘째, 아크릴계의 강한 접착 특성을 첨가함으로써 코팅제의 부착성을 향상시켜 박리과정에서 표면의 오염물 제거 성질을 강화하기 위한 것으로 분석되었다.

4. 참고문헌

[1] M. J. Han, Development of Organic Medium for Contamination and Characterization of Radioactive Contaminants, KAERI/CM-1285.

원전 해체과정에서 발생되는 대형금속폐기물 처리방안 비교

김학수, 정성환, 박종길
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 해체과정에서 발생되는 폐기물의 대부분은 금속 및 콘크리트들이다. 금속폐기물중에는 원자로냉각재계통에서 발생하는 많은 대형 기기들이 있다. 그 중에서도 증기발생기, 가압기 및 열교환기 등의 대형 기기들을 해체과정에서 어떻게 처리 및 처분하느냐가 중요한 현안 사항이 될 것이다. 왜냐하면 이들 기기들은 원자로냉각재계통의 제거 전략을 수립하는데 있어서 매우 중요하게 다루어질 것이기 때문이다. 특히 무게 및 크기에서 제일 큰 증기발생기의 처리 및 처분 전략은 특히 중요하다. 국내 방사성폐기물 처분비를 고려한다면 증기발생기를 해체하는 과정에서 발생되는 폐기물의 드럼 처리는 해체비용에 상당한 부담을 주게 될 것이기 때문이다. 본 논문에서는 해체과정에서 발생되는 증기발생기의 처리현황을 살펴보고 국내 현실을 고려한 처리방안에 대하여 논의하기로 한다.

2. 본론

2.1 해체 증기발생기 처리 현황

원자력발전소의 증기발생기는 무게가 300 Ton 이상 되는 대형 금속기기이다. 해체과정에서 발생되는 증기발생기는 각 국가별 폐기물 처리 및 처분 정책에 따라 다양한 방법으로 처리하고 있다. 해체를 가장 많이 한 나라의 하나인 미국의 경우 해체과정에서 발생된 증기발생기를 다양한 방법으로 처리 및 처분하고 있다. 해체과정에서 발생한 증기발생기는 Barnwell 처분장에 그림 1과 같이 원형 그대로 처분하거나, EnergySolution사가 보유하고 있는 금속폐기물 용융설비를 이용하여 처리하고 High Energy Physics Lab.에서 사용하기 위한 차폐블럭 등을 만들어 재활용하고 있다. 독일의 경우 그림 2와 같이 원전해체과정에서 발생되는 대형기기인 원자로압력용기 및 증기발생기를 저장고를 만들어 장기 보관하여 방사능 준위를 낮춘 후에 다시 제염하여 처리하는 계획(Pack and Wait)을 가지고 있으며 한편 해체 원전인 독일의 Stade 원전은 증기발생기를 스웨덴의 Studsvik Nclear AB사에 의뢰하여 용융처리하기도 하였다. 또한 Siempelkamp사는 CARLA라는 용융설비를 갖추고 원전해체과정에서 발생되는 금속폐기물을 용융처리하고 폐기물저장용기나 금속차폐 블럭 등을 만들어 원자력산업내에서 재활용하고 있다.

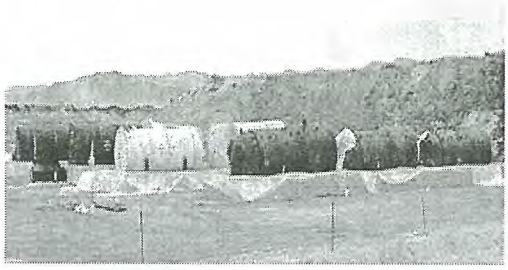


Fig. 1. Barnwell 처분장 (미국).

Fig. 2. 증기발생기 장기보관 (독일).

스웨덴의 경우 증기발생기 처리방안으로 처분장 폐쇄 시까지 원전 임시저장고에 보관 후 처분시설 운영 통로에 처분하는 정책을 추진하였으나, Studsvik Nclear AB사가 1987년 금속폐기물 처리를 위한 용융설비를 구축(그림 3 참조)하여 원전해체과정에서 발생되는 증기발생기 뿐만 아니라 열교환기, 터빈 모터 등도 처리하고 있다. 최근에는 캐나다 Bruce Power와 증기발생기 32개를 처리하는, 그리고 핀란드 TVO 원전의 열교환기를 처리하는 계약을 체결한 바 있다.

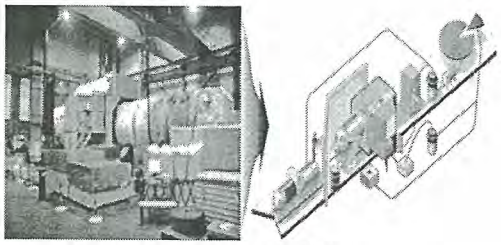


Fig. 3. 증기발생기 용융 처리 (스웨덴).

2.2 해체 증기발생기 처리 방안별 비교 분석

앞에서 보았듯이 해체과정에서 발생된 증기발생기는 각 국가별로 다양한 방법으로 처리 및 처분하고 있다. 다양한 준위의 방사성폐기물을 처분할 수 있는 처분장을 소유하고 있는 미국에서는 원형 그대로 처분장에 처분하고 있다. 또한 처분장 수용 여건이나 폐기물 관리 정책으로 독일과 같이 장기 보관하여 처리하는 경우도 있으며 증기발생기를 일련의 처리공정을 거쳐 감용 처리하는 방법도 있음을 확인하였다.

대형금속폐기물인 증기발생기를 처리하는 방법으로는 일괄처리, 절단 후 드럼처리 및 재활용 감용처리 등으로 구분할 수 있다.

일괄처리의 경우, 별도의 조치없이 처분할 수 있어 가장 경제적인 방법이라 할 수 있지만 처분장 수용여건을 고려한다면 실현 가능성이 매우 희박하다 할 수 있다.

절단 후 드럼처리의 경우, 국내 처분장으로 처분이 가능하지만 고비용의 처분단가, 수송여건을 고려한 제염 작업 그리고 드럼처리를 위한 절단 등의 일련의 공정작업이 소요되어 상당한 비용이 수반될 것이다. 국내 현실과는 다소 차이가 있지만 독일 MZFR(Multi-purpose Research Reactor) 원전 해체 증기발생기(55 Ton x 2대) 처리방안 검토에서도 비경제적이라는 것이 입증되었다.

대형금속폐기물인 증기발생기를 일련의 공정을 거쳐 처리하는 재활용 감용처리 방법은 폐기물 감용과 자원의 재활용이라는 커다란 이득을 가지고 있다. 스웨덴 Studsvik사의 자료에 따르면 증기발생기를 감용 처리할 경우 최대 90%까지 자원을 재활용할 수 있고 약 10%만이 폐기물로 처리되는 등 감용 효과가 매우 크다는 사실을 알 수 있다. 한편 재활용 설비를 해체부지에 설치하여 처리하는 방안과 외부에 설치하여 처리하는 방안에 대한 해외의 연구 결과에 따르면, 서로 많은 장단점이 있으나 해체공정에 미치는 영향, 전문처리인력의 풍부한 경험, 최소 처리 인원 및 해체비용 저감 등의 많은 장점이 있어 소외 처리설비를 이용하여 해체과정에서 나오는 대형 금속폐기물의 처리를 권장하고 있다.

3. 결론

지금까지 원전 해체과정에서 발생하는 증기발생기를 처리하는 방안에 대하여 검토하였다. 국내 원전 해체는 2020년대 후반에 시작될 예정이며, 이에 따라 국내 중·저준위방사성폐기물 처분장 수용여건, 처분단가 등을 고려, 해체과정에서 발생되는 증기발생기와 같은 대형 금속폐기물을 어떻게 처리할 것인지에 대한 검토가 필요한 시점이라 할 수 있다. 처분장 수용여건이 개선된다면 미국과 같이 일괄처리방법이 가장 효율적이고 경제적이지만 또 다른 방안인 재활용 감용 처리는 해체사업의 성공적인 추진, 자원 재활용 및 해체비용 저감 측면에서 고려해 볼 만한 방안이라 할 수 있다. 따라서 대형금속폐기물 처리방안들(감용설비의 소내외 설치 운영을 포함하여)에 대한 다각적인 검토가 요구되며, 특히 재활용 감용 처리방법은 원전 운영 중 노후설비 교체로 발생된 대형금속폐기물인 증기발생기, 열교환기 등을 처리하는데도 많은 도움이 될 것으로 판단된다.

4. 참고 문헌

[1] EnergySolutions, Bulk Waste Disposal and Treatment Facilities; Waste Acceptance Criteria, Rev 6.

[2] Gregor Krause, Concepts for treatment and recycling of steam generators and other big components from operation and decommissioning of nuclear facilities, Studsvik Nuclear AB, International nuclear forum, 2007.

[3] L. Valencia, Experience of decommissioning projects with on-site and off-site waste treatment, 2007 IAEA Conference, 2007.

[4] KHNP, Decommissioning cost analysis for the Korean pressurized water nuclear power reactor, 2009.

[5] TUV SUD, KHNP-TUV SUD 기술설명회 자료, 2011.

방사성동위원소폐기물 자체처분

최광섭, 정진우, 손욱현, 정재욱
한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045
choiks@krmc.or.kr

1. 서론

국내 방사성동위원소(Radioisotope, RI) 이용기관이 매년 증가됨에 따라 방사성폐기물 발생량도 계속 늘어나고 있다. 한국방사성폐기물관리공단은 전국의 병원, 산업체, 연구기관 등 방사성동위원소를 이용하는 약 4,900개 기관(2011년 8월)에서 발생되는 RI폐기물을 인수하여 RI폐기시설에 저장관리중이며 향후 경주 방폐물 처분시설로 이송할 계획이다. 공단에서는 2009년~2010년 동안 두 차례에 걸쳐 개봉선원폐기물을 자체처분한 결과 2011년 8월 현재 저장중인 RI폐기물은 약 3,494드럼(200리터 기준)이다.

지식경제부 고시 2009-195호(방사성폐기물 관리비용 및 사용후핵연료관리부담금 등의 산정기준에 관한 규정)에 따르면 방사성폐기물의 처분비용은 200리터 드럼 당 455만원 이며, 지역지원수수료 63.75만원, 운송비용 등을 고려할 경우 현재 드럼당 처분비용은 약 570만원이 소요된다. 관리비용은 2년 주기로 재평가하여 지식경제부 고시에 반영하고 있다. 원자력관계사업자들은 처분비용을 절감하기 위해 자체처분에 대한 관심도 점점 더 높아져 가고 있다.

본 논문에서는 자체처분 절차 및 수행경험과 이를 위에 선행되어야 할 역무 등에 대해 고찰하였다.

2. 본론

2.1 자체처분 절차

자체처분이라 함은 방사성폐기물 중에서 방사성물질이 거의 함유되지 않은 것에 대하여 방사선학적인 규제를 적용하지 않고 일반 산업폐기물로 분류하여 소각, 매립 또는 재활용하는 것을 말하는데, 자체처분을 위해서는 폐기물에 포함된 각 핵종이 규제해제농도 이하임을 입증하여야 하며, 자체처분 시 개인 및 집단이 받게 되는 방사선량률이 처분제한치 미만임을 입증하여야 한다.

자체처분을 하기 위해서는 원자력법 제84조(방사성폐기물의 처분제한) 및 교육과학기술부고시 제2009-37호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정 고시) 등을 만족하여야 한다.

방사성폐기물 자체처분 흐름도와 자체처분 처리절차를 Fig. 1과 Fig. 2에 각각 나타내었다.

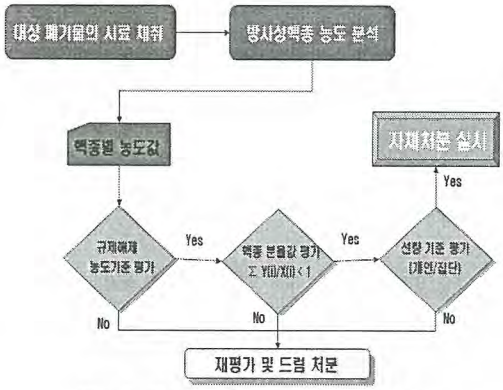


Fig. 1. 방사성폐기물 자체처분 흐름도.

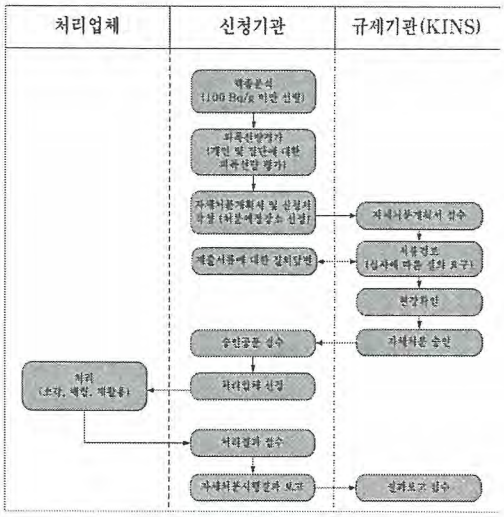


Fig. 2. 자체처분 처리절차.

2.1.1 방사성핵종 농도분석

개봉선원폐기물 내에 포함된 방사성핵종은 대부분이 짧은 반감기를 갖는 핵종들로, 이들 핵종은 빠르게 소멸하여 일정시간이 경과된 후에는

환경시료 수준의 방사능 준위를 보인다.

방사성폐기물을 자체처분하기 위해서는 RI폐기시설에 저장중인 RI폐기물 드럼 내 주요 방사성 핵종에 대해 시료를 채취하여 농도분석을 실시하고 이를 통해 핵종별 농도분포 현황을 파악해야 한다.

RI폐기물은 주로 베타 핵종으로 드럼 내 방사성 핵종을 비파괴적인 방사능 계측방법으로 직접 측정하기 어렵기 때문에 RI폐기물 드럼 내 개별 방사성 핵종에 대하여 표준 화학분석 방법을 적용하여 핵종분석을 수행하였다.

RI폐기물 핵종분석을 시행(2006년 ~ 2008년)함에 있어 약 30% 드럼을 개봉하여 대표성을 입증하기 위해 Fig. 3과 같이 개봉 대상드럼 선정 기준을 마련하였다. 순수 β핵종 드럼과 β,γ 혼합핵종 드럼으로 1차 분류하였다. 표면방사선량률, 반감기, 인수시점을 근거로 총 8단계 분류기준을 설정하였다.

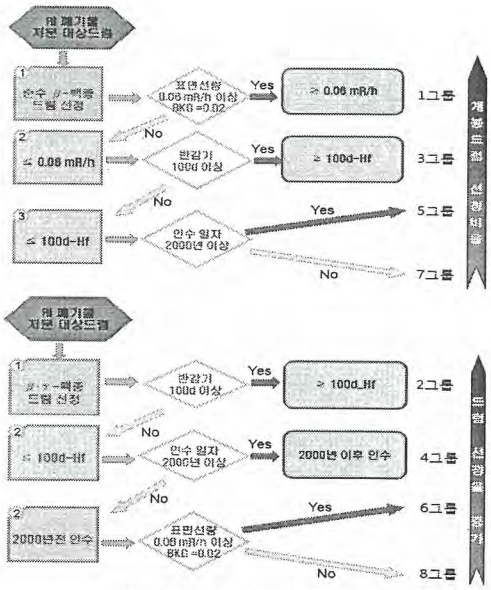


Fig. 3. 개봉 대상드럼 선정기준.

공단에서는 RI폐기물 자체처분 시행 과정에서 분석하지 않은 드럼에 대하여 인벤토리를 확인하기 위해 드럼을 전량 개봉하여 핵종분석을 수행 중에 있다.

2.1.2 선량평가(개인 및 집단)

교육과학기술부고시 제2009-37호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정 고시)에서 정하는 처분제한치는 개인에 대한 연간 피폭방사선량이 10μSv 이상이거나 집단에 대한 연간 총 피폭방사선량이 1 man-Sv 이상이다.

규제기관에 자체처분계획서를 제출할 때에는 이들을 만족하는 개인 및 집단에 대한 선량평가 결과를 제출하여야한다.

자체처분 방식은 소각, 매립, 재활용으로 나누어지며, 각각의 경우에 대해 시나리오를 설정한 후 선량평가프로그램[K-DOSE 60(소각), RESRAD (매립), RESRAD-RECYCLE(재활용)]을 사용하여 선량평가를 수행한다.

해당 전산코드 실행 시 필요한 정보는 자체처분 대상 폐기물의 핵종별 방사능농도, 무게, 적용하고자 하는 규제해제 기준농도, 소각 시 폐기물별 감용계수 및 핵종별 환경방출 비율, 대기확산인자, 매립층 관련 인자, 매립지역 인구밀도, 재활용 농도분할계수 등이다. 이와 같이 다양한 인자들을 고려하여 선량평가를 한다.

3. 결론

공단에서는 RI폐기시설에 저장중인 개봉선원폐기물에 대하여 2년 동안 1,854드럼을 자체처분 함으로써 처분비용 약 106억원 절감하였고 RI폐기시설 저장공간을 확보하였다. 핵종분석 결과 값에 대한 오차를 줄이기 위하여 선행되어야 할 사항은 다음과 같다. 핵종분석 시 대표성을 입증하는 문제, 계측기 품질관리 등이 필요하다. 선량평가 시 매립층의 밀도, 작업자의 연간 음식물 섭취량 등 다양한 입력자료들이 현실에 적합한 자료이어야 한다.

원자력관계사업자는 자체처분을 시행함에 있어 기술적 안전성을 최우선으로 고려하고, 국민 신뢰하에 방사성폐기물관리사업을 추진해야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 교육과학기술부고시 제2009-37호(방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정 고시), 2009.

[2] IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, 2004.

[3] KINS/RR-144, 방사성폐기물 규제해제 요건 개발, 2002.

[4] KINS/RR-659, 원전 및 핵주기시설 발생 방사성폐기물 자체처분 규제지침 개발, 2009.

[5] 한국원자력연구원, RI폐기물 핵종분석 기술 최종보고서, 2008

공작기계를 활용한 금속류 제염

이승춘, 장대성, 전현진, 구병진
선광원자력안전(주), 부산광역시 기장군 장안읍 고리 216
jds1965@dreamwiz.com

1. 서론

현재 원자력발전소의 장기간 운전에 따른 노후 설비교체, 성능개선 등의 정비작업이 수반되어 금속류 방사성폐기물 발생량도 지속적으로 증가하는 추세에 있다. 이때 발생된 방사성폐기물은 종류 및 형상에 따라 적절한 전처리 과정(압축, 분해, 절단, 제염 등)을 거쳐 드럼처리, 재사용, 자체처분 등의 방사성폐기물 관리절차에 따라 처리된다. 그중 재활용이 비교적 용이하고 부가 가치가 상대적으로 높은 금속류 방사성폐기물에 대한 재생 및 활용방안에 대한 연구개발은 꾸준히 진행되고 있다. 국내의 경우 "방사성폐기물 자체처분에 관한 규정"을 제시하고 있으며 방사선(능)의 제한농도를 개인 및 집단에 대한 피폭방사선량이 제한치 미만이 되는 것이 입증되는 농도로 규정하고 국제기준(IAEA/RS-G-1.7) 및 국내 심사기관의(KINS) 규제지침을 준용하여 처분제한치미만의 방사성폐기물을 처리하도록 규제하고 있으나 처리요건을 충족시키기 위한 제염과정이 다소 복잡하여 효율적 작업방안을 강구하게 되었다.

2. 본론

기 발생된 방사성오염 금속폐기물을 처리하는데 있어 표면의 제거성 오염은 화학적, 물리적 제염방법으로 이물질을 유리시켜 제거가 용이하나 고착성 오염인 경우 부득이 금속표면의 연삭 작업이 요구된다. 기존의 수공구에 의한 연삭 작업은 작업효율 및 제염효과에 대해 한계가 있으며 특히 고착성 오염도가 높은 철재류 제염 결과가 만족스럽지 못함에 따라 보다 실용적인 제염방법의 개선 필요성이 대두 되었다. 이에 금속류 표면의 직접적인 연삭 및 절삭을 통한 효율적인 제염방안을 제시하고자 한다. 방사선관리구역내 발생된 금속류는 일반적인 제염 방법으로 제거성 오염인 경우 Scrubbing 제염 및 고압스팀 분사 등의 물리적 박리로 대부분 오염제거가 가능하나 금속표면에 침적된 고착성 오염의 경우 기존의 수공구에 의한 작업 방법으로는 많은 인력과 제염시간도 과다 소요되는 등 작업효율이 떨어지고 제염 후 방사선(능) 측정값도 만족스러운 결과를 얻을 수 없어 현재 대부분 저장보관 하고 일부는 세부절단 후 드럼 처리된다. 고착성 오염의 경우 기계적 장비의 부재로 수동 공기구에 연마석을 부착하여 금속표면을 연삭하는 작업방법을 사용하였다. 경험적으로 수공구 연삭제염은 연삭 표면이 불규칙하며 부분적으로 오염물질이 유리되지 않고 다시 고착되는 경향이 있어 제염효과가 떨어지고 돌출부 및 용접부위의 제염작업이 어려운 실정이다. 방사성오염 금속류에 검출되는 주요핵종은 반감기가 비교적 긴 Cs-137, Co-60 등이 주를 이루고 있으며 적기에 미처리 시 감쇠저장에 따른 저장공간 부족 등의 문제점이 발생될 수 있어 사전에 적절한 처리가 필요하여 공작기계를 활용한 금속류 제염방법을 적용하게 되었다.

설비의 구성은 칼럼 및 베이스(Column & Base), 니(Knee), 새들(Saddle), 테이블(Table), 스핀들(Spindle), 오버암(Over Arm) 등으로 구성 되어 있으며, 주요 내용은 Fig. 1과 Fig. 2에 나타내었다.

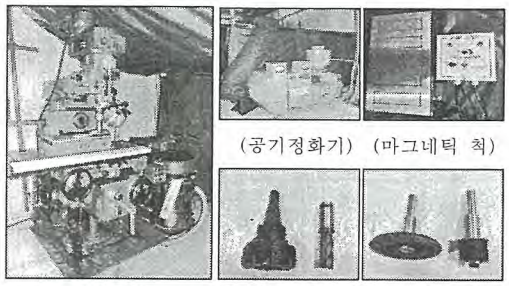


Fig. 1. Main Attachment.

Fig. 2. Work Method.

설비적용 후 효과를 보면 첫째, 금속류 자체처분 처리공정이 표준화 되고 둘째, 폐기물 재활용에 따른 드럼 발생량 감소가 예상되며 셋째, 연삭 및 절삭 깊이의 조절이 가능하고 불규칙한 표면도 제염이 가능하여 고착성오염의 제거가 용이하며 넷째, 작업시간 단축과 함께 작업효율의 증대로 많은 양의 금속폐기물의 자체처분이 가능해져 방사성 폐기물 저감에 기여할 것으로 판단된다.

설비적용 전·후 작업 결과는 작업 시간 및 평균 연삭·절삭률이 공작기계를 활용한 작업시 수공구에 의한 작업보다 약 3~4배 정도 능률적임을 Table 1을 통해 알 수 있다.

Table 1. Work time and Metal removal rate.

구분	시편명	면적 (㎡)	시간 (분)	연·절삭 두께(㎜)	연·절삭률 (㎡/min)
수공구 (연삭)	평판 1	0.36	36	0.1~0.2	0.01
	빔류 2	0.54	54		
기계 (연삭)	평판 3	0.36	9	0.1~0.2	0.04
	빔류 4	0.54	13.5		
기계 (절삭)	평판 5	0.36	12	0.3	0.03
	빔류 6	0.54	18		

다음으로 Table 2에 나타난 적용 결과를 종합하 면 금속 표면에 비교적 얇게 침적된 고착성 오염 은 수공구, 기계연삭, 기계절삭 작업으로 오염물질의 제거가 비교적 용이하다. 아래 핵종분석 결과를 분석해 보면 수공구 및 기계연삭의 일부 철재에서 핵종이 검출되고 있어 불규칙한 철재표면에 깊게 침적된 오염물질 제거에는 기계절삭이 효율적인 것으로 평가되었다.

Table 2. Radioactivity measurement result per each work.

구분	시편명	고착성 오염도 (Bq/㎠)		방사능농도 (Bq/g)	
		작업전	작업후	작업전	작업후
수공구 (연삭)	평판 1	1.11	BKG	2.48E-02	N/D
	평판 2	1.18	BKG	2.24E-01	1.09E-02
	빔류 3	1.48	BKG	2.64E-02	1.27E-02
기계 (연삭)	평판 4	0.56	BKG	2.21E-02	N/D
	평판 5	1.11	BKG	3.01E-02	N/D
	빔류 6	0.74	BKG	2.37E-02	1.33E-02
기계 (절삭)	평판 7	0.48	BKG	1.08E-02	N/D
	평판 8	1.65	BKG	3.12E-01	N/D
	빔류 9	0.44	BKG	4.03E-02	N/D

본 적용 실험의 결과를 요약하면 다량의 방사성 오염 금속류를 기존의 단순 장비만 사용하여 수제염 작업을 수행하기에는 많은 어려움이 따른다. 따라서 효율적 업무수행과 경제적 비용절감 차원에서 기계적 장치를 보강한 연삭·절삭제염 작업공정을 현장실증 실험 후 적용하였고, 차후 다양한 형상의 금속류에 적용 가능한 제염방법을 활용하여 병행하면 제염효율이 극대화 될 것이다. 개선된 금속류 제염작업 공정의 흐름은 아래 Fig. 3와 같다.

Fig. 3. Work process.

3. 결론

금속표면의 고착성오염 제거는 공작기계를 활용한 연삭·절삭제염이 기존의 수공구에 의한 작업보다 작업능률 및 제염효과 측면에서 상당히 만족한 결과를 얻었다. 본 적용을 계기로 절삭장비를 더욱 개선 보완하여 최적의 표준화 공정을 도출하고 방사성폐기물 저감화 노력에 최선을 다하고자 한다. 앞으로 다양한 방법의 제염방안을 연구·개발하고 정형화된 폐기물 감용 인프라를 구축하여 방사성폐기물처리 신뢰성 제고에 만전을 기하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분 (한수원 표준기행 방사선-20).

[2] 밀링머신 사용메뉴얼(NSM-T Manual).

액체폐기물처리계통(LRS) 프로세스 개선을 통한 방사성폐기물 저감

이귀종, 송영일, 김덕기, 박종길*, 박헌휘**
한수원(주)영광원자력본부, 전남 영광군 홍농읍 계마리 514
*한수원중앙연구원 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
**주)이엔이, 대전광역시 유성구 용산동 525
ilvmh@khnp.co,kr

1. 서론

액체폐기물처리계통(LRS)은 관리구역에서 생성되는 액체폐기물을 수집하여 방사성 핵종농도를 법적 제한치 이내로 처리한 후 소외로 방출하는 기능을 수행하고 있으며 환경배출 최소화 및 설비 건전성을 위해 LRS 성능 저하시는 이온교환수지 교체 등 지속적인 유지관리가 수반된다.

영광5,6호기 경우 방사성핵종을 제거하기 위해 이온교환수지를 이용한 액체폐기물 처리계통으로서 연간 약 2만톤의 액체방사성폐기물을 처리하고 있으며 이로 인해 14m³ 수준의 대규모 고체 방사성 폐기물이 발생하고 있다.

영광5,6호기에서는 폐기물의 저감과 환경영향을 최소화하기 위해 주요 원인을 분석하였으며 액체 폐기물처리 프로세스 개선을 위해 액체폐기물 종류별, 특성별 별도수집 및 맞춤처리 방안을 개발하였고 현장 적용결과 고체 방사성폐기물을 획기적으로 저감할 수 있었다.

2. 본론

2.1 현황 및 문제점

영광5,6호기 액체폐기물처리계통은 폐액내 부유 고형물 제거를 위한 원심분리기, 방사성 미립자 및 이온성분을 제거하기 위한 이온교환수지탑(LRDPS)과 액체폐기물처리계통의 성능향상을 위한 전처리설비인 MF/RO막 설비 등으로 구성되어 있다.

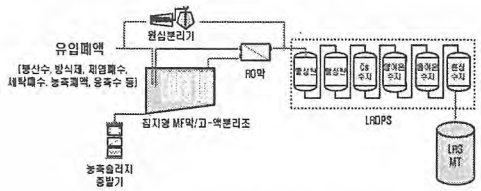


Fig. 1. 액체폐기물처리계통개략도.

관리구역에서 발생되는 특성이 다른 다양한 유형의 액체 방사성폐기물은 전량 집수조로 유입되어 서로 혼합되며 이 과정에서 응축수 등 비오염 폐액의 오염 확산으로 대량의 방사성 액체 폐기물이 발생된다.

또한, 붕산 및 방식제 함류수, 제염 및 세탁폐수 등 고전도도 폐액과 슬러지 등 고탁도 농축폐액 유입으로 액체폐기물처리계통(LRS) 성능이 현저히 저하되고 폐수지 등 고체 방사성폐기물을 유발하게 된다.

Table 1. 액체폐기물 종류별 LRS 부하.

구분		주요 염류	농도 (ppm)	배수량(톤)	부하량 (kg)	일반염+핵종 대비 수준
별도 수집 대상	RCS 냉각재	붕산	4,000	22.9 (6-7차 O/H)	91.6	4.5배
	방식제 함유수	NO_2^- (방식제 성분)	800	11.3 (6-7차 O/H)	9.1	0.5배
	응축수	Na, Cl, SO_4^{2-}, Cu 등	2.14	9,000 ('10년 하절기)	19.2	1배
	소계	-	-	-	120	6배
정상 유입 부하	LRS 일반염	Na, Cl 등	1.01	20,000 (연간 배출량)	20.2	-
	방사성 핵종	Co-58 등 (5.56E+2Bq/cc)	4.73E-7	20,000 (연간 배출량)	9.5E-6	-

Table 2. 액체폐기물 오염도 현황 (전도도, 탁도 등).
* 기간 : '10.6 ~ '11.4

구분	방사성 농도 (Bq/cc)	전도도 (μS/cm)		TSS (mg/L)	
		기준	현황	기준	현황
LRS MF 슬러지	2.74E+02 ~ 1.23E+03	< 500	1,500 ~ 1,893	< 100	>30,000
LRS Hi TDS TK 3,4	3.5E+01 ~ 9.67E+01	< 100	470 ~ 1,100	< 10	728
LRS Lo TDS TK 1,2	1.04E+00 ~ 1.11E+00	< 100	308 ~ 583	< 10	304
ACB Sump 세탁 폐액	1.89E+00	-	550	-	238
탁탁, 기기 제염 폐액	5.76E+01	-	1,400	-	>30,000
세제미검유 세탁 폐액	5.44E-02	-	70.6	-	8
응축수	미검출	-		-	
Demi water	미검출	-	0.9	-	0

> MF 슬러지 및 제염폐액 고농도, 고전도, 고탁도 확인 (LRS 정상기준 크게 초과)
- 장기간 MF막 통과를 못하여 입자의 지속적인 농축 진행. RO막 허용농도 1,000 ppm 의 30배
> 세탁폐수 또한 전도도 및 탁도가 아주 높아 LRS TK의 상승을 유발하고 있음을 확인

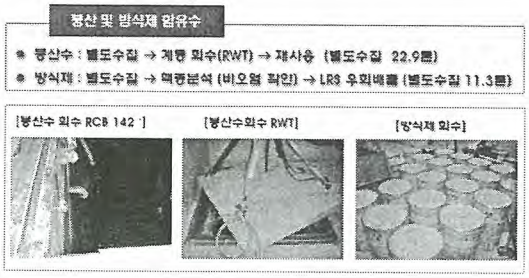
2.2 개선 방안

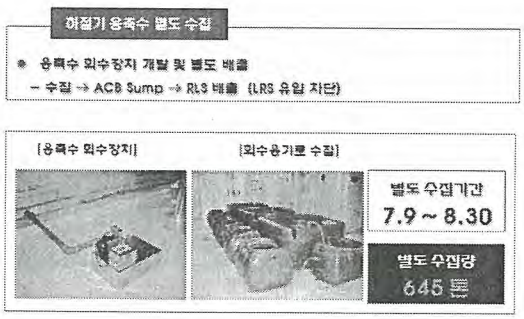
액체폐기물의 발생량을 저감하고 LRS 성능유지 및 설비 건전성을 확보하기 위해 발전소 TDR 및

팀혁신과제로 선정하고 액체폐기물 종류별, 특성별 분리수집 및 맞춤처리 방안을 개발하였으며 관련 설비제작 및 지침서 등을 작성하여 운영하였다

Table 3. 이동식 MF/RO 정화처리 결과.

구 분	시험전 (kg)	시험후			액체 폐기물 저감률
		정화 수준	정화수	농축수	
성능 시험 폐액	3,285	방사능 저감 1/10 ~ 1/100	4,870 kg	360 kg	93.1 %
6호기 7차 O/H 폐액	1,945	전도도 저감 1/5 ~ 1/20			
합 계	5,230	탁도 저감 측정수준 이하			





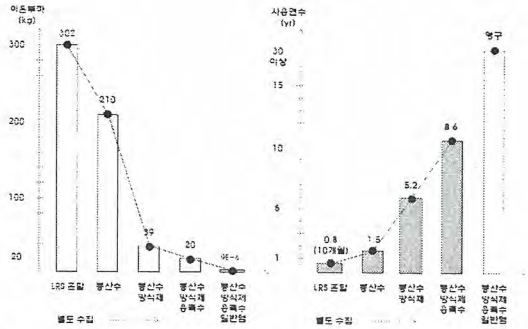


Fig. 2. 이온성 액체폐액 별도수집시 수지사용연수 증가 (종류별 이온부하 및 수지 이온교환능력 평가).

2.3 효과

○ 고체 및 액체 방사성폐기물 발생 저감

- 하절기 O/II 배출농도 과거대비 86% 감소
- LRS 폐수지 발생 83% 감소

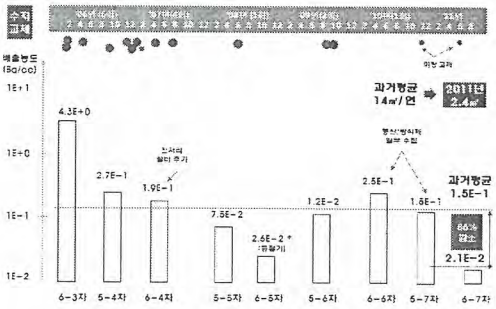


Fig. 3. LRS 수지교체 및 O/H기간 액체배출 현황.

3. 결 론

액체폐기물처리 프로세스 개선을 위해 종류별, 특성별 액체폐기물 별도수집 및 맞춤처리 방안을 개발 적용한 결과 LRS 최적성능 확보로 과거 대비 액체 및 고체 방사성폐기물이 현저히 저감하였으며 폐기물처분 및 LRS 설비 유지관리 등 예산 절감 효과도 연간 7억원 이상으로 크게 나타남.

향후에도 지속적인 액체폐기물처리 프로세스 개선을 통해 방사성 폐기물 저감 및 환경 영향을 최소화하고 원자력 청정이미지 제고에 기여하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] 한국 막학회 "막분리 기초", 1996.
[2] Technical Report TR.A07NJ06.J2008, 발전기술원, 2008.12.
[3] System Design Criteria-Liquid Radwaste System(WV).

제3분과

방사성폐기물 처리 및 제염해체 (Poster)

빈 면

침지형 중공사 여과막 처리공정의 막 교체 편의성 제고 설계기술 개발

조항래, 이지훈, 박종길
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
hang@khnp.co.kr

1. 서론

액체방사성폐기물처리계통의 이온교환수지 탈염기 또는 역삼투(RO) 공정의 처리효율 향상과 2차 폐기물 저감을 위해 지난 10년 동안 Wolf Creek 등 미국의 여러 원전에서 튜브형 한외여과(UF)막, 카트리지 필터, 활성탄 여과기 등의 전처리 공정을 적용하였다[1]. 국내 원전의 경우에도 폐액증발기를 대체하기 위해 도입된 이온교환수지 탈염기의 처리성능 개선을 위하여 고농도의 입자 및 이온성분을 사전에 제거하고자 정밀여과(MF)막과 역삼투(RO)막을 이용한 전처리설비를 개발·적용하였다[2]. 부유고형물 농도가 높은 폐액 처리에 유리한 침지형 중공사 형태의 정밀여과막을 적용하여 처리성능의 우수성을 확인하였으나, 고액분리 수조내부에 침지된 여과막을 교체하는 과정에서 작업자의 작업환경 및 방사선 피폭 관리 차원에서 설비개선의 필요성이 대두되었다. 따라서 본 논문에서는 침지형 정밀여과 공정의 막 교체 경험과, 막 교체 편의성 제고와 작업자 피폭 저감을 위해 개발한 설계기술에 대해 논하고자 한다.

2. 본론

2.1 침지형 중공사 정밀여과막 교체 배경

전처리설비의 장기 운전에 따라 정밀여과 공정의 중공사막의 공극 폐색율이 증가하고, 막 표면의 고형물 부하가 증가하여 흡입 진공도가 상승된 상태에서 운전이 지속되었다. 침지형 중공사막의 주기적 흡입과 역세운전으로 정압과 부압상태가 반복되어 PP(Polypropylene) 재질의 막 헤드 부위에 피로가 누적되어 상부에 균열이 발생하였다. 흡입 운전시 부압에 의해 헤드 부분이 수축될 때 균열 부위가 함몰되어 수조내에 농축되어 있던 부유고형물이 균열부위를 통해 흡입되어 여과수의 탁도가 일시적으로 증가하여 기준치(1 NTU)를 초과한 것을 시료채취 및 실험실 분석을 통해 확인하였다. 따라서 막 공급사와의 협의 과정을 거쳐 장기간 운전을 고려한 헤드 부위 건전성 확보를 위해 내약품성과 내충격성이 강화된 ABS (Acrylonitrile Butadiene Styrene) 재질의 새 막으로 교체하였다.

2.2 침지형 정밀여과막 교체 작업 수행

장기간 운전으로 손상된 정밀여과막을 교체하기 위해 정비 작업자의 산업안전 및 방사선 피폭관리 관점에서 작업계획을 수립하였다. 먼저 작업 하루 전에 수조 내 농축수를 배수하여 농축수 저장탱크로 이송하였다. 탈염수를 공급하여 침지형 막이 완전히 잠기게 한 후, 막 하부의 폭기용 노즐을 통해 공기를 공급해 막 표면과 수조 내벽을 세척하여 배수하였다. 약 1시간 정도 공기를 계속 공급한 후 작업 당일까지 약 15시간 동안 자연 건조시켜 폐막과 수조 내벽의 표면선량과 폐막의 무게를 크게 저감시켰다. 세척 및 건조 전·후 수조 내부 공간선량과 수조 외부 표면선량, 폐막의 무게 변화는 다음과 같다(Table. 1).

Table 1. Comparison of the dose rates, weights before and after cleaning, drying membranes and basin.

항 목	세척/건조 전	세척/건조 후
수조내 공간선량 (μSv/hr)	350~400	약 100
수조 외부 표면 선량(μSv/hr)	300~350	약 100
폐막 무게(kg)	25~30	15~17

작업 당일 작업전 회의(Pre-job Meeting)을 통해 방사선안전관리 방안과 자재 및 인력(5명)의 조달 상태를 확인하고, 작업 편의성과 안전성을 보완하기 위해 수조 상부 맨홀에 횡단 발판을 설치하였다. 신속한 폐막 철거를 위하여 먼저, 막을 고정하고 있는 와이어를 해체하고 여과수 흡입모관으로부터 연결된 흡입관과 공기 공급관을 절단하여 15개의 폐막을 모두 철거하였다(10분 소요). 그 다음 폐 연결기 분리 및 수조내부 정리 작업을 수행한 후(5분 소요), 새 막을 수조내로 반입하여 공기 공

급관을 연결하고 막의 정렬 및 초벌 고정 작업을 수행하였다(20분 소요). 여과수 흡입라인을 흡입 모관의 노즐에 연결하고 고정 와이어의 텐션 조절을 수행한 후(60분 소요), 마지막으로 역세운전을 통해 각 연결 부위의 누설 여부를 확인하였다(10분 소요). 폐막 철거에서 새 막 설치 완료까지 총 1시간 45분이 소요되어 예상보다 빠른 시간 내에 작업이 완료되었으나, 새 막 연결 작업에 많은 시간이 소요되어 공간 선량율 증가 시 작업자의 과다 피폭과 상부 맨홀을 통한 폐막 철거 작업 시 안전사고의 우려가 있었다. 따라서 막 교체 작업의 신속성과 안전성을 확보하기 위해 설치방법 개선방안을 모색할 필요성이 대두되었다(Fig. 1).

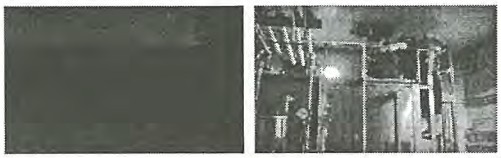
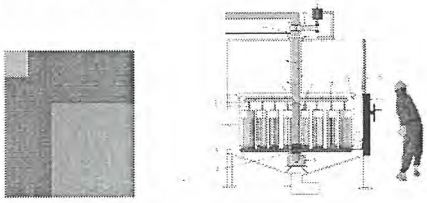


Fig. 1. The views of replacement work of spent immersed hollow fiber membranes.

2.3 침지형 중공사막 교체 편의성 제고 설계기술 개발

전처리설비 정밀여과(MF) 공정의 침지형 중공사 정밀여과막의 교체 편의성 증진을 위하여 안전한 작업위치 확보와(1) 수조 외부에서의 신속한 교체 작업으로 작업자 방사선 피폭 저감(2) 이라는 두 가지 관점에서 침지형 중공사막의 설치방법 개선방안을 모색한 결과, 막을 수조 측면에 일자형으로 배치하는 대신 환형으로 배치하여[Fig. 2 (a)], 방사선 차폐체가 설치된 수조 측면의 해치형 도어를 통해 막이 연결되는 흡입모관을 회전시키면서 막을 하나씩 신속하게 교체할 수 있도록 하였다[Fig. 2 (b)]. 따라서 납 두께 10 mm, 차폐효율 50%, 작업시간 60% 단축을 가정하면 작업자 피폭선량을 약 80% 저감할 수 있을 것으로 예상된다.



(a) (b)

Fig. 2. Design concept of immersed hollow fiber membranes installation for easier replacement work.

이에 따른 부수적 효과로서 흡입모관을 환형으로 구성함으로써 모관의 길이가 원주율만큼 길어져 동일 공간에 막을 약 3배 정도 더 많이 설치할 수 있어 공정의 처리용량 증대도 가능하다. 또한 흡입 모관과 공기 공급 모관의 동시 회전이 가능하도록 막의 투과수 흡입 수직배관을 에어 자켓 형태의 이중관으로 설계하여 내측은 흡입 모관과 통하고, 외측은 공기 공급 모관과 통하도록 하였으며, 막을 지지하는 하부 지지판의 상하 조정이 가능하도록 하여 막의 규격(높이) 변경에 대응이 가능하고 별도의 고정 장치 없이 하부 지지판의 조정으로 막을 쉽게 고정할 수 있도록 하였다. 이러한 설계 기술을 특허 출원하였다.

2.4 고찰

침지형 정밀여과막과 역삼투막을 적용한 액체 방사성폐기물 전처리설비의 운전 및 정비 경험을 통해, 새로운 기술 적용 시 초기 투자비용이 다소 증가하더라도 장기적 관점에서 현장 여건을 반영하고 정비요원의 안전과 편의성을 고려한 치밀한 설계개발이 중요하다는 것을 알 수 있다.

3. 결론

전처리설비의 정밀여과 공정에 적용된 침지형 중공사막의 운전 및 정비 경험을 통해, 침지형 막의 운전 특성상 취약 부위를 확인하여 설계상 보완 필요성을 도출하였다. 막 교체 시 작업자의 안전한 작업위치 확보와 수조 외부에서의 신속한 교체작업을 통한 작업자 피폭저감을 위하여 중공사막을 환형으로 배치하는 막 교체 편의성 제고 설계기술을 개발하여 특허 출원하였으며, 막 교체 시 작업자 피폭선량을 약 80% 저감할 수 있을 것으로 예상된다. 또한 본 기술의 설계 검증과 보완 과정을 거쳐 침지형 여과막 처리공정의 소형화와 모듈화를 통해 이동식 복합공정 개발의 기반이 될 수 있을 것으로 보인다.

4. 참고문헌

[1] EPRI International Low-Level Waste Conference Paper, Reverse Osmosis Applications for PWR Liquid Radwaste Processing, 2008.

[2] 방사성폐액 전처리 최적화를 통한 액체방사성폐기물 처리시스템 성능개선 연구(울진1발, 영광3발,울진3발) 최종보고서, 2009

척도인자 주기검증을 위한 신규 발생 방사성폐기물의 척도인자 분석

황동현, 이나라, 박종길
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
moremorc@khnp.co.kr

1. 서 론

원전에서 발생되는 폐기물을 처분시설로 인도하기 위해서는 중·저준위 방사성폐기물 인도규정(이하 '인도규정'이라 한다) 및 방사성폐기물 인수방법 등에 관한 규정(이하 '인수규정'이라 한다)에 따라 폐기물의 총 방사능량과 규제 대상핵종에 대해서는 핵종별 방사능농도가 규명되어야 한다. 핵종별 방사능농도를 규명하기 위해 직접 측정이 어려운(DTM; Difficult-To-Measure) 핵종의 방사능은 척도인자를 사용하여 평가한다. 이러한 척도인자는 척도인자가 도출된 시료 채취 기간에 발생한 폐기물에 대하여 적용되며, 그 후에 발생되는 폐기물에 대하여 적용되기 위해서는 인도규정에 따라 2년에 1회 이상, 또는 폐기물 조성에 변화를 줄 수 있는 요인이 발생한 경우에는 그때마다 확인을 하도록 되어있다. 한수원(주)는 2004년부터 2008년까지 발생된 폐기물에 대하여 2009년에 최초 척도인자를 도출하였으며, 2009년 이후 발생된 폐기물에 대한 적용성을 확인하기 위해 추가 시료 분석을 통해 척도인자에 대한 주기검증을 수행중이다.

2. 본 론

2.1 시료채취 및 분석

주기검증을 위한 시료는 각 발전소별로 잡고체, 고방사능폐수지, 농축폐액 등 3개의 폐기물스트림으로 구분하여 각각 3개의 시료를 채취하여 17개 핵종에 대한 방사능을 분석하였다. 분석결과가 MDA(Minimum Detectable Activity) 미만으로 나타날 경우 척도인자가 과대/과소 평가되는 것을 방지하기 위해 해당 데이터를 제외하였다.

2.2 척도인자 도출 방법

최초 척도인자 도출 시 식 (1)에 의해 상관계수를 계산하고 상관계수가 0.6보다 크거나 같으면 로그선형회기법을 적용하고 상관계수가 0.6 미만이면 기하평균을 적용하였으며, 검증을 위한 척도인자 도출 시에는 상관관계 분석 없이 최초 척도인자 적용방법을 그대로 사용하였다.

$$r = \frac{S_{xy}}{\sqrt{S_{xx}}\sqrt{S_{xy}}} = \frac{\sum_{ij}(x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\sqrt{\sum_i (x_i - \bar{x})^2}\sqrt{\sum_j (y_i - \bar{y})^2}} \quad (1)$$

여기서 x_i 및 $\bar{x}$ 는 각각 지표핵종의 방사능 및 평균이고, y_i 및 $\bar{y}$ 는 각각 DTM 핵종의 방사능이다.

2.3 척도인자 신뢰성 검증

척도인자에 대한 신뢰성 검토를 위해 Fig.1의 방사성폐기물 핵종재고량 평가 프로그램(Evaluation of Radioisotope Inventory of Radioactive wastes; ERIR)의 척도인자 계산 모듈을 사용하였다.

Fig. 1. Main picture of ERIR program.

검증은 미국 NRC BTP에서 제시한 기준에 따라 기하평균 방법으로 척도인자를 도출한 경우에는 시료의 척도인자 또는 척도인자의 평균값이 다음과 같이 척도인자의 1/10 ~ 10 배 범위에 있으면 유효하고, 로그선형회귀 방법으로 척도인자를 도출한 경우에는 시료의 DTM 핵종의 방사능 값을 로그선형회귀 식에 지표핵종의 방사능 값을 대입하여 구한 DTM 핵종의 방사능 값과 비교하여 1/10 ~ 10 배 범위에 있으면 척도인자가 유효한 것으로 판단한다. Fig. 2는 울진1발전소 잡고체 폐기물의 기하평균에 의한

삼중수소에 대한 척도인자 검증 결과이며, 개별 시료의 척도인자 값이 유효범위 안에 있다. 여기서 SF1은 척도인자, STD는 LMD(Log Mean Dispersion)을 나타낸다.

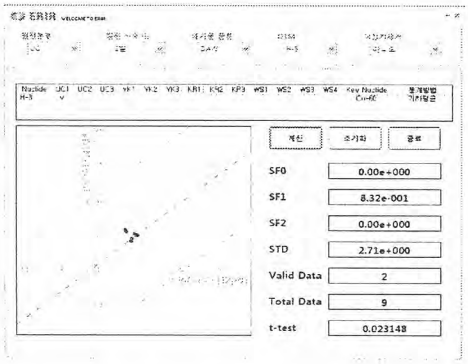


Fig. 2. Example of verification of scaling factor by geometric average method.

Fig. 3은 울진1발전소 농축폐액 폐기물의 로그 선형회귀법에 의한 Fe-55에 대한 척도인자 검증 결과이며, 개별 시료의 척도인자 값이 유효범위 안에 있다.

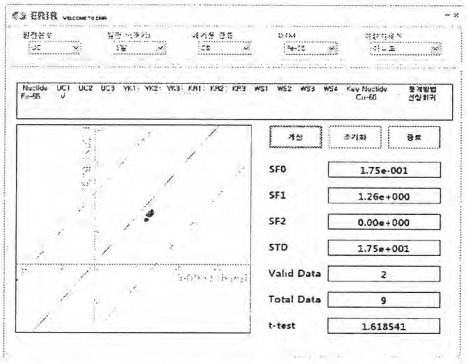


Fig. 3. Example of verification of scaling factor by log linear regression method..

Fig.3에서 SF0과 SF1은 식 (2)에서 각각 c와 d 값에 해당한다.

$$\mathrm{Log}(A_{DTM})=c' + d \times \mathrm{Log}(A_{key})$$

$$\text{또는,}\quad A_{DTM}=c \times (A_{key})^{d},\ c'=\log(c) \qquad (2)$$

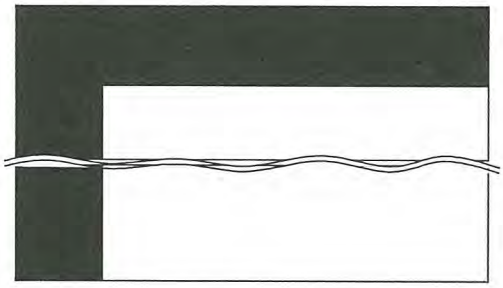
여기서, d = 선형 회귀 모형의 기울기

c′ = 선형 회귀 모형의 y절편

2.4 척도인자 분석 결과

주기적 검증을 위한 척도인자는 초기 척도인자 도출시 그룹화한 군으로 통합하여 2009년에서 2010년에 발생된 잡고체, 폐수지, 농축폐액에 대해 도출하였으며, Table 1은 잡고체 폐기물의 척도인자 분석결과의 일부이다. 향후 기존 척도인자와 비교하여 타당성을 확인할 것이다.

Table 1. Examples of scaling factor of DAW



3. 결 론

2009년도에 도출된 국내 원전의 최초 척도인자에 대한 주기검증을 위해 2009년에서 2010년 발생된 원전 방사성폐기물에 대해 시료분석을 통해 척도인자를 분석하였다. ERIR 프로그램을 사용하여 개별 척도인자가 대부분 유효범위(1/10배 ~ 10배) 내에 있음을 확인하였고 일부 분석결과는 보수적인 결과를 보였다. 분석결과는 향후 기존 척도인자와의 t-검증을 통해 기존 척도인자의 유효성을 확인하고 규제기관의 협의를 거쳐 2009년부터 2010년에 발생된 신규 폐기물에 적용될 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국수력원자력(주), "전 원전 방사성폐기물 핵종분석용 척도인자 및 주기적 검증방법 개발, 2009.

[2] 교육과학기술부고시 제2009-37, 중·저준위 방사성폐기물 인도규정.

[3] IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.18," Determination and Use of Scaling Factor for Waste Characterization in Nuclear Power Plants," 2009.

[4] NRC," Low Level Waste Licensing BTP on Radioactive Waste Classification," 1983.

이온교환수지 성능평가 시스템 구축

김정미, 양호연, 성기방
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
jeongmi@khnp.co.kr

1. 서 론

원자력발전소에서 이온교환수지는 연속적으로 계통수 수질정화 목적으로 계통별 탈염설비에 충전되어 사용되고 있다. 계통수질을 관리 기준 내로 유지하기 위해서는 이온교환수지의 적정성능이 보장되어야 하므로, 수질 모니터링을 통한 성능 감시와 함께 성능 저하 시 교체 또는 재생 등의 조치를 취하여야 한다. 원전에 사용되는 수지의 용량은 원전 1차계통 CVCS 정화탈염기 및 2차계통 증기발생기 취출수탈염설비, 복수탈염설비 등을 포함하여 발전소 1 호기 당 OPR-1000 형 원전 기준 약 90,000 L 정도 된다.

국내외 일부 원전에서 이온교환수지 성능이상으로 인한 계통 수질 악화 및 중수로 감속재 정화계통 독물질 제거 불량 사례를 경험하였다. 이는 수질관리 및 발전소 운영에 영향을 끼칠 뿐만 아니라 방사성폐기물 증가 문제를 야기시킨다. 이에 신규 구매 이온교환수지 및 계통 적용 전 수지에 대한 성능평가 기술 확보 필요성이 제기 되었다. 한수원중앙연구원에서는 이온교환수지 성능평가에 대한 사례 분석과 시험규격 분석 등을 통해 평가 항목을 분석하고, 이를 위한 성능평가 시스템을 구축하였다.

2. 본 론

2.1 이온교환수지 성능 이상사례

2008~2009년 중 계통에 사용 중이던 일부 이온교환수지의 관능기 이탈, 전도도 증가 및 목표 제거농도로의 도달 시간 지연 등 문제점이 다수 발생하였다(Table 1).

국내·외 이온교환수지 적용 문제점 및 사례 검토 결과, 이온교환수지 제조 과정에서의 오염 및 성능 불량으로 인한 계통 수질 악화 및 수지 성능 저하 경험 사례가 보고되고 있어 이온교환수지 사용 전 성능검사를 통한 성능 관리가 요구되었다.

Table 1. Experience Cases from Ion Exchange Resin Performance Deterioration.

발전소	계통/설비	계통 수질 영향	원인분석
A	고정자냉각수	전도도 증가	음이온수지불량
B	고정자냉각수	전도도 증가	음이온수지불량 (관능기 이탈)
C	감속재정화	독물질제거지연	수지성능미흡
D	감속재정화	독물질제거지연	수지성능미흡
E	감속재 정화	독물질제거지연	수지성능미흡
F	SG 취출수	전도도 증가	수지성능조기상실

2.2 이온교환수지 성능평가 항목 분석

이온교환수지 성능평가 항목을 1) 구매규격서 항목, 2) 수지 오염 및 장기 보관에 따른 산화 및 열화평가 항목, 3) 이상사례 관련 항목으로 구분하여 분석하였다(Table 2).

Table 2. Document Analysis for Properties of Ion-Exchange Resins.

구분	구매규격서	산화 및 열화 평가	이상사례 관련
수분함유량	해당	주요 인자	주요 인자
총이온교환용량	해당	주요 인자	주요 인자
입도 및 균질계수	해당	참조 인자	-
재생율	해당	-	참조 인자
불순물	일부 해당 (원자로급수지)	-	참조 인자

발전소 사용 수지에 대한 항목 분석결과, 수지가 산화 또는 열화됨에 따라 수분함유량은 증가하고, 부피 당 총이온교환용량이 감소하였다[1,2]. 이상사례와 관련한 주요 인자는 총이온교환용량으로 판단되어, 수분함유량과 총이온교환용량을 기본 항목으로 선정하였다.

2.3 이온교환수지 성능시험 기술규격

이온교환수지 성능평가법과 관련된 기술규격으로는 KS I 9202('08)[3] <이온교환수지의 성능 시험방법>과 ASTM D 2187-94('09)[4] <Standard Test Method for Physical and Chemical

Properties of Particulate Ion-Exchange Resins>가 있다. 성능평가 시스템 구축을 위한 두 기술규격 비교 결과,

KS 시험법에 1) 수지 재생율 및 염화이온 함량, 탄산염함량, 황산이온 함량에 대한 시험방법이 포함되어 있지 않고, 2) 성능 시험 시 사용되는 각종 시약이 ASTM 규격에 비해 과량으로 요구되며, 3) 수지에 포함된 가용성 함유물을 용출 제거하는 공정(조정 공정) 완료를 세척액의 이온 분석을 통해 판단하도록 하여 세척 종료 판단이 어려운 문제가 있었다(ASTM은 세척시간으로 판단). 따라서 본 연구에서는 ASTM 규격에 근거한 성능평가 시스템을 구축하였다.

2.4 이온교환수지 성능시험 장치 구축

이온교환수지 성능시험은 크게 4단계 공정으로 이루어지는데, 1단계는 수지의 가용성 함유물을 제거하는 조정 및 세척 공정(혼상수지의 경우 분리 공정 포함), 2단계 수분제거, 3단계 염분리, 4단계 적정공정으로 진행된다. 기본항목으로 선정한 수분함유량과 총이온교환능 분석을 위해 ASTM 규격 분석을 통해 다음과 같이 단계별 설비를 구축하였다.

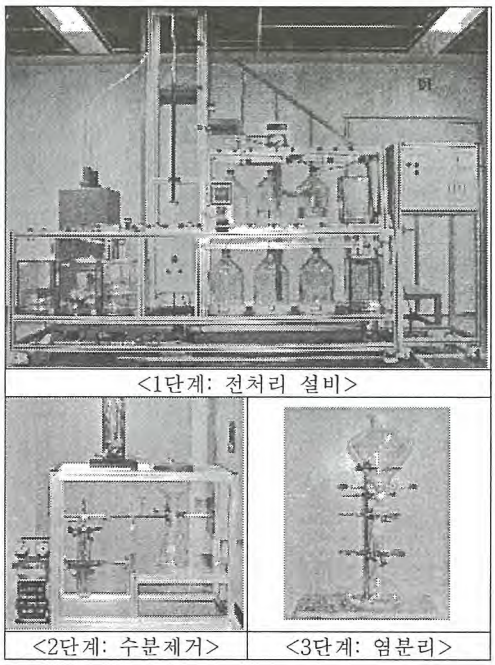


Fig. 1. Testing Equipment for Physical and Chemical Properties of Ion-Exchange Resin.

수분함유량은 1단계 전처리공정 후 일정 시간 건조하여 건조감량 무게 측정을 통해 산출한다. 총이온교환능의 경우, 전처리 및 수분제거 후 양이온 수지와 음이온 수지 각각에 대해 2-3단계의 염분리 공정을 거쳐 얻어진 최종 추출액을 적정 반응시약의 소모량을 통해 산출한다.

기본 평가 항목 외 구매규격서에 포함되어 있는 재생율과 불순물 등의 항목도 구축된 본 설비를 활용하여 성능시험이 가능하다.

4. 결 론

이온교환수지 성능이상 사례에 대한 대책의 일환으로 이온교환수지 성능평가 시스템 구축 필요성이 제기되어 관련 시험 규격과 사례 분석을 통해 성능평가 시스템을 구축하였다. 구매규격서와 기술 문서, 사례보고서를 검토한 결과 총이온교환용량과 수분함유량을 기본항목으로 선정하였다. 또한 이온교환수지 성능시험 규격인 KS I 9202('08)와 ASTM D 2187-94('09)을 비교 분석하여 ASTM규격을 시험 기본 규격으로 결정하였다. 시험 규격 검토를 통해 각 공정 단계를 분석하여 시험 장치 설계 및 구축을 완료하였다.

향후 본 설비를 활용하여 기본 항목을 우선으로 성능평가 시험을 진행할 예정이며, 시험 과정 중 도출되는 문제점들을 분석하여 추가적인 설비 개선을 추진할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] Kitchener, J.A. Ion Exchange Resins. London: Methuen & Co, and New York: Wiley, 1961.
[2] Dow Chemical Co. Ion Exchange. Midland, Mich: Dow Chemical Co., 1964.
[3] KS I 9202(2008) 이온교환수지의 성능 시험방법.
[4] ASTM D 2187-94(2009) Standard Test Method for Physical and Chemical Properties of Particulate Ion-Exchange Resins.

Flux를 이용한 용융 거동 특성 연구

조현제, 박승철, 김천우
한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
cho@khnp.co.kr

1. 서론

플라즈마 토치를 이용한 용융에서 금속은 비중에 의해 용융풀 하부에 유동층을 형성하며, 비중이 낮은 비금속 슬래그는 상부에 형성하기 때문에 콘크리트 등 비가연성 물질 등은 플라즈마 토치를 이용한 용융시 유도가열 메카니즘을 적용할 수 있다. 즉, 플라즈마 용융 분위기에서 금속층은 낮은 점도와 높은 전기전도도를 형성하기 때문에 전극 carrier로 작용하여 금속층 상부를 덮고 있는 슬래그의 열원 역할을 하게 된다. 슬래그는 1,500℃ 이상의 플라즈마 고온에서 무기물질들이 유리형태인 규산염에 결합된 형태로 존재하게 된다. 대부분의 슬래그는 유리화(vitrification)되는 SiO_2 성분이 많이 분포되어 있으며, 거동 특성에 따라 망상구조(network former)를 가지는 SiO_2, P_2O_5 등은 산성산화물, 망상구조를 파괴(network modifier)하는 CaO, MnO, FeO, Na_2O 등은 염기성 산화물 및 중성산화물(Al_2O_3, Fe_2O_3)로 분류된다. 따라서 슬래그는 무전하 분자들의 혼합으로 화학적 거동은 염기도(basicity)라는 염기성 및 산성 산화물 성분 비율에 따라 나타난다. 슬래그에서 염기도의 크기는 용융물의 거동에 중요한 인자로 작용하게 되는데, 그중 하나가 용융물 점도로 나타난다. 용융물 점도는 금속층과 슬래그 용융물 사이의 물질교환 속도에 영향을 주는데, 점도가 낮으면 대류가 양호해져 슬래그와 금속의 혼합으로 인한 열전도가 용이한 반면 내화물에 대한 침식 영향은 크게 된다. 그러나 점도가 높으면 슬래그내 이온들의 확산 움직임이 둔해져서 전기전도도를 저하시키는 요인이 된다. 본 연구는 낮은 염기도를 이루는 물질의 용융 후 배출 특성을 분석하고 원활한 배출과 용융물의 로내 건전성 유지를 위한 flux의 조건을 도출하는데 목적이 있다.

2. 본론

본 연구에 이용한 콘크리트는 0.2~0.3 내외의 낮은 염기도로 인해 용융 슬래그의 점도는 높게 되고 이로 인해 로내 용융풀의 유동성이 떨어져 foaming 현상 등 불안정한 운전조건이 발생할 수 있으며, 용융 슬래그는 배출(pouring)이 원활하지 않게 된다. 고점도 슬래그를 배출하기 위해서는 배출구에 유도가열방식을 적용하여 추가로 용융물을 가열 후 배출시키거나 배출에 적절한 점도를 유지시킬 flux를 첨가하여 슬래그를 자동 배출하는 방법이 있다. Flux를 이용한 자동배출 조건을 도출하기 위해 용융 슬래그의 점도를 모델 및 실험값을 비교하였다. 콘크리트 용융물에 대한 점도분포를 Riboud 모델을 이용하여 온도에 따른 점도 분포를 계산하였다. 측정은 전기로에 장착된 Brookfield HB-DVIII viscometer를 이용하였다. 그림 1에서 측정값은 계산값에 비해 상당히 높은 분포값을 보여주고 있다. 슬래그 배출시 고려되는 온도인 1,500℃이하에서 계산 및 측정값이 상당히 높은 고점도로 배출이 어려울 수 있다.

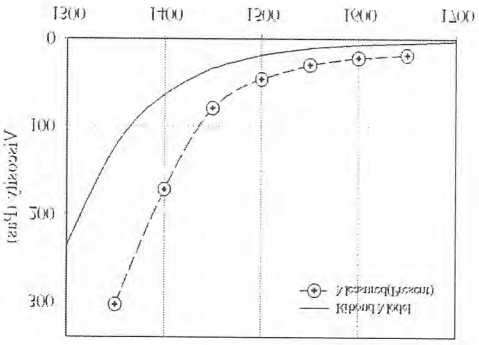


Fig. 1. Comparison with Concrete Molten Viscosity.

그림 1에서 보여주는 측정값의 점도는 용융로내 플라즈마 운전 온도인 1,500℃이상에서도 상당히 높은 점도를 보여주고 있다. 이것은 일반적인 슬래그 운전점도 분포인 100 poise (10 Pas) 이하보다 높은 값으로 용융슬래그 배출이 어려운 영역으로 분석된다.

3. 결론

저 염기도를 갖는 비가연성 콘크리트에 대한 용융 상태와 슬래그 배출을 위해 30kW급 소형용융로를 이용하여 실험하였다. 먼저 콘크리트 용융 슬래그를 배출하기 위해 배출구에 유도가열방식을 적용하였으며, 배출구 유도가열 출력을 30kW에서 60kW로 변화시키면서 변화를 분석하였다. 그림 2와 같이 출력에 따른 배출구 온도변화에 의한 슬래그 배출시험 결과, 유도가열 출력을 45kW까지 서서히 증가시켜도 배출구에 위치한 용융물이 가열만 될 뿐 배출되지 않았으며, 50kW 시점부터 약간의 용융물만 배출되고 더 이상 배출은 되지 않았다(그림2 점선영역). 이때 배출된 용융물은 용융초기 ignition으로 이용된 금속용융물이 빠져 나온 것으로 확인되었다. 두 번째는 상기 용융물에 flux로 CaO를 5wt% 단위로 구분하여 일정시간 투입하였다. 10wt%의 flux를 투입한 결과 용탕내 용융물 상태는 저 점도를 유지하여 유동성이 확연히 양호해진 것으로 나타났으며 배출구 유도가열 출력을 30kW정도 올리자 원활하게 배출되는 것으로 나타났다(그림 2 실선영역).

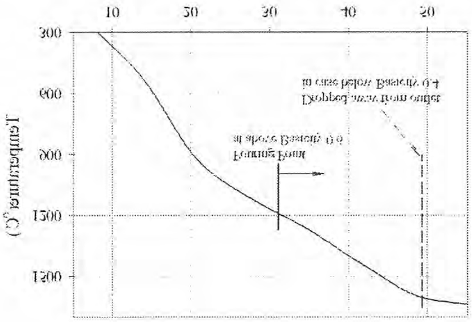


Fig. 2. Induction Heating Curve Applied on Pouring System.

그림 2의 flux를 이용한 실험을 바탕으로 CaO 첨가량에 대한 점도 곡선을 그림 3과 같이 얻었다. 그림에서 용융물이 0.5 이상의 염기도를 유지할 경우 용융 슬래그는 배출 가능한 것으로 나타났으며, 배출구를 가열방식으로 적용할 경우 원활히 배출될 수 있는 것으로 확인되었다.

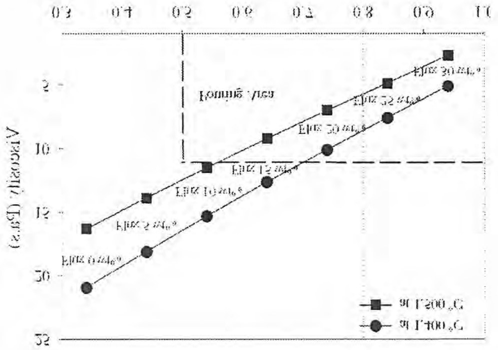


Fig. 3. Distribution of Basicity vs Viscosity by Additive.

본 연구에 이용한 콘크리트는 염기도가 0.25 내외로 상당히 낮은 물질로써, 배출에 적절한 점도를 유지하기 위해서는 용융물에 flux를 15% 이상 적용해야 하는 것으로 나타났다. 이것은 염기도 수치를 0.5 이상 유지하는 값으로 배출구 가열방식을 사용하지 않고 자동 출탕을 유도할 경우 flux 양은 더 필요한 것으로 나타났다. 염기도가 0.2~0.3인 콘크리트 용융물에 flux를 추가하여 염기도를 0.8이상 올리면 용융풀의 유동성이 활발하여 용융물의 요동이 상당하였으며 부분적으로 foaming 현상도 발생하였다. 따라서 향후 저 염기도를 갖는 용융풀 상태관리 및 슬래그 배출시 flux 양을 적절하게 이용할 필요가 있는 것으로 확인되었다.

우라늄변환시설 용융금속폐기물의 자체처분을 위한 평가

홍상범, 황두성, 이기원, 문제권
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

OECD/NEA 자료에 의하면 향후 50동안 발생되는 금속폐기물의 양은 약 3,000만 톤 정도가 될 것으로 추산된다. 이러한 폐기물의 대부분은 방사성물질에 의해 미미하게 오염되어 있어 재활용하는 경우 상당한 경제적 이득을 얻을 수 있다[1]. 해외 선진국 및 국내에서도 원자력시설 해체과정에서 발생된 금속폐기물의 재활용을 위한 용융연구가 수행되었고, 스웨덴 Studsvik, 프랑스 SOCODEI, 일본 JAEA 및 독일 Siempelkamp 등에서 상당한 규모의 용융시설을 구축하여 운영하고 있다. 이러한 시설에서는 유도로(Induction Furnace)를 이용하여 용탕의 교반효과로 인한 용융금속 내 성분이 균질하게 분포되어 대표시료 확보가 용이하며, 핵종별 분배특성으로 인한 제염효과 이외에 금속폐기물의 부피를 저감할 수 있는 장점이 있다[2]. 우라늄변환시설은 해체과정에서 발생된 금속폐기물이 총 208.6톤으로, 이중 탄소강은 약 135.6톤이고, 스테인레스강은 약 76.0톤이 발생되었다. 스테인레스강 해체폐기물은 초음파화학제염공정으로 제염 처리하였으며, 탄소강 해체폐기물은 스팀제염을 수행하였으나 제염이 용이하지 않은 금속폐기물 약 73톤에 대하여 용융제염을 수행하여 자체처분대상폐기물로 전환하였다.

탄소강 제염을 위해 해체금속 용융설비는 180 kg/batch 의 용량으로 제작 설치하여 용융처리하였다. 용융된 금속폐기물의 재활용을 위한 금속용융을 통한 작업자 및 일반인의 피폭선량을 평가하여 자체처분을 위한 처분제한치를 도출하였고 관련 선행연구 결과와 비교하였다.

2. 본론

2.1 금속폐기물 용융

금속폐기물의 용융을 처리를 위해 폐기물발생량이 적고, 효과적으로 운전할 수 있는 고주파유도로를 사용하였다. 용융장치는 고주파 발진장치와 용해로체로 구성된 고주파 유도설비와 냉각계통으로 구성된다. 용융시스템의 용량은 180 kg/batch 이고, 고주파발진장치는 철재 200kg을 용융할 수 있는 용량이고, 입력전원은 3상 440V, 60Hz, 출력전원은 200kW, 출력 주파수는 3kHz이다. 용융과정에서 시료 채취는 매 배치마다 수행하였고, 국자모양의 시료채취기를 이용하여 시료를 채취하여 분석하였다. 생성된 Ingot의 방사능농도는 배치마다 다소 차이는 있었지만 최대 약0.05 Bq/g 이고, 오염된 우라늄은 대부분 용융과정에서 슬래그로 이동하여 슬래그의 방사능 농도는 약 24 Bq/g으로 분석되었다. 외국의 연구결과에서도 위의 경우와 같이 우라늄 오염 금속폐기물의 용융 후 금속, 분진 및 슬래그의 방사능 분율을 분석한 결과 금속(0~1%), 분진(0~5%) 및 슬래그(95~100%)의 결과를 제시하고 있다[3]. 용융된 Ingot내에 우라늄이 균질하게 분포하는지 확인하기 위해 시료를 상/중/하로 구분하여 각각의 위치에서 채취하 분석한 결과 상단(0.032 Bq/g), 중단(0.046 Bq/g), 하단(0.042 Bq/g)으로 매우 균질한 결과를 얻을 수 있었다.

Fig. 1. Induction furnace of melting system.

2.2 자체처분을 위한 안전성 평가

우라늄변환시설의 해체과정에서 발생되어 용융처리된 금속폐기물의 자체처분을 위해 RESRAD-RECYCLE 및 RESRAD 전산코드를 이용하여 안전성평가를 수행하였고, 핵종별 처분제한치를

도출하였다. 금속폐기물의 재활용을 위해 RESRAD -RECYCLE 전산코드에서 고려하고 있는 시나리오는 아래와 같으며, 본 평가에서는 아래의 시나리오 중 직접 재이용되는 시나리오 , 제한적으로 원자력산업에 재활용되는 시나리오 및 소비재와 공공재의 활용가능성이 낮은 시나리오는 제외하였다. 그리고, 금속 재활용을 위해 제품을 제조하는 과정에서 재용융이 이루어진다. 이 과정에서 오염된 금속내 방사성물질 대부분이 슬래그로 이동됨을 고려하기 위하여 시나리오를 고려하였다. 슬래그의 경우 대분이 매립 및 도로 포장재로 사용됨을 고려하여 매립에 따른 안전성을 RESRAD 전산코드를 적용하였다. 유효선량 개념을 적용하기 위해 내부피폭(흡입/섭취)에 대한 선량환산인자를 적용하기 위해 내장 라이브러리를 수정하였다. 매립 시나리오의 경우 특히 연령군(4개 그룹)에 따른 영향을 고려하여 평가하였다.

Table 1. Applied Scenario for steel recycling.

단계	시나리오	고려여부	재활용	시나리오	고려여부
고철운반	절단작업자	o	생산품유통	적하작업자	o
	적하작업자	o		트럭운전자	o
	트럭운전자	o			
	주변 거주자	o		판재조립작업자	o
철강용융	고철취급자	o		작업장작업자	o
	야적장취급자	o	소비재	주차장	o
	용융로 적하작업자	o		방/사무실	o
				가정용구	o
	용융로운전자	o		자동차	o
	분진여과기 취급자	o		배/보트	×
	정련작업자	o			
	강괴주조 작업자	o		사무용가구	o
				가정용가구	o
	소모품주조 작업자	o		프라이팬	o
	슬래그작업자	o		음료수캔	×
강괴운반	적하작업자	o	공공재	도로포장	o
	트럭운전자	o		건물(철근)	o
초기가공	야적장작업자	o		건물(돔형)	x
	판재제조자	o		교량	o
	코일제조자	o	제한적 재활용	차폐체, 폐기물용기	×
최종가공	판재취급자	o			
	코일취급자	o	재이용	장비, 건물	x
			매립	슬러지 매립	o

초기 오염도는 우라늄변환시설에서 사용된 천연우라늄의 방사능분율을 고려하여 총 우라늄오염도를 1Bq/g으로 가정하였다. 평가결과 금속재활용에 따른 피폭선량 평가를 위해서 전산코드를 이용하여 평가한 결과 금속용융과정에서 슬래그 작업자가 최대 1.41E-02 μSv/y로 평가되었으며, 집단선량의 경우 재활용 시나리오 중 주차창 시나리오에서 6.90E-07 man.Sv/y로 평가되었다.

슬래그 매립의 경우 RESRAD 전산코드를 이용하여 평가한 구체적인 결과는 아래의 그림과 같다.

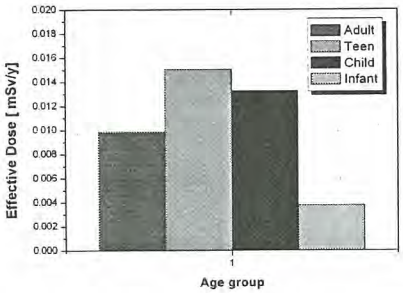


Fig. 2. Induction furnace of melting system.

3. 결론

고주파 유도로를 이용하여 우라늄변환시설 해체과정에서 발생되어 용융된 금속폐기물의 자체처분을 위한 안전성평가를 수행하였다. 금속재활용의 경우보다 금속재활용 과정에서 발생된 슬래그 매립에 따른 피폭선량이 높게 평가되었고, 연령군을 고려하여 평가결과 십대(Teen)에서 가장 높은 15.03 μSv/y로 평가되었고, 자체처분을 위한 처분제한치는 0.67Bq/g으로 IAEA에서 제시하고 있는 천연 방사성물물질에 대한 기준치 1 Bq/g보다 다소 보수적인 결과를 보여주고 있다. 향후 해체과정에서 발생될 대량의 금속폐기물을 자체처분하기 위한 기초자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] OECD/NEA, Recycling and Reuse of Scrap Metals, NEA report of CPD, 1996.

[2] 박진호 외, EPN 방식 일과처리에 의한 제염 후 처리공정 개발, KAERI/CR-352/2009.

[3] NCRP,"Managing Potentially Radioactive Scarp Metal",NCRP Report No 141 2002.

다양한 pH의 탄산염 및 NaCl 용액에서 UO_2와 SIMFUEL 전극의 전해 특성 비교

김광욱, 이근영, 성새름, 현준택, 이일희, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111
nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

UO_2 또는 우라늄 혼합산화물의 산 또는 알카리 용액에서의 산화용해 시, 이들 물질의 전기화학적 산화-환원 거동의 이해는 이들 용액에서 용해 기구를 정확히 이해하는데 필요하다. 또한 최근 우라늄 산화물의 용해처리를 위해 개발된 탄산염 용해 공정 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching)에서는 산화제로 과산화수소를 사용하는데 [1], 탄산염 용액에서 과산화수소가 자체 분해되어 과산화수소의 소모량이 많아지고 용액의 농도가 변화되는 문제를 발생하므로 산화제를 사용하지 않는 대체 용해 방법의 확보를 위해서도 우라늄 산화물의 전해 용해 특성 연구가 필요하다.

지금까지 UO_2 또는 SIMFUEL의 양극 산화의 연구는 모두 사용후핵연료의 지하처분 시 사용후핵연료의 부식 용해를 규명하기 위한 연구 관점에서 대부분 UO_2 산화-환원 평형 전위 영역에서의 연구되어 왔고, UO_2 산화-환원 평형전위 보다 큰 영역의 전위 범위에서 UO_2와 SIMFUEL 전해 용해에 대한 연구는 거의 이루어있지 않은 상태이다.[2] 본 연구의 이전 연구에서 산소가 발생되는 전위 보다 높은 전위에서 UO_2의 용해가 급격히 증가하고, 전위가 확장되는 영역에서는 우라늄 산화물의 전해 특성이 매우 크게 변화되는 것을 관찰하였다.

따라서 본 연구에서는 우라늄 산화물의 전체적인 전해 특성을 비교 평가하기 위하여 cyclic voltametery 방법을 사용하여 여러 pH 조건의 탄산염과 NaCl 용액에서 UO_2와 SIMFUEL 전극의 전해 특성을 비교 연구하였다.

2. 본론

2.1 실험

양극으로 사용되는 UO_2와 SIMFUEL는 직경 8.2mm, 길이 10mm의 펠렛으로 전극 터미널로 사용되는 SUS 봉과 테프론 슬리브 내에서 연결되어 전극으로 사용하였다. SIMFUEL은 Origen code 계산에 의해 사용후핵연료에 주요 핵종으로 존재하는 TRU를 제외한 16개 성분의 금속산화물을 이용하여 제조되었다. 전해 셀은 pH가 조절된 50 mL 용액의 0.5 M 탄산용액에 UO_2 전극과 참조전극으로 SSE (Ag/AgCl), 대응전극으로 Pt을 장착하여 구성하였다. 전극 표면은 금강석 (No. 400, 800, 1200)과 0.5㎛ 알루미나를 순차적으로 사용하여 연마하였으며, 이후 증류수로 철저히 세척하여 사용하였다. Cyclic voltammogram (CV)은 -1.5V ~ +4.5 V(vs SSE) 범위에서 측정되었고, 이때 전해 과정에서 발생되는 산소가 전극 표면 모여 전해 반응 측정에 영향을 주는 것을 최소화하기 위하여 표면을 상부로 향하도록 하였다. 용해 후 전극 표면을 절단하여 SEM, 및 EPMA를 사용하여 전극 표면 상태를 분석하였다. 용액 중의 U 농도는 ICP를 이용하여 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

UO_2는 식 (1)과 같이 여러 단계를 거쳐 UO_2^{2+} 형태로 용해되며, 이후 전극 표면의 조건에 따라 $UO_3 \cdot xH_2O$의 부식 생성물로 변화될 수 있고, 용액에 탄산염 이온이 존재 시 복잡한 $UO_2(CO_3)_x^{y-}$ 착물 형태로 존재하거나, $UO_2(CO_3)xH_2O$의 부식 생성물이 형성될 수 있다.

$$\begin{array}{c} \qquad\qquad\qquad\qquad (UO_3 \cdot xH_2O)_{surface} \text{ or } (UO_2CO_3 \cdot xH_2O)_{surface} \\ \qquad\qquad\qquad\qquad\qquad\qquad \uparrow \qquad\qquad\qquad \uparrow \\ UO_2 \rightarrow UO_{2+x} \rightarrow UO_{2.33} \rightarrow (UO_2^{2+})_{surface\,and\,bulk} \text{ or } (UO_2(CO_3)_x^{y-})_{surface\,and\,bulk} \end{array} \quad (1)$$

그림 1에는 UO_2 전극에서의 CV가 나타나 있다. 그림 1의 P1은 UO_2 구조내 입도 경계에 존재하는 비양론성의 UO_{2+x}의 산화에 의한 것이고, P2는 UO_2의 $UO_{2.33}$으로 산화에 의한 것이며, P3는 $UO_{2.33}$이 UO_2^{2+}로 산화에 의한 것이다. P4는 UO_2^{2+}로의 환원에 의한 것이고, P5는 UO_{2+x} 또는 부식생성물의 환원에 의한 것이다. 그림2에는 UO_2와 SIMFUEL 전극에서 산소 발생이 일어나는 약 +1 V보다 훨씬 높은 +4.5 V까지의 전위 영역에서 반복적 CV가 나타나 있다. SIMFUEL 전극에서는 UO_2 전극에서 보이는 피크들이 불분명

하게 나타나며, UO_2 전극에 비하여 전체적으로 매우 큰 충전전류가 나타나는 것을 볼 수 있는데 이것은 SIMFUEL 전극 내의 epsilon 입자라 불리는 금속 입자 (Ru, Pd, Mo)와 3가 희토류 금속의UO_2 격자 침입에 의한 전기전도도 증가 및 SIMFUEL 내 UO_2 이외에 부분적 금속산화물의 산화에 의한 것으로 생각된다. 그림2에서는 산소 발생전위를 넘어 전극 표면에 생성되는 $UO_2(CO_3)xH_2O$ 부식 생성물에 의해 전극 표면에서의 산소 발생이 억제되어 나타나는 P6가 나타나고 이 피크와 산소 발생전류는 반복되는 CV에서는 급격히 줄어드는 것을 보인다.

그림 2에는 pH가 변화되는 탄산염 용액에서의 UO_2와 SIMFUEL 전극의 CV가 나타나 있다. pH가 낮아질수록 부식 생성물이 $UO_2(CO_3)$ 형태에서 UO_2HCO_3로 변함에 따라 전극 표면에서의 산소 발생 억제효과가 줄어들어 P6의 피크가 줄어들면서 산소 발생 전류가 증가하여 연속적 CV에서도 전류의 증가와 CV의 재현성이 좋아짐을 관찰할 수 있었다.

그밖에 본 연구에서는 pH 변화에 따른 NaCl 용액에서 UO_2와 SIMFUEL 전극의 CV 비교를 하였으며, pH 변화에 따른 탄산염 및 NaCl 용액에서 평형 corrosion potential이 비교 측정되었다.

3. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

4. 참고문헌

[1] K.-W. Kim, et al., Nuclear Technology, 166,170(2009).

[2] B.G. Santos, J.J. Nöel, D.W. Shoesmith, J. Electroanal. Chem. 586 (2006) 1.

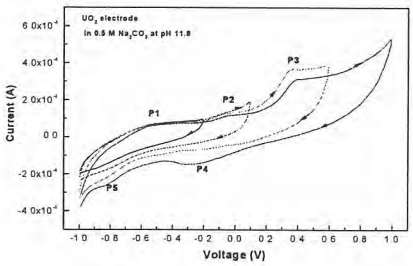


Fig. 1. UO_2 전극의 cyclic voltammogram.

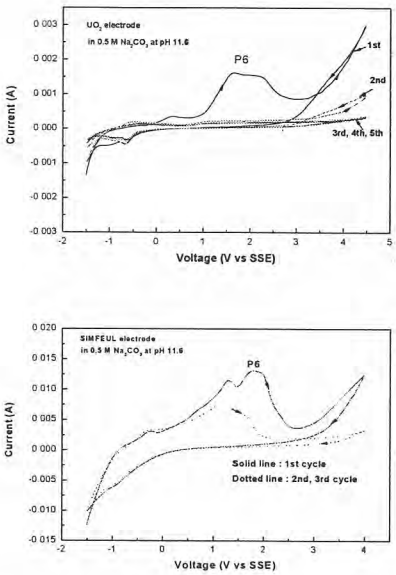


Fig. 2. UO_2와 SIMFUEL 전극에서 +4.5 V까지 확장된 cyclic voltammogram.

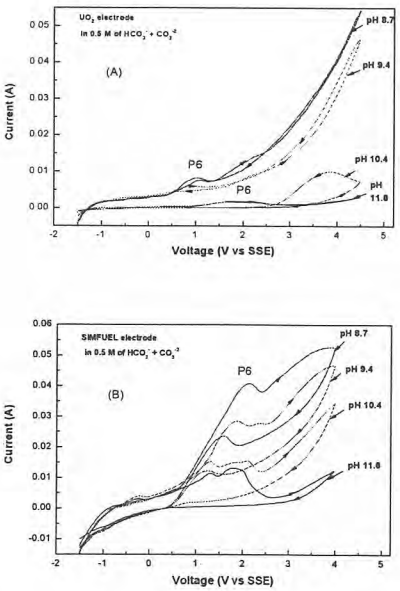


Fig. 3. pH가 변화되는 탄산염 용액에서 UO_2와 SIMFUEL 전극의 cyclic voltammogram.

고품위우라늄 혼합물의 과산화수소 침전 특성

이일희, 임재관, 성새름, 최은경, 현준택, 이근영, 양한범, 정동용, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

우라늄 혼합물로부터 U의 회수는 우라늄 혼합물의 효과적인 용해가 관건으로, U의 선택적 용해나 U/불순물을 함께 용해하는 일괄용해로 구별된다. 선택적 용해는 U과 공용해되는 불순물이 비교적 적으나 U의 용해량 또한 적은 반면에 일괄용해의 경우 U의 용해량은 비교적 많으나 불순물의 상당량이 U과 공용해 되는 단점이 있다. 본 연구는 고품위우라늄 혼합물부터 높은 수율로 많은 량의 U을 회수/제거하기 위하여 상온에서 질산으로 일괄 용해한 후 과산화수소 첨가에 따른 불순물의 침전특성 및 불순물과 우라늄의 공침전 거동을 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 과산화수소 침전 모액 제조

고품위우라늄 혼합물을 각각 U과 Al, B, Ca, Cd, Fe, Gd, Mo, Ni, Si 등의 10성분 산화물계와 기타 Al-metal, $Ca(OH)_2$, FeO(OH), SiC 등의 4성분 비산화물 계로 구분하여 수행하였다. 과산화수소 침전모액은 고품위우라늄 혼합물을 구성하는 각 원소를 1M HNO_3 용액 100 mL에서 1시간 동안 용해한 후 원심분리기를 이용하여 고-액 분리한 여액으로 준비하였다. 이때 우라늄 (UO_2)의 경우 상온, 1M 질산 및 1시간 용해조건에서 거의 용해되지 않아, UO_2 분말 대신 시약급의 UNH을 첨가하였으며, 이의 농도는 다음과 같다.

10성분 산화물 계, [mg/L]									
Al	B	Ca	Cd	Fe	Gd	Mo	Ni	Si	U*
12	275	653	854	<3	779	469	<1	8	19,310

* UNH 사용

4성분 비산화물 계, [mg/L]			
Al-metal	$Ca(OH)_2$	FeO(OH)	SiC
88	539	<1	<1

2.1.2 실험 방법

모든 실험은 회분식으로 25±1℃에서 수행하였으며, 미리 제조한 침전모액을 각각의 실험 조건에 맞추어 온도, 교반속도 및 시간조절이 가능한 다중 교반기를 이용하여 400 rpm에서 1시간 동안 침전시켜 완전히 평형이 이루어지도록 하였다. 그런 후 이를 원심분리기로 고-액 분리하여 상등액에 존재하는 각각의 금속이온 농도를 분석하여 각 원소의 침전율을 측정한다.

2.1.3 분석

U과 불순물인 Al, B, Ca, Cd, Fe, Gd, Mg, Mo, Ni, Si, Zn 등은 ICP를 이용하여 각각의 농도를 분석하였으며, 용액 내 pH는 pH meter를 이용하여 측정하였다. 그리고 각 원소의 침전율은 $P(\%) = (C_{M,i} - C_{M,f})/C_{M,i} \times 100$로 계산하였으며, 여기서 $C_{M,i}$ 및 $C_{M,f}$ 는 각각 과산화수소 침전모액 내 각 금속이온의 농도 및 침전여과 후 상등액에 존재하는 각 금속이온의 농도 (mg/L)를 의미한다.

2.2 결과 및 토의

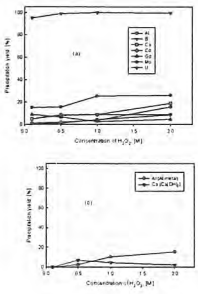
그림 1은 pH 3 (최종 pH 2.74)에서 H_2O_2 농도 변화에 따른 각 원소의 침전율이다. H_2O_2 농도 증가에 따라 다소 증가하는 경향으로 2M H_2O_2에서 10성분 산화물 계 및 4성분 비산화물 계로부터 각각 용해된 불순물 원소의 침전율은 Ca (19%), Cd (15%), Mo (25%), Al-금속 (15%)를 제외하고는 모두 5% 이하로 침전되고 있다. 반면에 U은 0.1M H_2O_2에서 95% 정도가 침전된 것을 제외하고는 과산화수소 0.5M 이상에서는 거의 99% 이상이 침전되고 있다. 이는 본 연구에서 사용한 고품위우라늄 혼합물 내 U의 농도가 19.2±0.1 g/L (약 0.08M 정도) 인데 반하여 과산화수소가 과잉으로 첨가된데 기인하는 것 같다.

그림 2는 1M 과산화수소에서 침전용액의 pH 변화에 따른 10성분 산화물 계의 U, Al, B, Ca, Cd, Gd, Mo, Si와 4성분 비산화물 계에서는 Al (Al-금속), $Ca(Ca(OH)_2)$의 침전율을 나타내었다. 상기원소 이외의 기타 원소는 질산 1M 용액에서

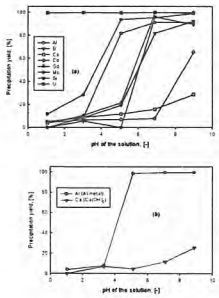
의 용해농도가 매우 적어 고려하지 않았으며, 이때 침전율은 H_2O_2 첨가에 의한 침전과 pH 변화에 따른 침전이 모두 고려된 침전율이다. 이는 실험 수행에 있어 먼저 침전 모액에 H_2O_2를 첨가한 후 HNO_3 및 NaOH 용액으로 pH를 조정하였기 때문이다. 산화물 계 및 비산화물 계 모두 pH가 증가함에 따라 가수분해 침전 등으로 침전율이 증가하고 있으며, 특히 pH 8 이상에서는 Ca, Cd를 제외한 모든 원소가 각각 92~100% 정도 침전되고 있다. 또한 Al 및 Ca은 각각 10성분 산화물 계나 4성분 비산화물 계의 침전 모액에 관계없이 거의 유사한 침전거동을 보여주고 있다. 한편 U의 경우는 용액 내 pH 변화에 무관하게 거의 100% 침전이 되고 있다. 이는 질산용액에서의 U의 침전반응과 Fig. 2로부터 설명될 수 있다.

$$UO_2(NO_3)_2 + H_2O_2 + 4H_2O \xRightarrow{\text{drying}} UO_4 4H_2O + 2HNO_3$$
$$\Rightarrow UO_4\ 2H_2O$$

즉, 질산농도 1M 및 U 농도 16.6 g/L (약 0.07M 정도)의 U 단일성분 계 용해액에 H_2O_2 첨가 여부에 따른 U의 침전율과 H_2O_2가 첨가되지 않을 경우 침전 상등액의 농도 변화를 그림 3에 나타내었다. H_2O_2가 첨가되지 않은 경우 pH 3 이하에서는 거의 침전이 이루어지지 않으나, pH 6 이상에서는 가수분해 등으로 거의 모든 우라늄이 침전되고 있다. 그러나 1M H_2O_2를 첨가 할 경우 낮은 pH 영역에서는 상기 반응식과 같이 대부분의 U이 침전되었으며, 높은 pH 영역에서는 가수분해에 의해 침전이 이루어져 용액 내 pH 변화에 무관하게 거의 모든 U이 침전되고 있음을 알 수 있다. 그리고 침전물 $UO_4 2H_2O$는 가장 안정한 수화물 형태로 초기 침전물 $UO_4 4H_2O$를 약 90~100℃에서 건조하면 쉽게 생성된다.

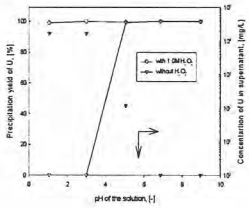


(Fig. 1.)

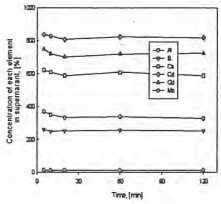


(Fig. 2.)

그림 4는 pH 3 및 1M H_2O_2의 조건에서 침전시간 변화에 따른 각 원소의 침전후 상등액의 농도변화이다. 침전시간 30분이 경과되면 거의 상등액의 농도 변화가거의 없는 것으로 보아 침전시간은 약 30 정도면 충분할 것으로 판단된다.



(Fig. 3.)



(Fig. 4.)

3. 결 론

고품위우라늄 혼합물을 질산으로 용해한 후 과산화수소를 첨가하여 U은 최대로 침전시키면서 불순물 원소는 가능한 한 최소로 침전시키기 위해서는 pH는 1~2 정도에서, H_2O_2는 약 1M 정도에서, 그리고 침전시간은 30분 이상, 온도는 25℃, 교반속도는 400rpm 정도에서 수행하는 것이 효과적이다. 그러나 이 경우 U 침전물에는 약 11.5 %의 Mo와 5% 이하의 B, Ca, Cd, Gd 등이 함유되므로 U의 정제율을 높이기 위해서는 다단의 침전과정을 거쳐야 된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고 문헌

[1] K. W. Kim, D. Y. Chung, H. B. Yang, J. K. Lim, E. H. Lee, K. C. Song and K. S. Song, Nucl. Tech., **166**, 170-179(2009).

[2] E. H. Lee, J. K. Lim, D. Y. Chung, H. B..Yang, J. H. Yoo and K. W. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem. 284(2), 387(2010).

[3] K. W. Kim, Y. H. Kim, S. Y. Lee, E. H. Lee, K. C. Song and K. Song, Ind. Eng. Chem. Res. **48**. 2085-2092(2009).

저품위우라늄 혼합물의 용해 특성

이일희, 임재관, 성새름, 최은경, 현준택, 이근영, 정동용, 양한범, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

우라늄 함유 물질은 원광 처리, 정련, 변환 및 핵연료 가공 등과 같은 선행핵연료 주기나, 사용후핵연료(SF) 처리, 처분 등의 후행핵연료 주기에서 다양하게 발생한다. 그리고 U이 방사성 물질이기 때문에 대부분이 발생 장소에서 혼합물 형태로 저장하거나 석회 등으로 처리하여 저장관리하고 있다. 우리 연구원도 변환시설에서 발생한 다양한 형태의 우라늄 함유 혼합물을 석회침전물로 저장하고 있다. 이에 함유되어 있는 각 원소의 성분 및 조성은 (8M 질산요액으로 석회침전물 1g을 20 mL 용액에 용해) 아래와 같이 저장위치(K-1, K-2)에 따라 차이가 나며, 우라늄이 무시 못 할 만큼 함유되어 있어 석회침전물로부터 U의 용해 및 제거/회수가 필요하다.

	K-1 (ppm)	K-2 (ppm)	석회침전물	
			평균(ppm)	wt %
Al	393	396	395	0.8
Ca	8,150	2,000	5,075	10.2
Cr	7.3	5.2	6.3	0.01
Fe	3,390	2,490	2940	5.9
Mg	280	87.2	184	0.37
Mo	3.6	3.1	3.4	0.01
Ni	0.48	4	2.3	<0.01
P	79.6	143	112	0.22
Si	6.7	11.2	9	0.02
Zn	8	34.2	21	0.04
Na	73	144	109	0.22
U	4,190	6,930	5,560	11.1

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 저품위우라늄 혼합물 조성 및 제조

모의 저품위우라늄 혼합물은 Al, Cd, Cr, Fe, Mg, Mo, Ni, Si, Zn과 U 등이 함유된 10성분 계로 구성하였다. 석회침전물의 제조는 각각의 질산염 화합물을 화학저울로 정확히 칭량하여 0.1M 질산용액 1,000 mL에 주입한다. 그런 후 이를 온도, 교반속도 및 시간조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 400rpm에서 1시간 동안 용해한 후 여과한 용해액에 석회를 첨가하여 금속이온들을 모두 침전시킨다. 그런 다음 이를 고-액 분리 여과하여 건조기에서 80~90℃로 약 4주간 건조시켜 파쇄하고 체질하여 저품위우라늄 혼합물인 석회침전물을 제조하였다.

2.1.2 실험 방법

모든 실험은 회분식으로 25±1℃에서 수행하였다. 미리 제조한 석회침전물을 화학저울을 이용하여 1g 씩 칭량하여 각각 실험조건에 맞추어 준비한 100mL 탄산염이나 질산용액에 첨가한다. 그런 후 이를 온도, 교반속도, 시간조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 ① 탄산염 용액에서는 400rpm으로 2시간 침출하고, ② 질산용액에서는 400rpm에서 1시간 동안 용해한다. 그런 다음 각각 원심분리기로 고-액 분리하여 침출액/용해액에 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 침출율 및 용해율을 측정하였다.

2.1.3 분석

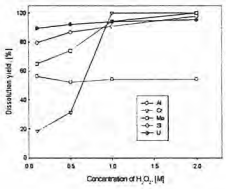
저품위우라늄 혼합물 내 함유 불순물인 Al, Ca, Cd, Cr, Fe, Mg, Mo, Ni, Si Zn과 U을 모두 ICP를 이용하여 각각의 농도를 분석하였으며, 용해/침출 및 침전 전후의 용액 내 pH는 pH meter로 측정하였다. 용액 내 과산화수소 농도는 MERCK 사의 RQflex 10을 이용하여, 탄산염 농도는 TOC로 측정하여 분석하였다. 그리고 각 원소의 용해/침출율은 $D(\%)=W_M/W_{M,i}$ x100으로 계산하였으며, $W_{M,i}$ 및 W_M는 각각 금속이온의 초기 량 (g) 및 침출액/용해액 내 함유된 금속이온의 량 (g)를 의미한다.

2.2 결과 및 토의

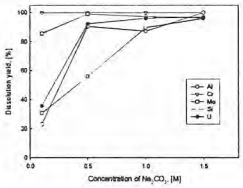
Fig. 1은 0.5M Na_2CO_3+xM H_2O_2 계에서 H_2O_2 농도 변화에 따른 석회침전물에서 용해/침출되는 불순물과 U의 침출율이다. 침출용액의 pH는 11~11.2로 거의 변화가 없었다. 침출원소로는 Al, Cr, Mo, Si, U 등 있으며, 기타 Ca, Cd, Fe, Mg, Ni,

Zn 등은 침출량이 2 mg/L 이하로 거의 침출되지 않고 있다. 이런 불용해성은 석회침전물 내에서 이들이 수산화물 형태로 존재하여 탄산염 용액에서 이들의 용해도가 낮은 데 기인한다.

Fig. 2는 xM Na_2CO_3+1M H_2O_2 계에서 Na_2CO_3 농도 변화에 따른 각 원소의 용해/침출율이다. 침출용액의 pH는 10.3~11.1 였다. 침출원소로는 Al, Cr, Mo, Si, U 등이 있으며, 기타 Ca, Mg, Ni, Zn 등은 1 mg/L 이하, Cd과 Fe는 2 mg/L 이하로 거의 침출되지 않고 있다.



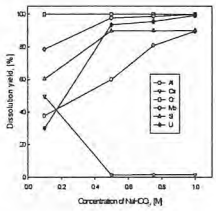
(Fig. 1.)



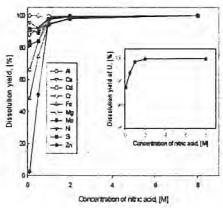
(Fig. 2.)

Fig. 3은 xM $NaHCO_3$+1M H_2O_2에서 $NaHCO_3$ 농도 변화에 따른 각 원소의 용해/침출율 이다. $NaHCO_3$의 농도는 불용해성으로 인하여 1M 까지 수행하였으며, 침출용액 내 pH 변화는 7.32~9.19 이었다. $NaHCO_3$의 경우 Na_2CO_3 보다 용액 내 pH가 다소 감소된다는 것을 제외하고는 Na_2CO_3와 거의 비슷한 용해/침출 거동을 보여주고 있다. Al, Cr, Mo, Si, U 등이 침출되었으며, 기타 Cd, Fe, Mg, Ni, Zn 등은 거의 침출되지 않고 있다. 특징으로는 0.1M Na_2CO_3 +1M H_2O_2 용액에서는 Ca이 침출되지 않았는데, 0.1M $NaHCO_3$+1.0M H_2O_2 용액에서는 상기 침출원소 이외에 Ca가 더 침출되었다는 점이다. 이는 0.1M Na_2CO_3 에서의 용액 내 pH가 10.2인 데 반하여 0.1M $NaHCO_3$의 경우 7.32 로 pH가 낮은 데 기인한다.

Fig. 4는 질산농도 변화에 따른 석회침전물부터 용해된 각 원소의 용해율이다. 질산농도 증가에 따라 용해량이 증가하고 있으며, 질산농도 2M 이상에는 Al, Ca, Cd, Cr, Fe, Mg, Mo, Ni, Si, Zn 등 (98~99%)과 U (>99%)이 거의 용해되고 있다. 그러므로 U의 최대 용해를 위해서는 질산농도 2M 이상에서 수행한 것이 바람직하지만 이 조건에서는 불순물 원소 또한 최대로 용해되고 있다. U의 경우 궁극적으로는 함께 공용해된 U 으로부터 이를 다시 회수하거나 제거하여야하는 데 이 경우 공존 불순물의 량이 많을 경우 U을 분리하는 데 어려움이 크다. 그러므로 용해액의 질산농도 결정은 용해되는 U과 불순물의 공용해량을 적절히 고려하여 결정되어야 한다.



(Fig. 3.)



(Fig. 4.)

3. 결 론

저품위우라늄 혼합물의 탄산염 산화침출 (0.5M Na_2CO_3+1.0M H_2O_2) 경우 침출원소로는 Al, Cr , Mo, Si 등이 있으며, 기타 핵종은 1 mg/L 이하로 거의 용해/침출되지 않고 있다. U의 경우 99% 이상이 용해/침출되고 있다. 반면에 질산 용해 (1M HNO_3)의 경우 Al, Ca, Cd, Cr, Fe, Mg, Mo, Ni, Si, Zn 등 모든 불순물이 94~99% 이상 용해되고 있으며, U 또한 99% 이상이 용해되고 있다. U의 용해 차원에서 탄산염이나 질산 모두 만족시키나, 불순물의 최소 용해/침출 차원에서는 탄산염 용해/침출이 질산용해 보다 효과적이다. 그러나 질산용해에서도 후속 U의 침전회수 공정에서 공용해된 불순물을 충분히 제거할 수 있다면 이의 용해법도 효과적일 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K. W. Kim, D. Y. Chung, H. B. Yang, J. K. Lim, E. H. Lee, K. C. Song and K. S. Song, Nucl. Tech., **166**, 170-179 (2009).

[2] E. H. Lee, J. K. Lim, D. Y. Chung, H. B..Yang, J. H. Yoo and K. W. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem. 284(2), 387 (2010).

[3] E. H. Lee, J. K. Lim, D. Y. Chung, H. B..Yang, and K. W. Kim,. J. Korean Radioactive waste Soc., 7(2). 93-100(2009).

ITER B형 방사성폐기물 절단장치 개념설계

홍권표, 오완호, 홍대석, 주용선, 안상복, 류우석, 이현곤*, 정기정*, 나병찬**
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989-111
*국가핵융합연구소 ITER 한국사업단, 대전시 유성구 과학로 113
**ITER Organization, 13067 St. Paul lez Durance, France
kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)에서 발생되는 B형 방사성폐기물은 핵융합로(Tokamak)의 구조물의 수리 및 교체과정에서 발생되는 주로 스테인레스강 계열 금속폐기물로서 중성자에 의해 방사화되거나 삼중수소에 의해 오염된 중준위폐기물이다. 이들은 핫셀시설 내에서 원격으로 처리된 후 예비포장되어 ITER 가동기간(20년)동안 ITER 부지내에 저장되고, 그 후에는 프랑스 책임하에 최종포장되어 처분장으로 이송된다.

처리공정은 주로 절단공정, 삼중수소 제거공정, 특성조사공정, 예비포장공정 등이다. 처리공정 중에서 부피감축을 위해 B형 방사성폐기물을 절단하는 장치를 개념설계하였다.[1]

2. 본론

2.1 절단공정 개요

핵융합장치로부터 처리를 위해 핫셀시설로 운반되어 오는 ITER B형 금속폐기물은 그 크기가 최대 3.7 m 이므로 여러 가지의 처리공정을 거치기 위해, 그리고 나중의 처분장 이송을 위해 절단하여 부피를 축소한다. 여러 가지의 절단방법을 검토한 결과 ITER B형 금속폐기물을 절단하는 방식으로는 레이저 절단방식이 적절한 것으로 평가되었다. 절단된 폐기물들은 1.4 m 예비포장 바스켓에 담겨 후속 처리공정을 거치게 된다.

2.2 절단장치의 요건

절단장치는 핫셀 내에서 무인원격으로 운전되어야 하고, 고장시에도 원격으로 수리 또는 해체가 되어야 하므로 원격운전 및 유지관리 요건을 충족해야 한다.

또한 절단대상물은 주로 스테인레스강이며 절단두께가 최대 100 mm 이므로 절단장치는 이를 절단할 수 있는 능력을 가져야 한다.

이 밖에도 핫셀시설로 반입되는 폐기물을 적기에 처리할 수 있는 충분한 절단속도를 갖추어야 하는데 폐기물의 발생시기 및 발생량을 조사한 결과 매월 20톤의 절단처리 능력을 가져야 하는 것으로 분석되었다.

그리고 레이저절단과정에서 발생되는 용융물과 먼지 등 방사성 부산물은 오염이 확산되지 않도록 밀폐되어야 하며, 원격으로 수집되어야 한다.

2.3 절단장치 사양

2.3.1 레이저헤드

레이저 빔은 파이버(fiber)레이저 혹은 디스크(disk) 레이저 장치를 사용한다. 현재의 레이저 기술로는 100 mm 두께의 스테인레스강을 절단하지는 못하나 레이저 기술이 빠르게 발전하고 있고, 특별히 고안된 탠덤방식의 레이저헤드를 사용한다면 가능하리라 보고 있다.

2.3.2 로봇팔

3차원적인 절단이 가능해야 하므로 레이저헤드는 6자유도를 갖는 로봇팔에 장착하는 것으로 개념이 수립되었다.(그림 1. 참조) 이 로봇팔은 6개의 자유도 외에 레일 위를 평행 이동할 수 있도록 하여 작업영역을 증가시켰다.

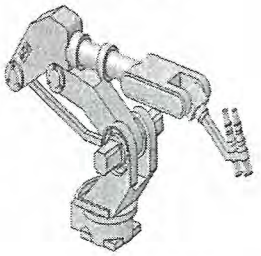


Fig. 1. Robot arm for laser cutting.

정밀절단을 위해 로봇팔은 좋은 복원력(+/- 0.2 mm)을 갖도록 하였으며, 작동 콘트롤러는 방사선

에 견딜 수 있도록 리솔버(resolver)를 쓰는 것으로 하였다.

2.3.3 밀폐박스(Confinement box) 및 환기설비

절단할 때 발생되는 연기는 역시 방사성물질을 함유하고 있으므로 가급적 확산되지 않도록 절단장치 전체를 둘러싸는 밀폐박스를 고안하였으며, 이 박스 안의 환기를 위해 팬과 헤파필터(HEPA filter)를 사용한 국부환기설비를 갖추도록 하였다.

2.3.4 용융물 수집장치(dross collection box)

레이저 절단과정에서 금속 용융물이 발생되므로 절단대상물을 안전하게 지지하면서 용융물을 효과적으로 수집하기 위해, 그리고 나중에 다른 B형 폐기물과 같이 예비포장이 가능하게 하기 위해 그림 2.와 같은 1100 mm x 1100 mm x 200 mm(높이)의 용융물 수집장치를 고안하였다. 모두 12개의 용융물 수집장치(dross box)가 밀폐박스 내에 설치되도록 하였다.

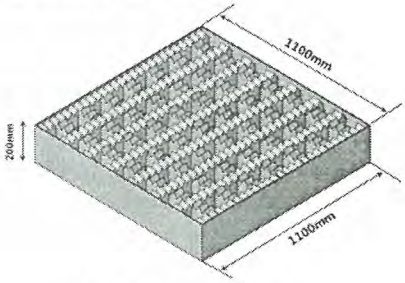


Fig. 2. Dross collection box.

2.3.5 집크레인(Jib crane)

절단작업이 완료되면 절단된 금속폐기물 조각들은 예비포장 바스켓으로 옮겨 담아야 하므로 이를 위해 밀폐박스 옆에 집크레인을 설치하도록 하였다. 집크레인의 최대 취급용량은 B형 금속폐기물 절편을 취급할 수 있도록 5톤으로 하였다.

2.3.6 유틸리티

레이저 절단장치에 필요한 유틸리티는 레이저 발생장치에 공급되는 전기, 용융물을 제거시키기 위한 고압개스, 그리고 레이저 헤드부위를 냉각시키 위한 냉각수이다.

2.3.7 장치의 배치

주어진 핫셀공간에 장치를 배치한 결과는 그림 3.과 같으며, 이를 3차원으로 나타낸 것은 그림 4.와 같다.

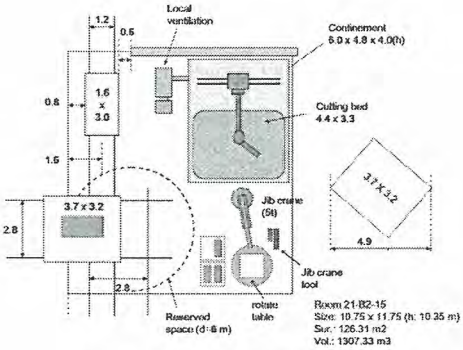


Fig. 3. Layout of cutting station.

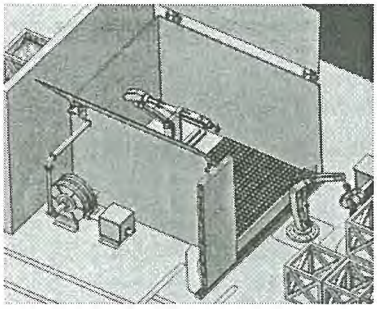


Fig. 4. 3D drawing of cutting station.

3. 결론

ITER B형 방사성폐기물의 절단장치와 그 부속설비를 개념설계하였다. 레이저절단 방식을 적용하였으며 핫셀 내에서 원격으로 운전 및 유지관리가 가능하도록 하였다.

앞으로 이 개념설계를 바탕으로 보다 자세한 설계가 수행될 예정이다.

4. 감사의 글

이 연구는 ITER 기구 및 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Final report of conceptual design of cutting equipment(ITER_D_4H9LGM).

스테레오비젼을 이용한 알파/베타선 오염도 측정센서 위치 제어에 관한 연구

김성균, 최영수, 서범경, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sungkyun@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로와 같은 대형 원자력 시설 해체를 수행하기 위해서는 해체 대상에 대한 정확한 오염도 측정이 수반되어야 안전하고 효과적인 해체 계획을 수립할 수 있으며, 또한 오염도 측정 데이터는 방사성 폐기물과 비방사성 폐기물을 구분하는 중요한 자료로 활용되기 때문에 해체 계획 단계에서 필수적으로 수행되어야 할 작업이다.

한국원자력연구원에서는 고방사능 시설의 오염도 측정 기술을 개발하기 위해 알파선과 베타선의 오염도를 동시에 측정할 수 있는 검출소재 및 동시 측정기술을 개발하고 있다. 이 기술은 하나의 검출기를 이용하여 알파선과 베타선의 오염도를 동시에 측정함으로서 작업의 효율성을 확보할 수 있으며, 원거리 신호전송이 가능한 원격검출센서를 이용하여 작업자의 피폭 가능성을 줄여줌으로서 해체 작업의 안전성을 확보할 수 있다. 알파/베타 오염도 동시측정 방법은 장비는 검출기를 측정 대상물의 표면으로부터 10 mm 높이로 일정하게 유지하며 측정해야 일관성 있는 오염도 측정 결과를 얻을 수 있다.

연구 초기에는 오염도 측정 센서의 거리 제어를 위해 2차원 레이저 스캐너를 이용하여 대상 표면의 높이를 스캔한 후 이 정보를 이용하여 제어하는 방법을 시도하였다. 그러나 이 방법은 2차원 레이저 스캐너가 대상물의 반사도 및 색상, 측정거리, 스캐닝 각도에 따라 측정오차가 상당히 크게 발생하고 이를 보상하기 위해 다양한 보상 알고리즘을 개발해야 하는 문제점이 있다. 따라서 본 연구에서는 이러한 문제점을 극복하기 위해 스테레오비젼을 이용하여 거리를 측정하는 기술을 적용하였다.

본 연구에서는 스테레오비젼을 이용하여 대상물의 높이 측정방법과 실제 대상물에 대한 측정 결과에 대해 언급하고, 스테레오비젼의 문제점인 대상물 재질에 따른 측정 오차 및 쉐도우 영역에서 발생되는 비정합 오차를 해결하는 방안을 제시하였다.

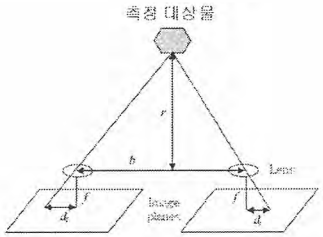


Fig. 1. Distance measurement concept of stereo vision.

2. 본론

2.1 스테레오비젼을 이용한 거리측정

2.1.1 스테레오비젼의 거리측정 개념

스테레오비젼을 이용하여 대상물의 거리를 측정하는 방법은 다음과 같다. Fig. 1과 같이 일정한 거리 b 만큼 떨어진 두 개의 카메라를 설치하여 촬영하면 측정 카메라의 렌즈를 통해 대상물의 투영한 영상(크기 d)을 얻게 된다. 여기서 카메라간의 거리 b, 투영한 영상의 크기 d, 카메라 렌즈와 투영된 영상까지의 거리 f는 고정된 값이므로 카메라 렌즈에서 대상물까지의 거리는 삼각함수 공식을 이용하여 식(1)을 통해 구할 수 있다.

$$r = f\frac{b}{d} \qquad (1)$$

2.1.2 스테레오비젼의 거리측정 절차

스테레오비젼을 이용한 거리 측정 원리는 매우 간단하나 실제 카메라를 이용하여 거리를 측정하기 위해서는 Fig. 2와 같이 다양한 이미지 처리 단계를 거쳐야한다. 먼저 스테레오카메라를 이용하여 두 개의 영상을 얻고 두 이미지를 같은 크기로 자른다. 그리고 색상을 이미지를 그레이 패턴으로 바꾼 뒤 Median filter를 사용하여 불필요한 이미지를 제거한다. 그리고 이미지 블러링을 수행하여 경계부분에서의 오차를 제거한다. 마지막으로 앞에서 언급한 거리 측정 알고리즘을 이용하여 각 픽셀에 대한 거리를 측정한다. 측정된 결과는 3차원 이미지로 만들 수 있다.

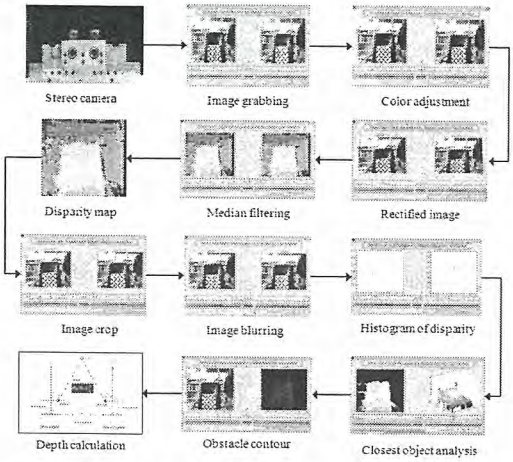
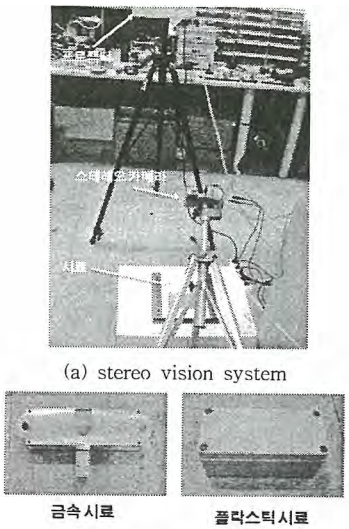


Fig. 2. Sequence of distance measurement using a stereo vision.



(a) stereo vision system

(b) target objects

Fig. 3. stereo vision test equipment.

2.2 오차 보정

2.2.1 색상 및 반사 오차

Fig. 3(a)는 스테레오비젼을 이용하여 거리측정 시험장비를 나타내고 있으며 Fig. 3(b)는 측정 대상물을 나타내고 있다. 본 측정대상물을 시험한 결과 플라스틱 재질은 측정이 잘되는 반면 금속 재질과 흰색 재질은 빛의 반사로 인해 측정이 잘 이루어지지 않는 다는 것을 알 수 있었다. 본 연구에서는 이를 해결하기 위해 빔 프로젝터를 이용하여 스테레오비젼의 측정오차가 가장 적게 발생하는 그레이 패턴을 측정대상 표면에 입사하여 측정하였다. 그 결과 빛의 반사가 심한 금속 표면 흰색 재질에 오차를 제거할 수 있었다.

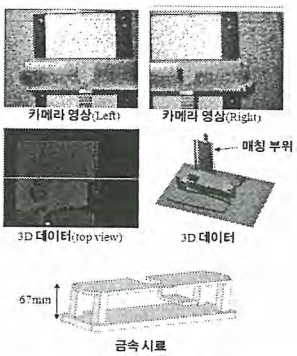


Fig. 4. Mismatching area in the measured object.

2.2.2 비정합 오차

Fig. 4는 측정 대상물을 스테레오비젼으로 측정한 결과를 나타내고 있다. 그림에서 단차가 발생하는 부위에 비정합 오차가 발생하는 것을 알 수 있다. 이러한 비정합 오차는 어느 한쪽 카메라의 위치에서 대상물의 시야가 확보되지 않는 경우에 발생한다. 이러한 비정합 오차를 보정하는 방법은 반사 및 그림자가 생기지 않도록 조명도구의 적절한 기구적 배치하는 방법이 있으며, 또 다른 방법은 비정합 오차가 발생하는 부분을 공간필터링 처리를 통해 인접하는 바닥면의 값으로 대치하는 방법이 있다. 마지막 방법은 스테레이비젼을 측정영역 위를 이동하면서 측정하여 동일 위치에 대해 반복적인 측정값을 획득하고 이를 중첩하여 비정합 오차를 최소화 시키는 방법이다. 여러 가지 방안 중 조명도구 및 공간필터 기법을 이용하는 방법은 비정합이 일어하는 한 부위에는 적용할 수 있으나 전 측정영역에서 발생되는 비정합 오차에 적용하기에는 여러 가지 문제점을 가지고 있다. 따라서 현재 대면적 오염도 측정 기술에서는 스테레오비젼을 측정영역에 스캐닝하여 비정합 오차를 최소화 하는 방법을 적용할 예정이다.

3. 결론

본 연구에서는 알파선 베타선 오염도 측정 센서를 대상물의 표면을 따라 일정 간격으로 유지하기 위한 제어 기술로 스테레오비젼을 이용한 제어 기법을 제시하였으며 향후 본 기술을 적용한 원격측정 장비를 개발할 예정이다.

방사성 토양의 크기별 세척기술(Soil washing) 최적조건 개발

손동빈, 김계남, 박혜민, 김기홍, 김완석, 이건우, 이기원, 문제권, 정운수
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
shondb@kaeri.re.kr

1. 서론

토양 세척 기술(Soil washing)은 물이나 첨가제가 포함된 수용액을 오염된 토양 등에 주입하여 오염물의 용해도를 높이고 침출되어 나오는 오염물을 추출하여 처리하는 토양 제염 기술이다. 이 방법은 유럽에서 토양 제염을 위한 방법으로 가장 폭 넓게 사용되는 토양 이송 제염법이며, 짧은 시간에 많은 양의 오염된 토양에서 제염이 가능한 기술이다. 그러나 세척용액의 오염성분을 제거하는 화학제의 선정이 어렵고, 세척용액을 처리하는 시설이 필요하다는 문제가 있다.

토양 세척 기술(Soil washing)을 사용할 경우 다량의 폐액이 발생하게 되며, 발생폐액이 동전기적 방법보다 수배이상 발생하므로 Soil washing 폐액을 어떻게 처리하는가에 대한 문제는 Soil washing 방법을 선택하는 중요한 요소가 된다. 또한 토양 중에 직경이 큰 돌 즉 자갈과 굵은 자갈(천연석으로서 직경이 0.5-20cm 정도의 둥근 돌)의 형태는 토양을 대상으로 만들어진 토양세척장치에서 장치에 손상을 주며, 토양세척장치의 안정적인 운영에 문제를 발생시킨다. 따라서 토양의 직경에 따라 장치의 적용을 다르게 할 필요성이 있다.

따라서 본 연구에서는 토양을 목적으로 하는 토양세척장치의 적용과 직경이 큰 자갈의 경우 어떻게 세척장치를 다르게 적용할것인가의 문제와 어느 정도 크기의 토양, 자갈에서 장치를 달리할 것인가를 평가해 보았다.

2. 본론

2.1 토양 직경에 따른 토양 세척기술(Soil washing)의 선정.

토양세척장치에 토양 세척 기술(Soil washing)을 적용할 때 내구성과 운영상의 문제가 있으므로 토양을 크기별로 분류하여 각 크기별로 세척기술의 적용을 다르게 할 필요성이 있다.

Fig. 1. 토양 세척장치.

일반적인 토양을 기준으로 할 때 토양세척장치는 Fig. 1. 과 같이 설치되어 운영하였다. 장치를 시운전하여 토양 제염에 좋은 결과를 얻었으나, 일정 크기 이상의 자갈이 다량 존재할 경우 토양세척장치가 작동할 때 임펠러 회전을 방해하고 토양 배출시 문제가 발생하며, 지속적으로 운영할 때 내구성에 문제가 발생할 여지가 존재한다. 때문에 자갈의 범주에 들어가는 토양, 즉 자갈의 경우 토양 세척 기술(Soil washing)을 적용하기전에 분류하여 다른 방식을 적용할 필요가 있다.

토양에서 일정한 크기 이상의 자갈(천연석으로서 직경이 0.5-20cm 정도의 둥근 돌)을 분류해본 결과 2.7cm이상 자갈의 비율은 전체 토양의 30%를 차지했고, 특히 10cm 이상 직경을 가진 자갈의 비율은 전체 토양의 10%를 차지하고 있었다. 토양에서 자갈이 차지하는 부분이 상당하였으며 제염과정을 달리하기 위하여, 우선 실험적으로 자갈의 크기에 따라 자갈의 오염도를 측정하여, 크기에 따라 특성이 달라지는 부분을 살펴보았다. 또한 자갈을 토양 세척 기술(Soil washing)을 적용하여 세척해 본 결과 토양을 세척하였을 때와는 다른 특성의 발생하였다.

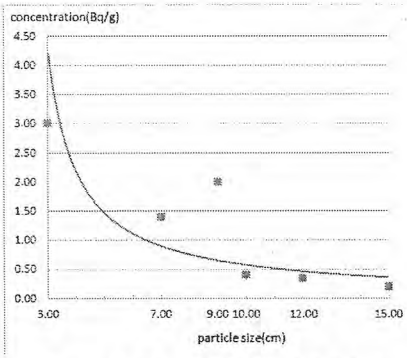


Fig. 2. 자갈의 크기에 따른 방사성 농도.

Fig. 2. 에서 자갈의 직경이 커질수록 토양이나 미세 자갈에 비해 방사성 오염량의 크기가 줄어주는 것을 알 수 있었으며, 특히 10cm이상의 직경을 가진 자갈은 기준치 이하의 오염치를 가지고 있거나, 오염이 된 경우라 하더라도 Table 1.에서와 같이 적은 횟수의 토양세척과 작은 양의 세척수로도 우수한 세척효과로 차체처분 기준치 이하(U_{238} < 0.4 Bq/g)로 줄일 수 있음을 확인할 수 있었다.

Table 1. 직경이 10cm이상일 자갈에서 방사성 농도와 세척효과.

Reagent(M)	Nitric acid (2M)	Nitric acid (2M)	Nitric acid (2M)
Particle Size(cm)	10.0	15.0	21.0
Initial cons.(Bq/g)	0.4	0.2	2.1
Mixing ratio(g:ml)			1:2
Scrubbing time(hour)			1
Report number(time)			2
Removal Efficiency(%)			98.8 (0.25)

3. 결론

일정 크기 이상의 자갈(천연석으로서 직경이 0.5-20cm 정도의 둥근 돌)이 다량 존재할 경우 토양세척장치가 작동할 때 임펠러 회전을 방해하고 토양배출시 문제가 발생하며, 지속적으로 운영할 때 내구성에 문제가 발생할 여지가 존재한다. 때문에 토양과는 달리 자갈의 경우 토양 세척 기술(Soil washing)을 적용하기 전에 분류하여 다른 방식으로 처리해야 한다.

자갈의 직경이 켜질수록 토양보다 자갈(천연석으로서 직경이 0.5-7.5cm 정도의 둥근 돌)이 자갈보다 굵은 자갈(천연석으로서 직경이 7.5-20cm 정도의 둥근 돌)의 경우가 점차적으로 방사성 오염량의 크기가 작아지는 경향을 보였으며, 특히 10cm이상의 직경을 가진 자갈은 기준치 이하의 오염치를 가지고 있는 경우가 다수 있었으며, 오염이 된 경우라 하더라도 적은 횟수의 토양세척과 작은 양의 세척수로 우수한 세척효과로 차체처분 기준치 이하(U_{238} < 0.4 Bq/g)로 방사성 농도를 줄일 수 있음을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] W. Luo, S.D. Kelly, K.M. Kemner, D. Watson, J. Zhou, P.M. Jardine, and B. Gu. "Sequestering uranium and technetium through co-precipitation with aluminum in a contaminated acidic environment" Environ. Sci. Technol. 43, pp. 7516-7522 (2009).

[2] P. Zhou, B. Gu, "Extracion of oxidized and reduced forms of uranium from contaminated soils: The effects of carbonate concentration and pH" Environ. Sci. Technol. 39, pp. 4435-4440 (2005).

[3] G.N. Kim, D.B. Shon, H.M. Park, K.W. Lee, U.S. Chung, "Develpment of pilot-scale electrokinetic remediation technology for uranium removal" Separation and Purification Technology. 80 pp. 67-72 (2011).

Cs^{+}, Co^{2+},Eu^{3+} 및 Ce^{4+}로 오염된 알루미늄 표면에 대한 광용발 제염 특성

정선희, 원휘준*, 최병선, 문제권, 정종헌, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

고 방사능 시설 및 hot cell 내의 구성 재질이며 냉각장치의 재질로 사용되고 있는 알루미늄 금속 표면을 대상으로 광용발 제염법을 적용하였다. 광용발 제염기술은 고 방사능 시설 내부의 개보수 및 해체에 필요한 고 효율 제염기술이다. 본 연구에서는 Q-switched Nd:YAG 레이저를 이용하였으며 광용발 제염공정의 주 변수인 레이저 조사횟수, 레이저 fluence 및 레이저 조사각도에 대한 특성을 알아보고자 하였다. 알루미늄 표면에 $CsNO_3$, $Co(NH_4)_2(SO_4)_2$, Eu_2O_3 및 CeO_2를 오염시켜 각 이온들의 제염특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험

알루미늄 시편에 $CsNO_3$, Eu_2O_3, CeO_2 및 $Co(NH_4)_2(SO_4)_2$ 용액으로 오염시킨 후 건조시켜 모사시편을 제조하였다. 그 후 SEM (Scanning Electron Microscopy, JSM6300) 및 EPMA (Electron Probe Micro Analyzer) 를 이용하여 시편 표면을 분석하였으며 시편표면의 화학적 조성은 Cs (4.3%), Co (4.7%), Eu (5.1%) 및 Ce (5.2%) mole % 였다.

본 연구에서 사용한 광용발 제염장치는 프랑스 Quantel 사에서 제작된 Brilliant b 모델을 사용하였다. 이 레이저는 fundamental (1064 nm), second harmonic (532 nm) 및 third harmonic (355 nm)로 구성되어 있어 파장변화가 가능하다. 본 장치의 반복율은 10 Hz (1064, 532 및 355 nm), 펄스폭 6 ns (1064 nm), 5 ns (532, 355 nm)이며 원형렌즈 및 선형렌즈를 사용하였다. 레이저 노즐의 위치를 원격으로 조정하기 위해 XY 방향 이송장치와 제염대상과 레이저의 거리를 조절하기 위한 Z축 방향 이송장치를 자체 제작하였다. 레이저 제염장치의 개요도를 그림 1에 나타내었다.

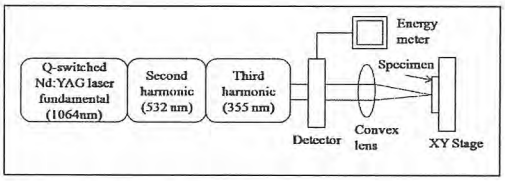


Fig. 1. Schematic diagram of experimental apparatus.

2.2 실험결과

2.2.1 레이저 조사횟수에 따른 제거효과

그림 2와 3은 세 파장에서 동일한 fluence인 12 J/cm^2 하에서 레이저 조사횟수에 따른 4가지 오염물질의 잔존 비율 (X_t/X_0)을 나타낸 그림이다. 그림에서 나타난 바와 같이 1064 nm에서 24회를 조사하였을 때 532 nm와 355 nm에 비해 제거효율이 낮아지는 것을 파악할 수 있으며, 532 nm에서의 제거효율은 $Cs^{+}\approx Co^{2+}>Ce^{4+}>Eu^{3+}$순이며, 355 nm에서는 $Cs^{+}>Co^{2+}>Eu^{3+}>Ce^{4+}$ 순이다.

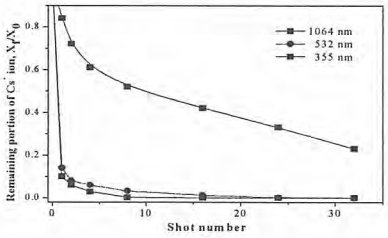


Fig. 2. Remaining portion $CsNO_3$ against the number of laser shots. (12 J/cm^2)

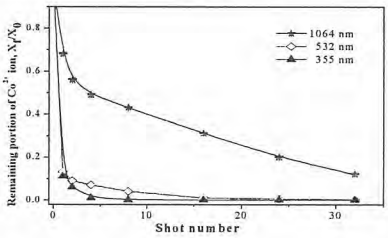


Fig. 3. Remaining portion $Co(NH_4)_2(SO_4)_2$ against the number of laser shots. (12 J/cm^2)

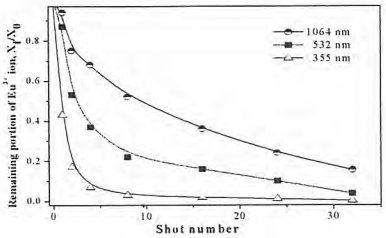


Fig. 4. Remaining portion Eu_2O_3 against the number of laser shots (12 J/cm^2)

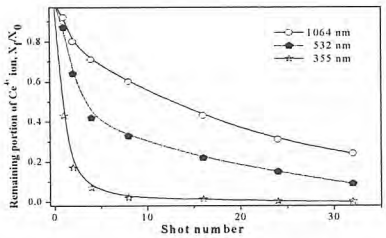


Fig. 5. Remaining portion CeO_2 against the number of laser shots. (12 J/cm^2)

2.2.2 레이저 Fluence에 따른 제거효과

각 파장에 따른 레이저 Fluence 의 영향을 알아보기 위하여 동일한 조사횟수 (8회)에서 3.3J/cm^2 ~57.3J/cm^2 까지 Fluecnce 값을 변화시켜 제염실험을 수행하였고, 결과를 Table 1에 수록하였다. 표에서 보는바와 같이 532nm와 355nm 파장범위에서는 Cs^+과 Co^{2+}의 제거효율이 1064nm에 비해 우수한 것을 알수 있으며, 대체적으로 세 파장 모두 Eu^{3+}과 Ce^{4+}의 제거효율이 Co^+와 Cs^{2+}에 비해 낮아지는 것을 관찰할 수 있다.

Table 1. Removal portion (%) after laser decontamination against the laser fluence at 12J/cm^2 under three wavelength condition (8 shots).

Removal Portion (%)	Laser wavelength (nm)		
	1064	532	355
Cs^+	50.3	96.8	99.8
Co^{2+}	57.2	96.4	99.7
Eu^{3+}	48.1	78.5	95.1
Ce^{4+}	40.3	67.1	96.2

2.2.3 조사각도에 따른 제거효과

그림 6은 532 nm에서 조사각도에 따른 오염물질에 대한 제염효율을 알아본 것이다. 조사각도를 0°~45°로 변화 시키며 실험 한 결과, 0°~30°범위에서는 오염물질의 제거효율이 변화가 없었으나, 45°에서는 제거효율이 떨어지는 것을 알 수가 있다. 조사각도를 0°으로 하면 레이저 빔이 시편에 수직으로 닿기 때문에 렌즈가 손상될 수 있으므로 0°~30° 가 적절한 조사각도임을 알 수 있으며, 그림 7은 조사각도별 SEM image를 나타낸 것이다.

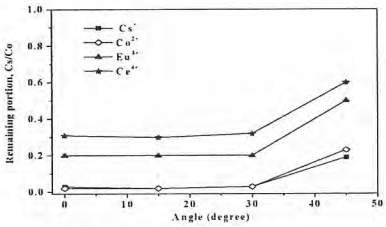


Fig. 6. Effect of irradiation angle on the removal behavior of 4 contaminants.

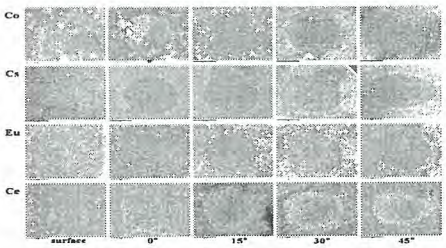


Fig. 7. SEM images of aluminum surface (x30) before and 10 laser shots.

3. 결론

Cs^+,Co^{2+},Eu^{3+} 및 Ce^{4+}에 오염된 알루미늄 표면에 대한 제거효율을 레이저 조사횟수, 레이저 fluence 및 레이저 조사각도에 따른 영향에 대해 실험한 결과 오염된 표면의 특성에 따라 최적 laser fluence와 조사횟수를 찾아 각 파장별로 높은 제거효율을 얻을 수 있었다. 조사각도 최대 30° 범위까지는 제거효율이 감소되지 않으며 시편에 수직으로 닿아 생길 수 있는 레이저빔의 손상도 피할 수 있었다. 또한 알루미늄에 대한 레이저 제염은 Type 304 스테인레스 강보다 훨씬 어려운데 이에 대한 연구가 수행 중에 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

초임계 이산화탄소를 이용한 폐액 중의 Co 추출법

성진현, 김승일, 김현기, 강덕원, 박광헌*
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1
sungjh@haji.co.kr

1. 서론

Co는 원자력발전소의 운전 중에 발생하는 부식생성물로서 방사성폐기물의 주요 오염원 중의 하나이다. 방사성 액체폐기물에 용해되어 있는 Co를 추출 분리하기 위해 초임계 이산화탄소를 이용하였다. Co를 추출하기 위하여 용매로 사용되는 이산화탄소는 비극성 물질이므로 금속과 같은 이온성 물질에 대하여 낮은 용해도를 나타낸다. 따라서 초임계 이산화탄소를 이용하여 효과적으로 Co를 추출하기 위해서는, Co 금속과 결합하여 수용액으로부터 초임계 이산화탄소로 용해시켜 줄 수 있는 킬레이트 리간드를 사용하여야 한다[1-3].

본 연구에서는 초임계 상태의 이산화탄소 하에서 Cyanex-272와 DEA(Diethylamine)를 킬레이트 리간드로 이용하여 수용액으로부터 Co를 추출 분리함으로서 방사성 액체 폐기물에 대한 적용 가능성을 평가하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 Co 추출실험

초임계 이산화탄소 하에서 Co를 추출하기 위한 장치를 Figure 1과 같이 제작하였다. 추출용 용기는 스테인레스 스틸의 재질로 내부용량 125ml의 용량으로 300bar까지 사용할 수 있도록 제작하였다. 추출용 용기를 오븐 안에 설치하여 온도를 100℃까지 가열할 수 있게 하였다. 또한 킬레이트 리간드를 넣을 수 있도록 20ml 용량으로 300bar까지 사용할 수 있는 스테인레스 스틸 재질의 리간드 용해용기를 제작하여 오븐 내 추출용 용기 전단에 설치하였다. 리간드 용해용기에는 투시창을 설치하여 초임계 이산화탄소에 추출제가 용해되는 모습을 관찰할 수 있도록 하였다. 이산화탄소는 정량가압펌프를 이용하여 실험 압력으로 일정하게 공급될 수 있도록 하였다. 추출된 Co 착물과 이산화탄소가 분리되도록 분리용기를 오븐 외부에 설치하였다.

Fig. 1. Supercritical Fluid extraction system.

킬레이트 리간드로는 Cyanex-272와 DEA를 사용하였다. Co가 용해된 수용액 50ml를 초임계유체 추출용 용기에 넣은 후 Co를 추출 분리하였다. 60℃의 온도에서 Cyanex-272와 DEA를 투시창이 설치된 용해용기에 함께 넣은 후 이산화탄소를 200bar로 가압하여 20분 동안 교반하면서 Cyanex-272와 DEA를 초임계 이산화탄소에 용해시켰다. 초임계 이산화탄소에 용해된 Cyanex-272와 DEA를 60℃의 온도에서 200bar의 압력을 유지시키면서 Co 추출용기에 40분간 연속적으로 통과시켜 수용액에 용해되어 있는 Co를 추출하여 분리하였다. 추출전·후 수용액에 용해되어 있는 Co 농도를 ICP로 분석하여 각각의 추출효율을 평가하였다.

2.2 Co 추출실험 결과

일반적으로 Cyanex-272는 수용액으로부터 Co를 추출하는 데 널리 사용되고 있다. 60℃의 온도와 200bar의 압력의 초임계 이산화탄소 상태에서 Cyanex-272를 이용하여 수용액으로부터 Co를 추출한 결과, Figure 2에 나타낸 바와 같이 Co의 추출효율이 20% 미만이었다.

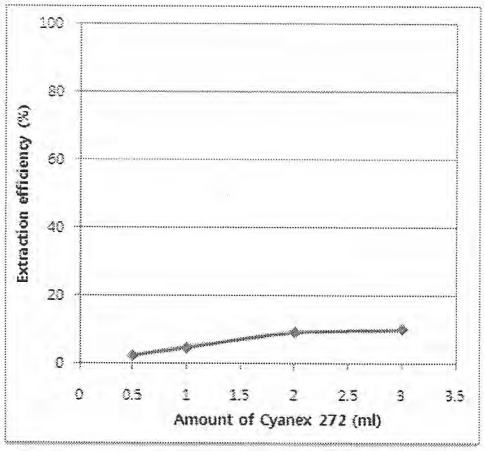


Fig. 2. Extraction efficiency of Co using Cyanex-272 under Supercritical CO_2.

Co의 추출효율을 증가시키기 위하여 DEA를 이용하였다. 60℃의 온도와 200bar의 압력의 초임계 이산화탄소 상태에서 Cyanex-272와 DEA를 이용하여 수용액으로부터 Co를 추출한 결과, Figure 3에 나타낸 바와 같이 Co의 추출효율이 약 80%까지 증가되었다.

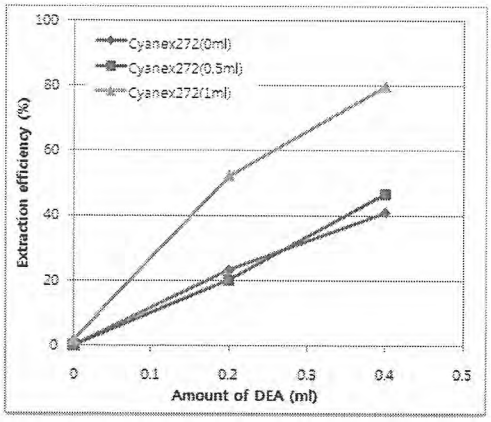


Fig. 3. Extraction efficiency of Co using Cyanex-272 and DEA under Supercritical CO_2.

3. 결론

Cyanex-272만 사용하였을 Co의 추출효율이 낮은 이유는 Cyanex-272는 수용액의 pH가 6이상일 경우 금속 추출이 효율적이나 수용액에 초임계 이산화탄소가 용해될 경우에는 보통 pH가 3이하가 되므로 Cyanex-272가 Co를 추출하지 못한 것으로 여겨진다[4-5]. 초임계 이산화탄소가 용해된 수용액의 pH의 증가시켜 줌으로서 Co의 추출효율을 증가시키기 위하여 DEA를 이용한 결과 추출효율이 약 4배정도 상승함을 확인하였다. 따라서 초임계 이산화탄소 하에서 킬레이트 리간드를 이용하여 수용액상에서 Co를 추출 분리하는 기술은 방사성 액체폐기물 처리에 유용하게 사용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1]. Wai, C. M., Lin, Y., Brauer, R. and Wang, S. (1993), Talanta 40, pp. 1325.

[2]. Erkey, C. (2000), J. Supercritical Fluids 17, pp. 259.

[3]. Lin, Y. and Wai, C. M. (1994), Anal. Chem. 66, pp. 1971.

[4]. Wiebe, R.; Gaddy, V. L. J. Am. Chem. Soc. 1940, 62, 815.

[5]. Toews, K. L., Shroll, R. M., Wai, C. M. and Smart, N. G. (1995), Anal. Chem. 67, pp. 4040.

소각재 폐기물의 고형 안정화 처리

김완석, 황두성, 이기원, 문제권, 최휘경
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
zickim@kaeri.re.kr

1. 서론

소각처리는 폐기물의 양을 80%정도 줄일 수 있으며, 소각과정에서 발생되는 에너지를 재활용할 수 있는 장점이 있다. 그러나 가연성 방사성 폐기물의 소각 처리 시 발생하는 소각재는 일반 매립 및 지정폐기물로 처리가 불가능하다. 따라서 원자력관련시설에서 발생되는 모든 방사성 폐기물은 물리 화학적으로 안정한 형태로 안정화시켜 일정 용기에 포장한 후 방사성폐기물처분장에 영구 처분한다. 방사성폐기물처분장에 반입되는 방사성 폐기물은 처분적합성 여부를 판단하는 기준이 요구되며, 이러한 기준을 고려하여 처분장에서 설정한 것이 처분장 폐기물 인수기준(Site Specific Waste Acceptance Criteria)이다.[3]

본 논문에서는 소각재를 시멘트 고형화의 최적 조건을 만족하며, 인수기준에 준하기 위한 압축강도 시험, 침수 시험/압축강도 시험, 방사선조사 시험/압축강도 시험, 침출시험, 열순환 시험/압축강도 시험의 계획을 설정 하였다.

2. 본론

2.1 소각재 시편 제조 방법

시편을 제조하기 위한 소각재는 J시의 쓰레기 소각재 중 바닥재(bottom Ash)를 사용하며, A사의 보통 포틀랜드 시멘트를 사용한다. ICP 분석을 통해 소각재와 시멘트의 화학적 조성 성분을 분석한다. 시편 제조는 KS F2403에 준하는 방법으로 하고, 소각재의 혼합 시, 소각재의 양이 많이 들어가면 소각재에 함유되어있는 Na_2O와 K_2O 등의 산화물이 수화반응 시 가스를 발생시켜 팽창현상에 관계되어 있는 것으로 추측하고 있다. 이것을 화학식으로 나타내면 다음과 같다.

$$Na_2O + 3H_2O \rightarrow 2Na(OH)_2 + H_2 \quad (1)$$

$$K_2O + 3H_2O \rightarrow 2K(OH)_2 + H_2 \quad (2)$$

따라서 본 실험은 물의 비율을 고정시켜 시멘트와 소각재의 비율만을 변화를 주어 시험에 수행할 것이며, KS L ISO 679에 준하는 용량 5L의 혼합기로 시멘트 모르타르를 만들고, KS F2801에 준하는 Φ50mm × H100mm 원주 몰드에 각각의 조건대로 3개 이상씩의 시편을 제작하여 방사성 폐기물 인수기준 준하는 시험에 임할 것이다.

2.2 방사성 폐기물 고화체 시험 절차

방사성처분장 폐기물 인수기준에 관한 시험방법은 Table.1에 나타내었고, 다음과 같은 시험 요건을 만족해야한다.

Table 1. Test methods of solidfied waste form[3].

Requirement	Test item	Criteria	
		Rigid form[2]	Flexible form[3]
○ Structural Stability	Compressive strength	KS F2405	KS F2351
	Immersion	NRC「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
	Thermal Cycle	ASTM B553	
	Irradiation	NRC「Technical Position on Waste Form, Rev.1」	
○ Leaching	Leach	ANS 16.1	
○ Free Standing Liquid[4]	Real size(drum)	ANS 55.1와 유사한 방법 적용	
	Specimens/Misc. waste	EPA Method 9095B (Paint Filter Liquid Test)	

주 1) 고화체 및 비고화체 폐기물에 적용한다.
2) 응력-변형 관계에서 취성을 갖는 물질(시멘트, 열경화성 수지 등)
3) 응력-변형 관계에서 소성변형을 갖는 물질(다스팔트, 열가소성 수지 등)
4) 시편의직경 : 50mm ~ 100mm, 높이/직경 = 2(경질), 1(연질)

1) 압축강도 시험 KS F2405에 준하여 수행할 것이다. 압축강도 시험에 사용되는 시편의 표준크기는 Φ50mm × H100mm 로 하고 힘을 가하는 속도는 평균속도가 5 ± 2%/min에 적합한 일정한 속도를 원칙으로 한다. 압축강도는 시멘트 등과 같은 경질 고화체의 경우 압축강도는 3.44 MPa (500 psig), 연질 고화체의 경우 0.41 MPa (60 pisg) 이상이

어야 한다[7].

2) 침수 시험/압축강도 시험은 고화체가 물에 대한 안정성(내수성)을 거쳐 그 후 압축강도를 통해 방사성처분장인수기준에 준하는지 알아보는 시험이다. 이 때 고화체의 시편은 최소 90일 이상 침수 시험을 수행하고, 침수 시험 후 압축강도는 요건 1)을 만족하여야 한다[7].

3) 방사성 조사/압축강도 시험은 방사성 열화에 대한 저항성이 있는지 알아보는 시험이다. Co-60 선원에 의한 τ선 외부조사로 조사선량율은 10^5~10^6 R/hr로 조사선량은 10^8 R이상을 한 후 요건 1)을 만족하여야 한다[7].

4) 침출시험은 ANS 16.1에 준하는 시험으로써 방사성 핵종 누출이 처분장의 안정성을 보장하기 위해 충분히 낮아야 하며 시편에 대한 주핵종은 Cs, Co, Sr으로 한한다. 침출지수는 Cs, Sr, Co 핵종에 대하여 6 이상이어야 한다. 본 시험은 침수시험과 동시에 수행할 수 있다[7].

5) 열순환 시험/압축강도 시험은ASTM B553에 준하는 방법으로 시험을 수행한다. 고화체는 정장 또는 운반 및 처분시 계절변화 및 밤낮의 온도변화에 대한 저항성이 있어야한다. 열순환 시험 후 요건 1)을 만족하여야한다[7].

3. 결론

본 연구에서는 소각시설 가동 시 발생되는 소각재 폐기물의 안정성을 확보하고, 방사성폐기물 처분장의 인수기준에 만족하는 안정화된 소각재 고화체 를 제조하는 계획을 수립하였다. 이는 향후 가연성폐기물 처리 후 발생하는 최종폐기물의 안정화 처리 공정의 기초 자료로 제공될 것이다.

4. 참고문헌

[1] 중·저준위 방사성폐기물 인수기준 개발 최종 보고서, 한국수력원자력 방폐물기술처(2007).

[2] 한국열분해용융공학회, 2001 춘계학술대회, pp.76-88, 2001.

[3] J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol.6(4), P. 347-356, Dec. 2008.

[4] 한국환경과학회지 제19권(제5호), P. 639-646, 2010.

[5] 대한위생학회지 제18권 제2호, Vol. 18, No. 2, pp34-41, 2003.

[6] 중·저준위 방사성폐기물의 특성평가를 위한 표준 시험법 비교평가 보고서, 원자력연구원, 2008.

[7] 방사성 폐기물 고화공정 프로그램 개발 보고서, 한국전력공사 기술연구원, 1989.

원자력시설 해체 정보 관리 시스템에서 최적화된 쿼리 구성 방식

조운형, 박승국, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
whcho@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설 해체는 수명이 다한 시설의 유지관리에 대한 위험성 제거와 재활용 측면에서 해체를 하게 되는데 이 때, 제염 및 해체 활동에 대한 정보관리의 중요도는 매우 높게 인지되고 있다. 해체정보는 해체사업에 있어서 중요한 시간과 비용에 대한 요소를 포함하고 있기 때문이다. 이 때문에 미국, 영국, 프랑스, 독일, 일본, 벨기에 등의 국가에서는 해체사업 수행을 위한 데이터베이스 시스템을 개발하여 운영하고 있으며, 한국원자력연구원에서도 해체정보관리시스템(DECOMMIS, DECOMMissioning Information Management System)을 개발하여 현재 구동 중에 있다[1]. 한국원자력연구원에서 국내 최초로 수행한 연구용 원자로 1,2호기 및 우라늄변환시설의 해체활동을 대상으로 개발된 DECOMMIS는 1차원적인 쿼리로 이루어졌는데 실제 시스템을 이용한 해체활동의 정보 입력 및 관리에 몇몇 어려움이 발생됨이 발견되었다. 이에 본 논문에서는 문제가 되는 쿼리의 종류와 경우를 분석하고 이를 최적화하여 해체정보관리시스템의 사용에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 DECOMMIS의 동작방식

DECOMMIS는 그림 1.에서 보듯이 DDIS (Decommissioning Data Input System)와 DDPS(Decommissioning Data Processing & output System)로 구성되어 있다. 이를 구성하기 위하여 웹 서버와 데이터베이스 서버가 존재하며 웹 페이지를 통한 폼액션으로 사용자가 입력하는 파라미터를 쿼리로 조합하여 데이터베이스 서버에 보내는 방식을 사용한다. DDIS를 통하여 모든 해체 작업 활동 정보 및 자료를 입력하고 DDPS를 통하여 자료의 가공 및 출력을 수행한다.

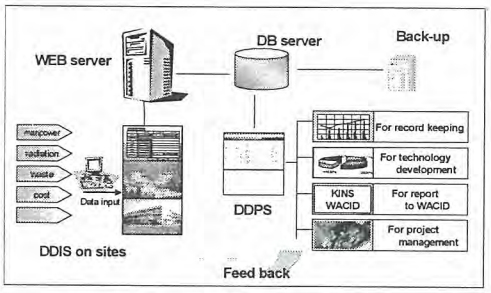


Fig. 1. Concept of the DECOMMIS.

2.2 쿼리 최적화

Oracle과 같은 일반적인 상용 DBMS는 기본적으로 옵티마이저(Optimizer)를 제공한다. 사용자는 옵티마이저를 통해 쿼리 최적화를 수행할 수 있게 된다. Oracle 옵티마이저의 경우 쿼리변환 모듈, 실행계획생성 모듈, 비용산정 모듈을 가지고 있는데 각 모듈을 통하여 좀 더 나은 실행계획을 찾을 수 있는 쿼리로 변환하고 해당 쿼리의 조인에 대하여 실행순서를 세운다음 마지막으로 각 조인 순서와 조인에 대해 중첩루프, 정렬병합, 해시조인 등의 방식을 통해 최소한의 비용이 드는 쿼리를 발견해 낸다. 쿼리 최적화 과정에서 우선적으로 필요한 과정은 여러 가지 실행 계획을 뽑을 수 있는 질의변환 과정인데 이것은 크게 경험적 규칙(heuristic rule)과 비용 추정(cost estimation) 방식으로 나뉜다. 경험적 규칙방식은 정렬, 합병, 가지치기 등 DBMS에서 제공하는 기능들 중 가능한 기능들을 전부 수행하여 쿼리를 재조합한다. 비용 추정 방식은 MV Rewriter, Star Query Transformation, OR-expansion 등의 변환 방법을 통해 전/후의 쿼리에 대해 각각 최선의 실행 계획을 구하고, 이들의 비용을 비교해서 좀 더 효율적인 실행계획을 최종적으로 선택한다. 이 때, 비용 추정 방식은 테이블 개수에 따라 결과가 크게 좌우될 수 있기 때문에 변환된 쿼리가 최적의 결과를 나타낸다는 보장을 할 수 없다. 그래서 일반적으로 경험적 규칙 방식을 많이 사용하는데 이는 경험적 규칙 방식에서 사용하는 규칙들 보편적으로 좀 더 빠른 속도

를 보장하기 때문이다. 또한 RDBMS에서 사용하는 SQL은 표준이기 때문에 DBMS종류에 상관없이 사용자가 쿼리 그래프와 관계 대수 연산을 통하여 직접 쿼리 최적화를 수행하기도 한다.

2.3 DECOMMIS 쿼리 구성 방식 및 문제점

DECOMMIS는 수십여 개의 테이블을 사용하는데 웹페이지의 폼으로 들어오는 파라미터를 이용하여 단순 조인을 통한 작업을 수행한다. 원자력시설 해체와 같이 데이터가 중요하고 양이 많은 경우에는 이러한 1차원적인 단순 조인 방식은 문제점을 지니고 있는데 사용자 요구의 다양성에 따라 처리 시간이 길어지게 되고 쿼리에 대한 결과를 웹페이지에 전달해야 하기 때문에 결과가 많은 경우 받아오는 행위 자체가 불가능하다. 그림2.는 실제로 많은 조인이 필요한 데이터를 요구했을 때 DBMS의 처리시간이 길어져 서버간의 통신 타임아웃이 발생하여 페이지가 다운된 경우이다.

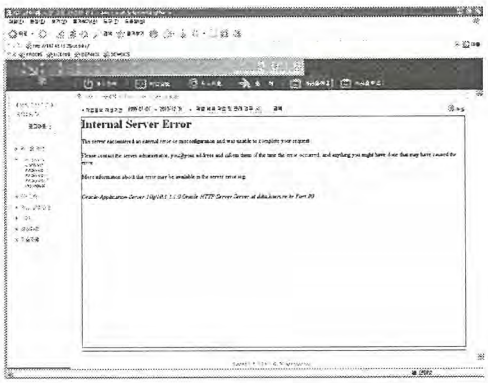


Fig. 2. Before Query Optimizing.

2.4 해결방안

위의 문제가 일어난 경우의 쿼리를 살펴본 바, 요구조건 중 검색기간을 요구하는 경우에 이런 문제가 발생하였다. 특정 기간을 조건으로 검색하였을 때 일부 기능에서 조인할 때 기간을 범위로 하지 않고 일별로 각각 조인을 하여 처리시간이 늦어지게 되는 것이 발견되었고 이에 대한 문제가 일어난 쿼리는 다음과 같음을 알게 되었다.

'SELECT Fnumber, Ccode, Wcode, Mname, MID FROM FAC_SITE, WORK_KIND, COMPANY, MAN WHERE Fnumber = (SELECT min(Fnumber) FROM FAC_SITE WHERE MID = 'worker1')'

해당 쿼리는 1차적으로 최종 결과만을 위한 쿼리로써 파라미터에 따라 이너 조인(Inner Join)을 반복적으로 수행함으로써 수행시간이 길어지는데 SQL에 대한 지식이 부족한 상태에서 제작되어 파라미터 비교값의 최적화가 필요하다. 따라서 본 논문에서는 이를 해결하기 위하여 기간 파라미터에 대한 연산자(Operator)의 수정과 함께 폼에서 넘어오는 파라미터를 조합하는 방식을 다음과 같이 수정하였다.

'SELECT T1.Fnumber, T1.Ccode, T2.Wcode, T2.Mname, T2.MID FROM (SELECT T1.Fnumber FROM FAC_SITE T1 WHERE T1.MID = 'worker1' GROUP BY T1.Fnumber, T1.Ccode) T1 WHERE T1.Ccode > 100'

그림 3.에서 보는 바와 같이 쿼리 최적화를 통하여 정상적으로 동작하는 것을 확인할 수 있었다.

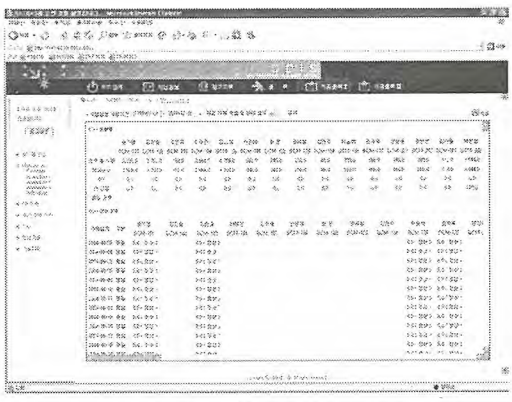


Fig. 3. After Query Optimizing.

3. 결론

한국원자력연구원에서 개발한 해체 관리 시스템(DECOMMIS)의 쿼리 최적화에 대해 기술하였다. 1차원적인 다중 조인은 웹서버와 디비 서버로 구성된 시스템 상에서 타임아웃이 발생함으로써 쿼리 최적화가 필요하였다. 이를 해결하기 위하여 연산자 수정과 파라미터를 조절하고, 쿼리 최적화를 수행하여 페이지 다운을 없애고 응답시간의 효율성이 좋아짐을 확인하였다.

한국표준원전 증기발생기 전열관 Bobbin 검사의 폐기물발생 증가 요인 분석

심은섭, 김광제, 김희성, 박천웅, 서용범
케이엔디티앤아이(주), 서울시 금천구 가산동 685번지 디지털엠파이어 803호
usshim@paran.com

1. 서론

증기발생기 전열관 와전류탐상검사는 원자력발전소의 가동기간동안 시간의 경과에 따른 안전관련 설비의 취약화 정도를 감시, 평가하기 위한 가동중검사(In-Service Inspection)[1]의 하나로 원자력발전소의 매 차수 계획예방정비 시 마다 수행되며, 검사에서 발생되는 방사성폐기물의 가장 많은 양을 차지하는 것이 Bobbin 검사 시 발생되는 폐 Probe이다.

본 연구에서는 한국표준원전 증기발생기 전열관 Bobbin 검사의 폐기물발생률 증가 요인을 분석하기 위하여 케이엔디티앤아이(주)가 2008년 11월부터 2011년 6월까지 수행한 6회의 '증기발생기 전열관 가동중검사' 결과[3, 4, 5, 6, 7, 8]를 자료로 하여 폐기물발생률 증가 요인을 분석하였다.

2. 본론

2.1 한국표준원전 증기발생기 전열관의 형태

한국표준원전에는 미국 CE사가 설계한 System 80 Scale Down Model의 증기발생기 2대가 설치되어 있으며, 각각 SG 01과 SG 02로 부른다. 각 증기발생기는 수직형 재순환식으로 Fig 1.과 같이 '∩'와 '⊓' 형태의 전열관이 설치되어 있다.

전열관 배열은 Fig 2.와 같으며, 전열관의 구분은 Row 번호와 Column 번호를 붙여서 구분하며 Row 번호는 Partition Plate에 가장 가까운 것을 1번으로 하여 차례로 증가하여 138번까지이며, Column 번호는 고온관의 Manway쪽의 처음을 1번으로 하여 차례로 증가하여 165번까지이다.

2.2 Bobbin 검사방법 및 폐기물발생 현황

한국표준원전 증기발생기 전열관의 Bobbin 검사는 증기발생기 전열관 100%를 대상으로 전열관의 전 길이에 대하여 Probe를 전열관 내부에 삽입하여 인출하면서 신호를 수집한다. 따라서 전열관의 내부 상태가 Probe의 수명에 많은 영향을 미치게 된다.

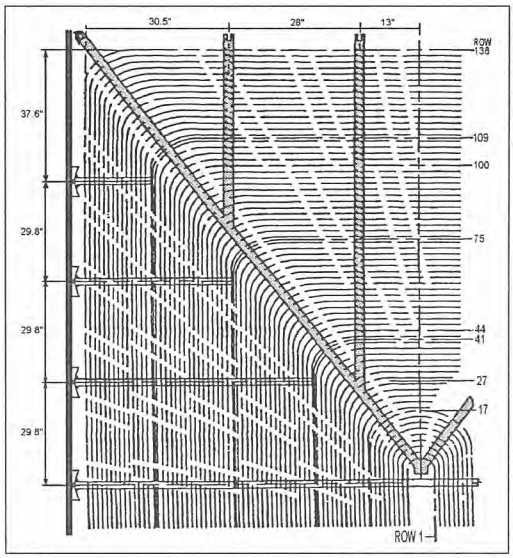


Fig. 1. KSNP 증기발생기 전열관의 형태 및 제원.

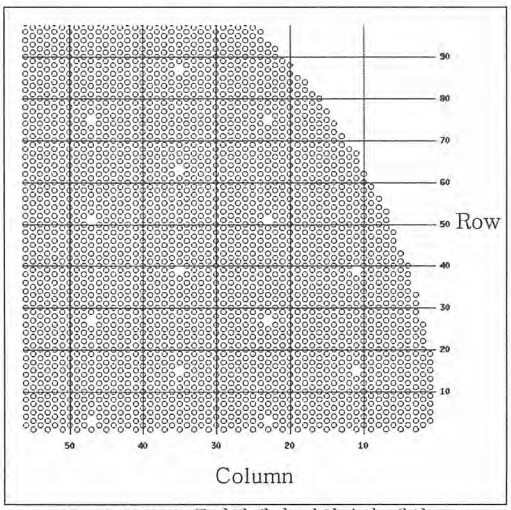


Fig. 2. KSNP 증기발생기 전열관의 배열도.

케이엔디티앤아이(주)가 수행한 6회의 Bobbin 검사수량과 폐기물발생률을 Table 1.로 정리하였으며, 폐기물발생률은 검사 전열관 1,000tubes 당 폐기되는 탐촉자의 수로 정의하였다.

Table 1. Bobbin 검사수량 및 폐기물발생률* 현황.

발전소 및 검사차수	검사수량 (tubes)	Probe 사용량(ea)	폐기물발생률 (ea/1,000tubes)
영광6호기 5차**	16,948	52	3.07
영광5호기 6차**	17,140	68	3.97
영광3호기 12차**	16,505	54	3.27
영광4호기 12차	17,133	45	2.63
울진3호기 10차	16,573	39	2.35
영광3호기 13차	16,533	41	2.48
평균	16,805	50	2.96

* 검사 전열관 1,000tubes 당 폐기되는 Probe의 수
** Bobbin 검사 중 전열관 내부에 표면 결로 발생

2.3 전열관의 표면 결로 발생 원인

한국표준원전 증기발생기의 전열관은 Fig 1.과 같이 전열관의 Row 번호가 1~17인 전열관은 'ㅿ' 형태이고, 18~138인 전열관은 'ㅿ' 형태이다.

이러한 전열관 형태로 인하여 증기발생기의 1차 냉각재를 배수하여도 Row 번호가 18 이상인 전열관은 상부 수평부위에 있는 냉각재가 완전히 배수가 되지 않고 전열관 내부에 남게 된다.

이렇게 전열관 내부에 남아있는 냉각재와 증기발생기 전열관 내부의 습기를 제거하기 위하여 와전류탐상검사 수행기간 중 증기발생기의 Manway에 Air Blower를 설치하여 전열관 내부를 건조시키고 있지만 여러 가지 원인으로 전열관 내부에 표면 결로(Surface condensation)가 발생하고 있다.

케이엔디티앤아이(주)가 수행한 6회의 증기발생기 전열관 가동중검사 기간 중 표면 결로가 발생하였던 3회 검사의 발생 원인을 검사기간 중 기록된 검사일지 등을 참고로 분석한 결과 다음과 같이 분석되었다.

영광6호기 5차와 영광3호기 12차의 결로 발생 원인은 증기발생기 전열관 와전류탐상검사 기간 중 Air Blower 배기관이 연결된 Low Volume Purge Fan이 발전소 계획예방정비기간 중의 정전 작업으로 운전이 정지되어 Air Blower의 배기가 이루어 지지 않아 이로 인하여 전열관 내부에 표면 결로가 발생한 것으로 추정되며, Low Volume Purge Fan이 정지된 기간 중의 Bobbin 검사 수행 시 검사장비에 부착된 수실 Camera로 전열관 내부에서 응축된 물이 흘러내리는 것을 확인할 수 있었다.

영광5호기 6차 검사의 표면 결로 발생 원인은 원자로 Head 인양과 원전연료 인출 작업을 위하여 Reactor Cavity에 물을 충수하며 이때 발생하는 수증기 제거를 목적으로 Reactor Containment Fan Cooler가 운전되는데 영광5호기 6차 증기발생기 전열관 가동중검사 기간 중에는 원자로 내부의 수증기 제거를 위하여 평상시 보다 더 많은 2대의 Reactor Containment Fan Cooler가 운전되었다. 이로 인하여 원자로건물 내부의 공기 온도가 내려가고 증기발생기의 온도 이하로 내려간 차가운 공기가 Air Blower의 운전으로 증기발생기 전열관 내부를 지나면서 표면 결로가 발생한 것으로 추정된다.

3. 결론

Table 1.에 집계된 6회의 증기발생기 전열관 검사기간 중 3회의 검사에서 표면 결로가 발생하였으며, 표면 결로가 발생하였던 검사가 그렇지 않았던 검사보다 폐기물발생률이 더 높은 것을 확인할 수 있었다. 이로서 전열관 내부의 습기가 Bobbin 검사 시 발생되는 폐 Probe 즉 폐기물발생률 증가에 영향을 미치고 있음을 알 수 있다.

4. 참고문헌

[1] "원자로시설의 가동중 검사에 관한 규정", 과학기술부 고시 제2009-23호.
[2] 심은섭 외, "한국표준원전 증기발생기 전열관 검사의 방사성폐기물 발생량 분석 및 처리방법에 대한 고찰", 2006년도 추계 한국방사성폐기물학회 학술논문요약집.
[3] 케이엔디티앤아이(주), "영광6호기 5차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2008).
[4] 케이엔디티앤아이(주), "영광5호기 6차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2009).
[5] 케이엔디티앤아이(주), "영광3호기 12차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2010).
[6] 케이엔디티앤아이(주), "영광4호기 12차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2011).
[7] 케이엔디티앤아이(주), "울진3호기 10차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2011).
[8] 케이엔디티앤아이(주), "영광3호기 13차 증기발생기 전열관 가동중검사 최종보고서", (2010).

냉중성자원 수소계통의 수소가스 배기

한재삼, 김민수, 조성환, 최호영, 이문, 허순옥, 안국훈, 손우정*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*고려공업검사(주), 서울특별시 용산구 서계동 224-21
jshan@kaeri.re.kr

1. 서론

냉중성자연구시설(CNRF, Cold Neutron Research Facility)은 하나로 반사체 영역에 설치된 냉중성자원(CNS, Cold Neutron Source)에서 열중성자가 액화수소에 의해 그 에너지를 잃어 감속된 냉중성자를 이용하여 나노 및 바이오 구조연구 등 다양한 기초과학 연구를 수행할 수 있도록 설계되었다.

CNS 수소계통내 수소가스의 순도를 높이기 위해 기존에 수소계통에 충전되어 있던 수소가스 약 378 g을 계통에서 배기하고 순도가 높은 새 수소가스로 재충전하였다. 배기한 수소가스중 약 355.62 g은 수소저장장치(MHU: Metal Hydride Unit)에 저장하였고, 계통내 잔류한 약 22.38 g은 원자로실로 배기하였다.

한편 MHU에 저장된 수소는 원자로실 환기계통의 굴뚝을 통해 모두 배출하였다. 이번 배기 작업은 안전상의 문제를 상세히 검토하여 수행하였고, 이를 확인하기 위해 원자로실 배기유로 내부의 수소가스 농도를 연속적으로 측정하였다.

본 논문에서는 원자로실 배기유로를 통한 수소가스 배출의 안전성 확인 방법과 배출과정을 정리하였다. 또한 수소가스 중 존재하는 미량의 삼중수소의 수량에 대하여 정리하였다.

2. 본론

2.1 MIIU내 수소가스의 특성

MHU에 저장되어 있던 수소가스는 하나로의 총누적 출력량 10.7 GWD 동안 CNS계통의 IPA에서 중성자에 조사되었다. 따라서 CNS계통의 수소가스에는 미량의 삼중수소(H-3)가 포함 되어있다.

Fig. 1은 H-3의 규제면제 농도와 수량 및 CNS 계통에서 생성될 수 있는 H-3의 이론적인 계산 값과 실제 측정값을 나타낸다. 수소가스 378 g에서 H-3에 의한 방사능 농도는 1.16X

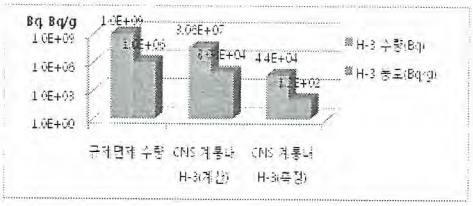


Fig. 1. Concentration and quantity of H-3 in hydrogen gas in CNS.

10^2 Bq/g이며, 총 방사능량은 4.40X10^4 Bq이다. 이 양은 원자력법에서 정한 H-3의 규제면제 농도(1X10^6 Bq/g)의 8,620분의 1, 규제면제 수량(1X10^9 Bq)의 약 22,700분의 1에 해당하여 법적으로 규제면제 대상이다. H-3 수량 4.40X10^4 Bq이 원자로실 배출풍량 30,000 [m^3/h]에 3시간 동안 모두 배출될 경우 삼중수소의 농도는 평균 약 0.46Bq/m^3 증가될 것으로 계산되었고, 평상시 배출 농도(1X10^4 Bq/m^3)에 비하면 그 양이 미미하다. MHU에 저장된 수소가스에 미량이지만 방사성물질인 H-3가 포함되어 있으므로 이를 연속 감시하면서 배출하기 위해 계측기가 설치된 원자로실 배기유로를 통해 배기 하였다.

Table 1. Data of exhaust characteristic.

배기유로 배출 풍량	2000(최종 30,000) [m^3/h]
MHU의 수소 량	355.62 g
최대 허용 배출 율	≤ 13.3 Nm^3 /minute
최소 허용 배출 시간	0.3 분

2.2 배기유로 내 수소가스의 농도

Table 1과 같이 하나로 원자로실 환기계통 중 수소가스를 배기할 지점의 풍량은 약 2,000 m^3/h 이고 중간에 배기유로가 합류되어 최종 풍량은 약 30,000 m^3/h이다. 계산에 의하면 MHU 내의 수소가스 약 355.62 g이 최소 0.3 분 이상 일정하게 배출되면 배기유로 내부의 수소가스 농도는 4 %를 넘지 않게 된다. 실제는 전체 수소가스를

약 3시간에 걸쳐 배출하므로 풍량이 2,000 m^3/h인 지점에서 수소가스 농도는 약 0.07 % 이하, 풍량이 30,000 m^3/h인 지점에서 수소가스 농도는 약 4.4×10^{-3} % 이하 이며, 이는 수소가스의 관리기준 농도인 4 %의 각각 60분의 1과 900분의 1에 해당 한다.

2.3 수소가스 배기 작업수행 결과

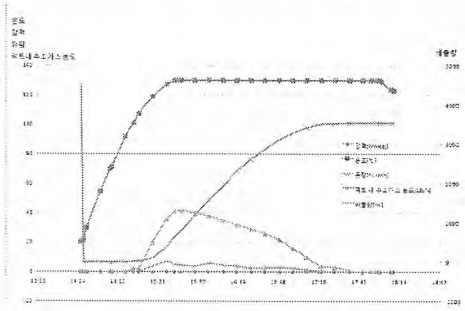


Fig. 2. Exhaust hydrogen gas of MHU.

Fig 2.는 MHU를 가열하여 수소가스를 배출하면서 측정한 MHU 내부의 온도, 압력, 수소가스의 유량 그리고 배기유로 내의 수소가스농도 등을 나타낸다. 수소가스를 배기하기 위해 MHU의 가열기를 켠 후 약 1시간 만에 MHU 내부의 온도가 130 ℃에 도달하였다. 수소가스의 배출율은 최대 42 NL/min 이었고, 배기유로의 풍량 2,000 [m^3/h]에서 측정한 수소가스농도는 최대 0.2 %(=5.1 LEL%)이었다. 그리고 유량과 배출량을 확인 한 결과 가열기를 켠 후 약 3시간 만에 MHU의 수소가스는 모두 배출되었음을 확인하였다.

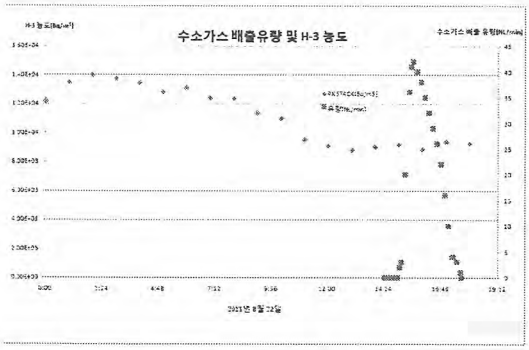


Fig. 3. Compare Flow rate of hydrogen gas with air concentration of H-3.

한편 Fig. 3은 수소가스의 배출율과 원자로실 굴뚝 감시기에서 측정한 삼중수소의 농도이며, 수소가스를 배출하는 중에도 삼중수소 농도는 약 1×10^4 Bq/m^3 이하로 유지되어 변화가 없었다. 1×10^4 Bq/m^3의 삼중수소 농도는 원자로실 굴뚝감시기의 유도방출 한도(5.067×10^6 Bq/m3)의 약 500분의 1에 해당하여 H-3의 농도 변화에 미치는 영향이 미미하였음을 알 수 있었다.

3. 결론

CNS 수소계통의 수소가스에 포함된 H-3의 수량은 약 4.40×10^4 Bq 이었다. 이 수소가스는 최종적으로 약 30,000 CMH의 원자로실 배기덕트 풍량에 희석되었고, 3시간동안 배기하는 중에 H-3의 농도는 평균 약 0.46 Bq/m^3 증가된 것으로 계산되었다. 실제 수소가스 배출 중 원자로실 굴뚝 감시기에서 측정한 H-3의 농도도 1×10^4 Bq/m^3 이하로 평상시대로 유지되어 그 영향이 미미하였음을 알 수 있었다.

수소가스를 배기하는 중 원자로실 배기유로 내부의 풍량이 2,000 [m^3/h]인 지점에서 수소가스 농도는 3 시간 평균 0.07 % 이하를 유지 할 것으로 예측 하였다. 실제 측정한 수소가스의 농도는 완만하게 증가하다 감소하였으며 최대 0.2 %(관리기준 4 %의 20분의 1)로 안전에 영향이 없었다.

4. 참고문헌

[1] 2011년 하나로 심포지엄, CNS 내 삼중수소 농도변화 고찰, 2011.

[2] 한국원자력연구원, 냉중성자 연구시설 운영절차서, HAN-TAP-05-OD-COP-OP-002(수소계통), 2009.

[3] 한국원자력연구원, 냉중성자 연구시설 운영절차서, HAN-TAP-05-OD-COP-OP-007(수소저장설비), 2011.

[4] 한국원자력연구원, 하나로 안전성분석 보고서, 12 장 방사성폐기물 관리, 2010.

유리고화체 제조시 슬래그폐기물 내 함유된 산화철의 영향 조사

최휘경, 황두성, 최윤동, 이규일, 문제권
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989길 111
hwi82@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 금속폐기물에 대한 용융처리는 제염과 부피감소 효과를 동시에 만족하는 매우 유용한 방법이다. 금속폐기물의 용융처리 시 약 1-3%정도의 방사성 슬래그폐기물이 발생되고 있으며, 이때 발생된 슬래그는 외부에서 가해지는 물리적 힘에 의하여 쉽게 부스러지며 불균일한 입자로 인하여 차지하는 부피도 매우 크다. 슬래그폐기물은 궁극적으로 처분되어야 하며, 이를 위하여 슬래그폐기물은 안정화 및 고형화 되어야 한다. 금속폐기물의 용융처리로부터 생성된 슬래그폐기물은 단순 열처리로 쉽게 유리고화체로 변환되어 안정화된 유리고화체로 전환된다. 유리화는 유해성 물질들을 물리·화학적 견고성이 타 물질에 비해 뛰어난 유리 구조 안에 결합시키고, 이 유해성 물질들을 환경과 인간에게 영향이 없도록 영구적으로 고정화하는 환경 친화적 처리기술이다. 또한 유리화 기술로 폐기물을 처리할 경우 폐기물의 감용 효과가 크며 폐기물 처리비용이 기존의 기술들에 비해 적게 들어 경제적인 장점이 있다[1].

본 연구는 한국원자력연구원 내의 우라늄변환시설 해체 시 발생한 금속폐기물을 용융제염하여 발생된 슬래그폐기물을 처분하기 위함이며, 슬래그폐기물의 단순 가열로부터 생성된 유리고화체를 처분이 가능한 안정화된 방사성폐기물로 전환하는데 목적이 있다.

2. 본론

2.1 슬래그형성제와 슬래그폐기물의 특성

방사성 금속폐기물의 용융 후 발생된 슬래그폐기물에는 산화물과 규화물 혹은 염 등으로 구성되어 있으며, 대부분의 경우 슬래그가 유리화 응고를 하도록 하는 SiO_2의 성분이 다량 함유되어 있기 때문에[2] 다른 첨가제 없이 슬래그폐기물만으로 고화체를 제조 할 수 있다.

우라늄변환시설에서 발생된 금속폐기물의 용융제염 시 사용된 슬래그형성제는 2.38-1.14mm의 연황색 입상이며 화학적 성분은 유리고화체 제조에 필요한 SiO_2와 Al_2O_3가 주성분이다. 그림 1은 슬래그형성제와 유리화 처리된 슬래그형성의 XRD 분석결과로 슬래그형성제의 주요 피크는 Si와 Al의 산화물인 $(Na,Ca)Al(Si,Al)_3O_8$로 나타났으며, 유리화된 슬래그형성제는 상기 산화물외에 추가로 변형된 형태의 산화물인 $CaAl_2Si_2O_8.4H_2O$가 존재함을 확인할 수 있다.

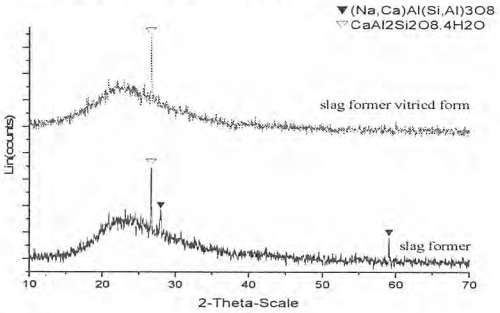


Fig. 1. XRD pattern of slag former and vitrifid slag former.

우라늄변환시설 발생 금속폐기물 처리 시 생성된 슬래그 폐기물의 오염핵종은 우라늄이며, 방사능농도는 약 24Bq/g이다. 그리고 슬래그폐기물에는 금속과 금속의 부식성분등 다량의 불순물이 많이 포함되어 있다. 그림 2는 슬래그폐기물과 유리화 처리된 슬래그폐기물의 XRD 패턴으로 슬래그형성제의 두 경우 모두 주요 구성성분인 SiO_2와 철(Fe) 화합물의 산화물인 $Mg(Al,Fe)_2O_4$이 존재함을 확인할 수 있다. 따라서 슬래그폐기물에는 금속폐기물을 용융 처리하면서 제거된 불순물에는 Fe성분이 다량 함유되어 있음을 예측할 수 있다.

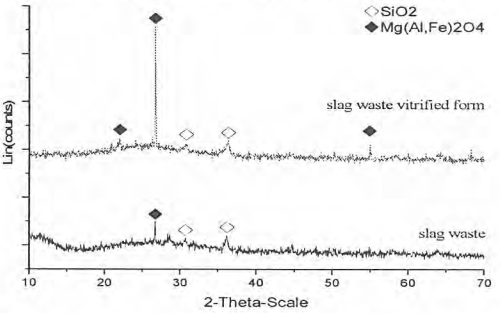
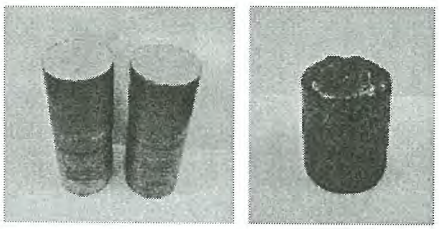


Fig. 2. XRD pattern of slag waste and vitrified slag waste.

2.2 실험방법

유리고화체를 제조하기 위하여 흑연도가니를 사용하여 슬래그형성제와 슬래그폐기물을 1300℃에서 1시간동안 용융하여 그림 3과 같이 유리고화체를 제조하였다.



(a) (b)

Fig. 3. (a)vitrified slag former, (b) vitrified slag waste.

2.3 유리고화체 제조 시 산화철의 영향

슬래그폐기물의 유리고화체 제조 시 슬래그폐기물에 포함된 불순물들이 용융되는 과정에 기포가 발생되어 슬래그폐기물이 도가니에서 넘치거나 유리고화체에 기공이 발생되었다. 또한 슬래그폐기물에 포함된 철들이 녹아 그림 4와 같이 고화체 밑부분에 철덩어리, 고화체 윗부분에는 철 알갱이들이 생성되었음을 확인할 수 있었다.

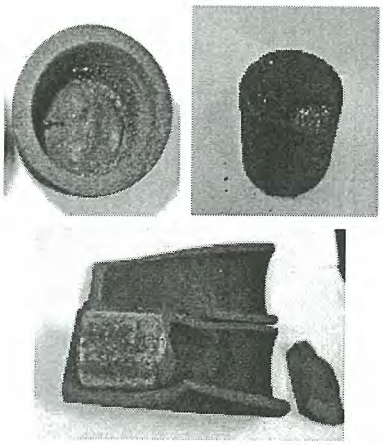


Fig. 4. Vitrified slag waste and crucible after melting.

또한 슬래그형성제는 주성분이 SiO_2와 Al_2O_3로 용융 시 기포가 발생하지 않았으나 시료 분쇄과정에서 분쇄기의 날이 마모되면서 불순물로 철이 포함되자 그림 5와 같이 고화체에 기포가 발생하며 끓어 넘치는 현상이 발생 되었다.

이 같은 현상은 슬래그 내에 함유된 산화철이 환원되면서 기포가 발생하는 것으로 판단되며, 이에 대한 추가 조사를 수행할 예정이다.

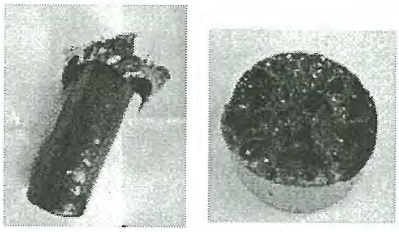


Fig. 5. Vitrified slag former (including iron).

3. 결론

우라늄변환시설 발생 금속폐기물의 용융제염후 발생한 슬래그폐기물 유리고화체 제조 시 슬래그폐기물에 함유된 산화철은 기포 발생을 야기하며, 이는 유리고화체의 압축강도를 저하시킬 것으로 판단된다. 따라서 추후 산화철의 함량 등 추가 조사를 통하여 주조된 고화체의 압축강도 등의 특성평가를 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 중·저준위 방사성폐기물 유리고화체의 물리·화학적 특성 연구, 한국세라믹학회, vol.38, No.9, p.893~845, 2001.

[2] 방사성 금속폐기물의 용융 및 재활용 기술현황, 한국원자력연구원 보고서, 2004.

단계적 화학공정을 이용한 방사성 Cs으로 오염된 아스콘 제염에 관한 연구

이근영, 정동용, 양한범, 이일희, 김광욱, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
lkv@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서는 Cs-137을 포함한 아스콘(아스팔트 콘크리트) 사용에 의한 방사성 오염 도로가 발견되고 있고, 현재 원자력법상 기준 농도를 넘는 경우, 포장 아스콘을 회수하여 방사성 규제치 이하로 제염하는 것이 필요하다. 도로 포장용 아스콘은 아스팔트, 굵은 골재 및 잔골재를 혼합하여 만들어진다. Cs오염의 원인은 정확히 밝혀지지 않았으나, 이온 상태가 아닌 미세 입자성 Cs 화합물 형태로 아스팔트 생산 과정에서 유입되었을 가능성과 미량의 Cs이 함유된 수입 고철 부산물이 아스콘에 재활용되었을 가능성이 존재한다.

지금까지 아스콘에서 방사성 오염물을 제거하는 시도는 없었으며 이와 관련된 기술 또한 알려져 있지 않다. 아스콘의 아스팔트 성분에 포함된 Cs을 제거하기 위해 이를 휘발시키는 방법을 이용할 수 있다. Cs은 약 600°C 정도에서 휘발되고 아스팔트 성분은 400°C 정도에서 완전 연소가 일어나므로, Cs이 포함된 아스콘을 600°C 이상으로 가열하면 아스콘의 골재 성분만 남기고 Cs을 제거할 수 있다. 그러나 화재의 위험 및 휘발 되는 Cs 의 비산과 이를 포집하기 위한 복잡한 배기가스 후처리 문제가 발생하므로 가열에 의한 Cs 오염 아스콘의 처리 방법은 적절치 않은 것으로 판단된다.

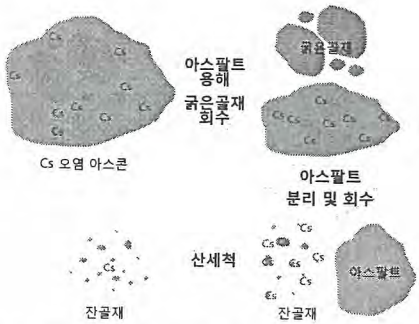


Fig. 1. Schematic diagram on decontamination of Cs-contaminated ASCON.

본 연구에서는 오염 아스콘 내에 Cs이 미세 입자상으로 아스팔트 성분과 결합되어 있고, 유기성 용제에 입자성 Cs 물질이 용해되지 않는 특징을 이용하여 Cs 오염 아스콘을 제염할 수 있는 방법을 제안하고자 한다 (Fig. 1).

2. 본론

2.1 실험

국내 일부도로에서 채취한 방사성 Cs 오염 아스콘 (초기 방사능 12.1 Bq/g)을 대상으로 실험을 수행하였다. 아스팔트 용해를 위해 염화메틸렌, 사염화탄소, 벤젠, 톨루엔, 아세톤, 에탄올, 질산과 같은 다양한 용제들이 비교되었다. 아스팔트 용해 후 굵은 골재를 분리하기 위해서는 10 mesh 체(눈금의 크기 2 mm)를 사용하였고, 모든 과정의 고액분리는 4000 rpm에서 5분 동안 원심분리를 통해 이루어 졌다. 잔골재의 산세척 단계에서는 1M의 염산을 사용하여 고액비를 1:4로 하여 교반을 하는 과정을 2회 수행하였다. 실험 중 발생된 모든 시료들의 Cs-137의 방사능은 MCA (Multi-channel analyzer)로 측정되었다.

2.2 결과 및 토의

다양한 용제에 대한 아스팔트 용해성을 비교한 결과, 염화메틸렌, 사염화탄소, 벤젠, 톨루엔을 사용하였을 시 아스팔트는 매우 쉽게 용해되는 것을 관찰하였다. 그 중 염화메틸렌은 상대적으로 독성이 낮아 일반적인 용제로 사용될 수 있고, 특히 다른 유기 용제에 비하여 끓는점이 39.5℃로 낮아 쉽게 증발되므로 휘발에 의한 후처리가 간편하다. 이러한 장점들을 바탕으로 염화메틸렌을 아스콘의 아스팔트 용해 용제로 선택하였다.

Fig. 2는 본 연구에서 최종적으로 제안하는 Cs 오염 아스콘 제염을 위한 공정 흐름도를 나타내었고, Table 1은 각 단계에서 발생된 굵은골재, 아스팔트, 잔골재의 방사능과 부피%를 나타내고 있다. 아스팔트 용해를 위해 아스콘과 염화메틸렌의 고액비를 1:1로 하여 진동을 동반한 10분간 용

해 후, 아스팔트 성분이 제거된 골재를 다시 염화메틸렌으로 1회 세척하고, 이후 2 mm 이상인 굵은 골재를 분리하였다 (1단계; Fig. 3A). 이 때 분리된 굵은 골재의 방사능은 0.41 Bq/g으로 자체처분(일반폐기물 처분)이 가능한 수준이었다.

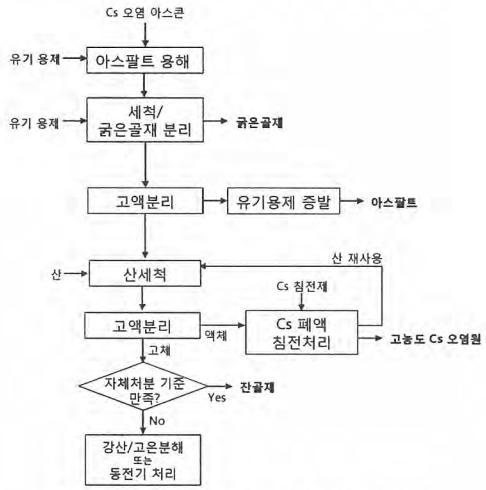


Fig. 2. Proposed decontamination process.

이후 원심분리를 통해 아스팔트가 용해된 용제를 잔골재 성분으로부터 분리 후, 용액을 2시간 동안 40℃에서 건조시켜 용제를 휘발시킨 후 반고체 상태의 초기 아스콘의 아스팔트 성분만을 분리하였고 (2단계; Fig. 3B), 이 역시 매우 낮은 방사능을 보였다.

Table 1. Radioactivity and volume% of materials after each step.

단계	초기	1단계	2단계	2단계	3단계
시료	아스콘	굵은 골재	아스 팔트	잔골재	잔골재
방사능 (Bq/g)	12.1	0.41	0.38	30.58	2.8
부피 (%)	100	60	15	25	25

Cs 입자를 여전히 포함하는 잔골재 성분을 산세척하여 입자성 Cs 성분을 Cs^{+} 이온으로 용출시킨 후 (3단계; Fig. 3C), 잔골재의 방사능을 측정한 결과 초기 약 31 Bq/g에서 3 Bq/g 이하로 낮아졌다. 현재 원자력법상 관리 기준은 10 Bq/g 이하이므로 산용액으로 처리된 잔골재 역시 자체처분이 가능한 것으로 볼 수 있다. 산세척 용액 내 Cs 이온은 침전제인 Sodium Tetra-Phenyl Borate와의 반응을 통하여 침전 분리 될 수 있다.

처리된 잔골재 성분의 방사능은 원자력 법상 관리 기준 이하로 충분히 낮아졌지만, 더욱 방사성 수치를 낮출 필요가 있을 시에는 고온/강산 처리 또는 잔골재 성분만을 대상으로 전기동력학적 처리(Electrokineitc process)를 수행할 수 있다. 그러나 이러한 추가적인 처리는 장치비의 증가 및 폐액 발생 등의 경제성 대비 잔골재 성분의 처분장 처리 시 비용과의 종합적 상관성을 통해 고려되어야 한다.

Fig. 3. Pictures of final materials separated from Cs-contaminated ASCON.

3. 결론

유기 용제인 염화메틸렌을 이용하여 Cs에 오염된 아스콘의 아스팔트 성분만을 용해시키고, 굵은 골재와 아스팔트 성분을 각각 분리하면 약 75%의 부피감용이 가능하다. 미세 입자성 Cs 물질이 혼합된 잔골재를 산세척하고, Cs이 용해된 산 용액에 Cs 이온 침전제를 첨가하여 이를 침전 분리시킬 경우는 99%의 부피감용이 가능할 것으로 보인다. 이와 같은 단계적 화학공정을 통해 방사성 Cs에 오염된 아스콘의 폐기물 발생량을 최소화하여 방사성 폐기물의 부피감용 및 처분비용의 저감 효과를 가질 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 한국원자력산업회의 국내뉴스, www.kaif.or.kr, 2011.

[2] Fuel, Vol.82, pp. 49-52, 2003.

가연성폐기물처리시설 인허가 진행과정 및 그 결과

이기원, 홍상범, 조광훈
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
ngwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체 공사 과정에서 발생한 가연성폐기물을 감용 처리하기 위하여 한국원자력연구원에서는 2008년 임대계약 종료로 한국방사성폐기물관리공단으로부터 인수받은 실증용 방사성폐기물 소각시설을 개선해 2009년 원자력법 제76조에 의거 인허가 신청을 하였으며, 이후 공식적으로 3차례의 심사질의와 답변을 후 2010년 12월 교육과학기술부로부터 인허가증을 교부받았다. 정상적인 운전을 하기 위하여 2011년 1월 사용전검사를 신청하여 2011년 3월 사용전검사를 받아 3개의 지적사항이 있었고, 이후 지적사항에 대한 시정조치 작업을 시작하여 2011년 7월 최종 사용전검사 시정조치 완료 통보를 받아 정상적인 운전이 가능하게 되었다.

2. 본론

2.1 인허가 신청

한국원자력연구원에서는 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설(UCF) 해체과정에서 발생한 가연성폐기물과 RI 가연성폐기물 및 한전원자력연료(KNF)에서 발생한 가연성폐기물을 감용처리하기 위해 2009년 6월 원자력법 제76조, 동법 시행령 제220조 및 동법 시행규칙 제79조에 따라 폐기시설등의 건설·운영허가를 신청하였다. 인허가 신청서류는 방사선환경영향평가서, 안전성분석보고서, 안전관리규정, 설계 및 공사방법에 관한 설명서, 건설 및 운영에 관한 품질보증계획서, 폐기시설등의 건설·운영계획에 관한 서류, 방사성폐기물의 저장·처리 및 처분방법에 관한 서류, 폐기시설등에 저장·처리 또는 처분할 방사성폐기물의 종류 및 수량에 관한 서류, 폐기시설등의 건설·운영에 관한 기술능력에 관한 설명서, 원자력법 시행령 제220조의4에 따른 장비 및 인력을 확보하고 있음을 입증하는 서류를 포함하여 총 10건의 서류 및 보고서이다.

2.2 인허가 심사과정

2.2.1 제 1차 심사질의 및 답변

한국원자력안전기술원에서는 2009년 12월 총 77개에 달하는 제1차 가연성폐기물처리시설 안전성심사질의가 있었으며, 이에 대한 답변서를 2010년 1월 제출하였다. 제1차 심사질의의 주요내용은 1. RI 폐기물 함유 방사선핵종 및 수량, 2. CO-60, Cs-134, Eu-152, Eu-154만 함유된 폐기물만을 소각처리할 것인지에 대한 여부, 3. 우라늄 함유 폐기물의 소각과 관련 소각공정 및 소각재 등에 존재할 수 있는 최대 우라늄 함량을 제시하고, 핵임계안전성 및 방사성물질의 취급/운반 안전성 측면에서 관련 요건을 만족함을 입증하라는 내용이었다. 이들 질의에 대한 답변은 1. 소각대상 폐기물 중 RI 폐기물과 관련하여 가연성 개봉선원(I-125) 및 유기폐액(H-3, C-14)은 소각대상에서 제외, 2. KAERI 발생폐기물 중 연구로 해체과정에서 발생된 가연성고체기물은 폐기물관리과정에서 CO-60, Cs-134/137, Eu-152/154 핵종만 검출되었으며 그 이외의 핵종은 검출되지 않았고, 소각시설 운영과정에서도 위의 핵종으로 오염된 폐기물만을 소각할 것임. 3. 소각로의 용량은 시간당 20 kg/h이고 1일 8시간, 5일 운전시마다 소각공정 및 소각재를 수거하도록 운전할 예정임. 이를 근거로 800kg의 폐기물의 소각되고, 우라늄오염도는 최대 100 Bq/g으로 가정하면 총 방사능은 8.0E+07Bq임. UCF의 경우 천연우라늄 1g에 대한 총 방사능은 2.54E+04 Bq이고, 폐기물내 총 우라늄의 양은 3.15 kg (U)이므로 아래의 표에 제시한 임계질량에 도달할 수 없음을 보임

	U-234	U-235	U-238	합계
Weight % (natural)	0.0053	0.711	99.284	100%
Activity in 1g of U	1.24E+04	5.69E+02	1.25E+04	2.54E+04

KNF의 경우 5%의 농축도를 고려하여 우라늄 1g에 대한 총방사능은 2.53E+04 Bq 이므로 폐기물내 총 우라늄의 양은 3.16 kg (U)이므로 아래의

표에 제시한 임계질량에 도달할 수 없음을 확인.

그리고, 소각시설내에는 감속재 및 반사체로 사용될만한 물질(중수 등)을 취급하지 않기 때문에 임계에 도달할 가능성은 희박함을 확인.

U-235(%)	임계질량(kg U)
2	-
3	200
4	64
5	33
10	7.8
93	0.37
100	0.35

참조 : Gesellschatt fur realctorsi cherheit(GRC) MBH, Handbuh Zur Kritikalitat 1995

2.2.2 제 2차 심사질의 및 답변

총 23개의 2차 심사질의와 신규 5개의 질의가 2010년 3월에 있었으며, 4월 15일 한국원자력연구원에서는 이에 대한 답변서를 제출하였다. 질의의 주요내용은 1. 주간/월간/분기간 및 연간 소각제한치 제시, 2. 우라늄 핵종의 딸핵종 중에서 Rn-222는 기체 형태이나, 입자상 형태의 Co-60의 제염계수 값을 그대로 적용하고 있음을 지적하고, 기체형태의 딸핵종에 대해서도 입자상 방사성핵종의 제염계수를 그대로 적용한 기술적 타당성을 제시하시기 바람. 3. 가연성폐기물 처리시설의 안전한 운영을 위한 운영절차서 수립현황(절차서 목록, 수립여부 또는 수립일정 등)을 제출 요구. 이에 대한 답변은 1. 소각로의 폐기물 유입은 발열량이 적은 종이류의 경우 시간당 30 kg, 발열량이 큰 비닐 및 플라스틱류 폐기물의 경우 시간당 약 20 kg정도로 평균 25 kg/hr의 속도로 유입됨을 고려하여 소각제한치는 1,200 kg/주간, 4,800kg/월간, 14,400kg/분기 및 40,000 kg/년간을 초과하지 않도록 제한함. 2. 우라늄 딸핵종 중 Rn-222는 불활성 기체형태로 우라늄의 계열붕괴과정에서 방출됨을 고려하여 제염계수를 반휘발성핵종(Cs-134/137)과 동일한 2.60E+04을 적용하여 평가한 결과 불활성기체(Rn 등)의 경우 공기흡수선량 및 외부피폭선량은 무시 가능함. 3. 소각공정 운전절차서를 포함하여 총 11종의 운전절차서 제출

2.2.3 제 3차 심사질의 및 답변

총 7개의 3차 질의 및 추가질의가 2010년 5월에 있었으며, 이에 대한 답변을 8월 27일 제출하였다. 이에 대한 주요 질의 및 답변내용은 1. "대한민국 정부와 국제원자력기구간의 핵무기의 비확산에 관한 조약에 관련된 안전조치의 적용을 위한 협정", 계량관리규정, 물리적방호규정, 교육과학기술부고시 (국제규제물자등의 보고에 관한 고시 및 국제규제물자의 대상에 관한 고시) 등에 따라 허용된 폐기물에 한하여 소각할 것임을 관련 허가신청서(폐기시설등의 저장·처리 또는 처분할 방사성폐기물의 종류 및 수량에 관한 서류 등)에 명시하시기 바람. 2. 제한구역 및 보전구역의 경계 설정 관련한 내용. 이에 대한 답변은 1. 계량관리 대상으로 분류된 폐기물은 가연성폐기물 처리시설의 처리 대상에서 제외할 것이며, 이를 안전성분석보고서 및 폐기물인수절차서 등에 반영하여 명시할 것임. 2. 보전구역은 소각로 실험동 건물로 설정하며, 보전구역의 출입을 제한하도록 한다. 제한구역은 원자력연구원 주변에 설치된 울타리로 설정하며, 연구원 정문의 출입절차에 따라 출입을 제한하며, 제한구역의 경계는 소각로 실험동 건물이며, 제한구역의 경계와 부지경계는 동일하게 원자력연구원 주변에 설치된 울타리를 경계로 함.

2.3 사용전검사

한국원자력연구원에서는 2010년 12월 최종 심사질의가 끝나고 교육과학기술부로부터 폐기시설 운영허가증을 교부받음에 따라 시설을 정상적으로 가동하기 위해 2011년 3월 사용전검사를 신청하여 총3개의 사용전검사 지적사항 받았으나 이에 대한 시정조치를 완료 한 후 2011년 7월 폐기시설(가연성폐기물처리시설) 사용전 검사 지적사항에 대한 시정조치 종결통보를 받음으로써 정상적인 운전이 가능하게 되었다.

3. 결론

한국원자력연구원에서는 2009년 폐기시설 인허가를 신청하여 최종적으로 2011년 8월 사용전 검사 지적사항 시정조치 종결 통보를 받음으로써 합법적인 폐기시설을 우리나라에서 3번째 확보하였으며, 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설에서 발생한 폐기물을 감용처리하여 처분비용을 획기적으로 절약하고, 이에 대한 기술개발을 병행하여 진행함으로써 폐기물처리에 대한 안전성확보에 주력할 예정이다.

Treatment of Radioactive Liquid Waste by the Forced-Air Circulation System

Tae-Kuk Kim, Il-Sik Kang, Jong-Sik Shon, Young-Gerl Ryu, Won-Hyuk Jang, Sang-Min Bae, Young-Yong Ji, Dae-Seok Hong, Kyung-Kil Kwak
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
ntkkim@kaeri.re.kr

1. Introduction

This facility is a natural evaporation type with a forced exhaust having a vertical array of cloth as an evaporation bank. Synthetic textile was used as an evaporation medium with a forced air circulation system that brought air from the outside. In this system, liquid effluent flows down the vertical array, having a total area of 11,250 m^2. The intake of outdoor air through the air filter arises and flows into the bottom of the vertical array through exhaust fans at the top of the facility, contacting with the liquid stream counter currently, and discharging into the outdoors. In this experiment, we investigated the influence of climate condition (mainly atmospheric humidity and temperature) on the amount of evaporation in a Forced-Air Circulation System. We determined the range of atmospheric conditions using regional atmospheric data for the optimum operation of the facility.

Key Words: Radioactive Liquid Waste, Forced-Air Circulation System, Decontamination Factor.

2. Material and Methods

Constructed in concrete, the facility has four floors above ground and one floor underground, with a total area of 1150 m^2. There is a liquid effluent storage pool in the basement with a capacity of 960 m^3. The first floor consists of a room for drying sludge and a pump room. An evaporation zone is located from the second to the third floor, and in evaporation zone, there are 1040 cloth sheets 1 m × 5.4 m in size vertically arrayed. Liquid effluent is pumped up from the underground storage pool to a buffer tank on the first floor through a make-up pump (3HP, 15m^3/hr).A circulation pump (15HP, 120m^3/hr) supplies liquid effluent arising from the Radioactive Waste Treatment Facility (RWTF), which is mainly condensation from the evaporation process, or very low-level liquid waste that is treated using an ion exchanger.

The liquid effluent in the underground storage pool is pumped to the buffer tank, and the circulation pump supplies this effluent to the trough. The liquid effluent in the trough gravitationally flows down to the evaporation zone. The experiment applied the mentioned theory to a vertical evaporation surface.A forced-air circulation system produces a mass transfer of liquid at the Natural Evaporation Facility. In the treatment of radioactive liquid waste using a forced-air circulation system, the main variables that influencethe evaporation rate are natural and engineering variables.The natural variables are the temperature of the air and air humidity.The engineering variables are the interval and length of the evaporation media and the liquid waste supply flux. These are located inside the system's air speed distribution and in dead space.
The experiment used a direct, low level radioactive liquid waste and experimental devices were installed for the rectangular evaporation media cloth sheet. Evaporation occurring on the surface of the evaporation zone was due to the differences between

the saturation vapor pressure of the liquid and the vapor pressure of the air.

3. Conclusion

The evaporation rate is the difference between air speed and vapor pressure. The difference in vapor pressure confirms the relationship between air humidity and liquid temperature. This study showed that the evaporation rate increased, and that when the humidity of air inflow is low, the speed of the air, temperature, and flux of the liquid waste also increases. As to the relative humidity of the supplied air, the evaporation rate increases as the relative humidity decreases.

Data were collected for humidity, temperature, and air velocity according to Dalton's evaporation equation.

$$E_h = (0.0168 + 0.0141\ V)\ \triangle H \quad \cdots\cdots (1)$$

As a result of the radioactivity from discharged air that went through the stack, the decontamination factor reached the standard at $1.1\times10^3 \sim 5.1\times10^3$. The radioactivity of the air released was ^{137}Cs and ^{60}Co, and the air out flow was $1.7\times10^{-2} \sim 1.7\times10^{-3}$ Bq/㎖.The air was a standard amount of ^{60}Co , less the air 7×10^6Bq/㎖ . air.

As a result of the experiments, the effective operating condition was above 5℃of relative humidity.

The optimal work conditions were determined while considering the weather conditions, and the evaporation processing capacity as 70% less than the humidity of the air inflow. The optimized evaporation conditions for the flux and temperature of the supplied liquid waste were 3.4 ℓ/hr.m^2, over 10℃and 1.14~1.47 m/sec. The maximum evaporation condition of the flux of the supplied liquid waste was 4.6 ℓ/hr, and the air speed was 1.47 m/sec

4. References

[1] K. BALU, S.C. BHATIA, Management of Radioactive Wastes, Bhabha Atomic Research Centre, Bombay(1979).

[2] T. Nejat Veziroglu "Alternative Energy Sources Ⅵ Vol 1. PP. 369~401.

[3] H.L.Penman, "Natural Evaporation from open water" , Proc. Roy., Soc., London, A, 1984.

[4] Welty, "Fundamentals of Momentum, Heat and Mass Transfer", John Wiley and sons Co.,PP.555-559, (1984).

가연성 해체폐기물 감용처리 및 그 결과

조광훈, 이기원, 홍상범
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nkhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 2008년 한국방사성폐기물관리공단으로부터 인수받은 방사성폐기물실증소각시설을 원자력법 제76조에 의거 인허가 신청을 하여 2010년 12월 인허가증을 교부받았으며, 2011년 7월 시설운영을 위한 최종단계인 사용전검사 시정조치 완료 통보를 받아 정상적으로 가연성폐기물 처리시설 운전이 가능하게 되었다. 이에 따라 시설의 성능을 알아보기 위해 우라늄변환시설에서 발생한 가연성 방사성폐기물 6드럼을 시범 소각하였다. 시범소각을 통해 실제 운전에 일어날 수 있는 다양한 형상들에 대해 미리 점검해 보는 기회를 가졌으며, 별다른 문제없이 시범소각을 완료하였다.

2. 본론

2.1 개요

한국원자력연구원 북서쪽에 위치한 가연성폐기물처리시설은 1996년 가연성폐기물을 처리하기 위한 실증시설로 건설하여 운영하던 중 2000년 사업이관과 함께 현재의 한국방사성폐기물관리공단에 2008년까지 무상임대해 주었던 시설이다. 한국원자력연구원 제염해체기술개발부에서는 우선 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물을 감용 처리하기 위해 2008년 이 시설을 인수하였다. 2009년 원자력법 제76조에 따라 폐기시설등의 건설·운영허가를 신청하여 2010년 인허가증을 교부받아 2011년 7월 사용전검사 시정조치 완료 통보를 받고 실제 방사성폐기물의 시범소각을 통해 시설의 건전성 확인과 더불어 감중비 및 감용비 등을 확인하였다.

2.2 가연성 해체 방사성폐기물 소각 실험

2.2.1 소각용 폐기물 준비

마스크 등 방사선 방호용구를 착용한 방사선작업 종사자가 우라늄변환시설에서 발생한 가연성 방사성폐기물 드럼(표 1 참조)을 개봉하여 소각로 투입구에 투입이 가능하게끔 적당양의 폐기물을 종이 봉투에 포장하여 소각시설 2층의 소각로 투입구 부근으로 이송하였다. 소각은 아래의 표와 같이 2번에 나누어 실험을 진행하였다.

Table 1. 소각대상 방사성폐기물 이력.

용기번호	내용물	용기포함 무게 (Kg)	폐기물 무게 (Kg)	방사선량율 (μSv/hr)	
				표면 (0.1m)	이격 (1m)
UC-2L-1291	가연성혼합물	49	26	0.17	0.12
UC-2L-1292	가연성혼합물	56	33	0.18	0.12
UC-2L-1308	비닐	54	31	0.21	0.13
UC-2L-1254	가연성혼합물	49	26	0.24	0.13
UC-2L-1268	섬유	59	36	0.26	0.18
UC-2L-1300	가연성혼합물	50	27	0.21	0.12

그림 1에 현재 가연성폐기물처리공정의 열 및 물질수지를 나타내었다.

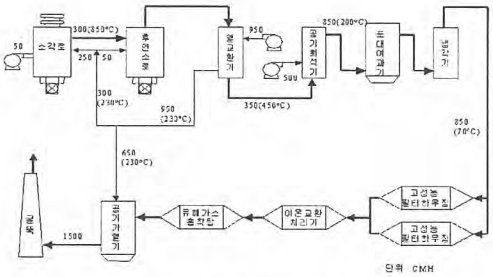


Fig. 1. 가연성폐기물 처리공정의 열 및 물질 수지.

2.2.2 소각 실험 절차

소각시험 계획 단계에서는 물질별로 감용처리하려 하였으나 드럼 개봉결과 물질별로 분류하여 소각할 경우 소각량이 부족하여 적절한 연소상태를 유지하기 힘들것으로 판단되어 드럼별로 발열량이 높은 폐기물과 낮은 폐기물을 혼합 재포장하여 소각공정 운전절차서에 따라 소각실험을 수행하였다. 실험은 예열용 버너를 이용하여 소각로 및 공정 각부를 예열시킨 후 소각로 온도가 폐기물 지정 투입온도에 다다르면 포장된 폐기물

을 투입하는 반연속식으로 진행하였다. 소각공정의 세부 운전절차는 다음과 같다.

- 소각공정의 각 부위별 이상 유무 점검
- 제어실내의 각종 측정기기 작동
- 송풍 및 배기용 팬과 시설 환기용 팬 가동
- 예열용 버너 점화 후 소각로 및 각 단위공정 예열
- 소각로 내부온도가 약 600℃에 도달하면 포장된 폐기물 투입
- 소각로 온도가 850℃에 도달하면 예열용 버너 가동 중지
- 소각로 온도가 상승하였다가 하강하면 포장 폐기물 재투입
- 실험이 진행되는 동안 운전절차서에 따라 각 공정의 온도, 압력 등 측정/기록 유지
- 소각로가 정상상태에 도달하면 분진 및 기체 농도 분석
- 계획된 양의 폐기물 투입이 완료되면 소각로 온도가 200℃ 미만으로 떨어질 때 까지 각종 계기 및 팬 정상 가동

2.2.3 소각실험 결과

우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성 방사성폐기물 소각시의 운전조건을 표 2에 나타내었다. 소각공정의 온도가 정상상태를 유지할 때에 소각로 내부압력 및 각 공정의 압력은 -10~-40 mmH$_2$O 및 소각공정 운전절차서에 나타난 부압을 유지하여 소각공정의 안전성과 폐기물 투입시 작업자의 안전성 확보가 확인되었다.

Table 2. 우라늄변환시설 폐기물 소각시 운전조건.

	1차 소각	2차 소각
소각일자	2011/08/25	2011/08/29
소각폐기물 총량 무게(kg) 부피(L)	99.3 650	89.9 605
운전경로	소각로-후연소장치-열교환기-공기회석기-포대여과기-HEPA필터-공기가열기 -연도	
운전 온도 조건	830~850℃에서 폐기물 지정 투입	
운전중 노내 압력 (mmH$_2$O)	-10~-40 유지	-10~-40 유지
운전 특기 사항	-후연소로장치 작동 않음(원심집진기능)	-후연소로장치 작동 않음(원심집진기능)

총 2회에 걸쳐 수거한 소각재 발생량 및 이로부터 계산한 우라늄변환시설 해체폐기물의 감중/감용률을 표 3에 나타내었다. 소각로 하단부에서 수거한 재가 전체 재 발생량의 대부분을 차지하였고, 1차 소각시 비닐이 포함되었던 관계로 완전연소하지 않고 녹아 하단부에 쌓이는 현상이 발생했으며, 폐기물 중 일부에 철 성분이 포함되어 있어서 2차 소각시의 감중률 10.6에 비해 1차 소각시에는 감중비(7.7)가 현저히 떨어지는 현상을 나타내었다. 또한 감용비에 있어서는 1차 소각시 53.5, 2차 소각시 64.4를 나타내어 당초 예상했던 감용비 50보다 높게 나타났으며, 방사선량률은 소각로 및 후연소로등을 완전히 세척하지 않아 잔량이 남아있던 관계로 다소 높게 나타났다.

Table 3. 우라늄변환시설 폐기물 소각재 실험 결과.

	1차 소각	2차 소각
폐기물 투입량 - 무게(kg) - 부피(L)	99.3 650	89.9 605
소각재 발생량 - 소각로 - 후연소로 - 포대여과기 합계 : 무게 (부피)	12.88 ≒0 ≒0 12.88 12.1	8.48 ≒0 ≒0 8.48 9.4
감중률	7.7	10.6
감용률	53.7	64.4
방사선량률(μSv/hr) 표면(0.1m) 이격(1m)	0.22 0.165	0.31 0.22

3. 결론

우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성 방사선폐기물을 시범 소각한 결과 만족할 만한 감중비와 감용비를 나타냈으며, 이후 비닐 등의 소각시에는 완전연소를 시킬수 있는 방안 강구와 더불어 가연성폐기물 분리시 철 등 불연소 물질을 구분하는 작업이 필요함을 알 수 있었다. 또한 대기로의 방사성물질의 배출은 전무하고, 공정 및 시설 내 설정한 부압을 유지하여 안전성을 확인할 수 있었다.

DUF_6 실린더 장기저장 관리를 위한 예비조사

최윤동, 최휘경, 이규일, 황두성, 문제권
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989길 111
vdchoi1@kaeri.re.kr

1. 서론

DUF_6 약185톤이 DUF_6 전용 실린더(48Y형) 15개에 담겨져 장기 저장 중에 있다. 실린더는 1986년 미국으로부터 도입되어 2009년 10월까지 옥외에 저장되어 왔으며, 현재에는 옥내 전용 저장고에 보관 관리되고 있다. DUF_6는 화학적 독성 물질인 동시에 방사성을 지닌 물질로 실린더 손상으로 인한 DUF_6의 대기 누출을 방지하여야 한다. 또한 실린더 내에 있는 DUF_6를 궁극적으로 처분을 위한 안정한 화합물 형태로 변환시킬 때까지는[1], 실린더 안전성이 보장되어야한다. 따라서 장기 저장 중인 실린더에 대한 부식 정도를 주기적으로 감시하고 예측하여 안전 저장 기간을 도출함으로서, 처분 전에 저장 중인 실린더에 담긴 DUF_6를 안전하게 처리할 수 있다. 먼저 DUF_6 실린더에 대한 국외 장기 저장 및 관리에 대한 자료를 수집하고, 이로부터 실린더 부식으로 인한 파손 사례를 조사하여 국내 저장 중인 실린더 상태와 비교하여 실린더를 보다 안전하게 장기 저장할 수 있도록 하고, 실린더 건전성이 보장되도록 유지 관리하고자 한다.

2. 국외 DUF_6 실린더 장기저장 사례 및 부식성

2.1 DUF_6 위해성

DUF_6 위해성은 실린더 내에 저장 중인 DUF_6가 대기 중으로 누출될 경우이며, 방사능에 의한 위해성 보다는 화학적 독성물질에 대한 위해성이 크다. DUF_6는 대기 중에 있는 수분과 반응하여 부식성이 큰 HF와 중금속 물질인 우라늄 화합물(UO_2F_2)을 생성한다. 일반적인 실린더 표면 방사선 준위는 2-3 mrem/h 이며, 약 30cm 떨어진 거리에서는 약 0.3 mrem/h로 감소한다. 미국의 경우 통계적으로 작업자의 년간 피폭량은 200mrem/h 이하로 보고되고 있다. 이는 규제한계 5,000mrem/h에 훨씬 못 미치는 값이며 규제값 2,000mren/h 보다 적은 값이다.

2.2 실린더 파손 사례

미국의 경우 현재 장기저장 중인 DUF_6는 약70만톤이며, 저장 중인 실린더 수는 57,122개에 달한다. 장기 저장 중인 DUF_6 실린더에 대한 1995년도 조사에서 8개의 실린더가 부식되었음을 보고하였다[2]. 부식은 땅과 접촉된 부위에서 발생하였고, 실린더는 1940년대 후반부터 저장해 오던 것으로서, 1990년 이후부터 저장 중인 실린더에 대한 감시와 향후 처리에 관한 연구가 시작되었다. DUF_6 실린더의 안전한 장기 저장으로 잠재적 환경 영향을 최소화하는 것은 실린더 표면에 대한 도장 및 유지 관리를 이행하여 실린더 부식을 최대한 방지하는 것이다. 부식 반응 기구는 실린더 내부 및 외부 그리고 땅과 접촉면에서 수분과의 반응으로 일어나며, 실린더 받침대 근처에 실린더 표면이 꺼진 부위 빗물이 잘 고이는 실린더 치마 부위 실린더 표면의 갈라진 틈이나 작은 결함 부위 등에서 부식이 시작되기도 하고, 청동 마개나 스텐 부착판과의 접착 면에서 수분과의 작용으로 전위차에 의한 부식이 일어날 수 있으며, 밸브 누출에 의한 HF 와의 반응에 의한 부식이 진행 될 수 있다. 상기 8개 부식된 실린더 중에 6개는 지면과 접촉에 의한 부식이었으며, 나머지 두 개는 실린더 적재를 위한 취급 손상에 의한 것이었다. 밸브나 마개 부분 손상에 의한 DUF_6 누출에 대한 자료는 없었으나 밸브 주변에서 우라늄물질이 검출된 적은 몇몇 있는 것으로 보고되고 있다.

2.3 국내 DUF_6 실린더 저장 현황

DUF_6 실린더는 그림 1에서와 같이 2009년 10월까지 옥외에 보관(오른쪽)하였으나, 그 이후부터는 옥내 DUF_6 실린더저장소(왼쪽)에 보관 관리하고 있다.

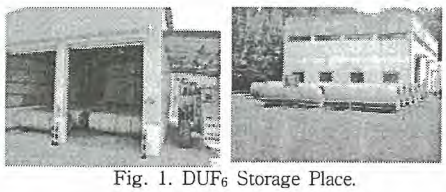


Fig. 1. DUF_6 Storage Place.

현재 각 실린더는 콘크리트 바닥에 실린더 전용 받침목을 놓고 그 위에 놓여서 저장되고 있다.

2.4 국내 DUF_6 실린더 감시 및 두께 측정

실린더 총 17개는 시각적 외형 검사에서 현재까지 이상이 발견되지 않았으며, 실린더 외부는 양호한 도장상태를 유지하고 있다. 또한 외부 손상이나 부식 흔적은 관측되지 않고 있다. 1/4 분기 마다 육안 검사를 실시하고 있으며, 초음파 두께 측정기(PosiTector UTG-ME, DeFelsko Corp. USA)를 이용하여 시간이 지남에 따른 실린더 두께 변화량 측정 자료를 수집 중에 있다. 도장상태가 양호한 실린더에 대한 부식은 매우 느리게 진행되는 것으로 알려져 있다. 따라서 부식으로 기인한 실린더 벽두께는 매우 미세하게 감소할 것이며 이를 감지하기 위해서는 세밀하고 정교한 측정이 요구된다. 지난 1년간의 초음파를 이용한 실린더 두께에 대한 예비 측정결과, 48Y형 실린더 평균 두께가 15.88mm 인 것과 비교해서, 최저 15.23mm로부터 최고 17.04mm에 이르기까지 측정 부위에 따라서 매우 큰 편차를 나타내었다. 이와 같은 이유로 1년간의 시간이 지난 후의 두께 측정값은 정량적 비교가 어려웠으며, 매 측정 부위가 완전히 부합되지 않는 곳에서 측정한 것에 기인해서 측정 자료에 대한 직접적 해석은 할 수 없었다. 앞으로 두께 측정에 대한 보다 세밀한 자료가 축적된 후에 두께 감소로 인한 해석이 가능할 것으로 사료된다.

2.5 국내 DUF_6 실린더 장기저장성에 대한 고찰

도장이 되어 있지 않는 상태의 DUF_6 실린더에 대한 수명은 일반적 대기 환경조건에서 약 60-70년으로 평가되고 있으며, 예상되는 부식속도는 0.001 inch/y 이하이다[2]. 실린더 표면에 대한 도장은 부식속도를 감소시켜서 실린더 수명을 연장시킬 수 있으며, 장기저장을 위해서는 표면보호가 필수적인 요소로 작용한다. 초기 실린더 생산 시에는 1956-1958년 것(T-형)으로 표면을 zinc chromate로 처리한 비취빛 초록색 페인트(Pittsburg #54-130)로 도장된 것이었으며, 그 후 몇 차례 수정된 생산 사양을 거쳐서 지금은 실린더 외부 표면은 모래로 Blast 처리된 것에 Carboline 858(삼 성분 zinc-filled epoxy primer)로 한번 도장 후 2차로 Carboline 834(acrylic aliohatic polyurethane)로 도장된 것이다. 실린더에 대한 정확한 저장 수명을 예측하기 위하여 1990년대 초기 이후부터 현장 시험 및 모사 시험에 대한 연구가 진행 중에 있으나, 지금까지 확인된 실린더 수명과 관련된 자료는 나와 있지 않다. 다만 철 재질의 대기에 대한 부식 시험 절차와 시편에 대한 기하구조에 대하여 ASTM-G50에 명시되어 있다. 장기저장은 대기 상태에 의한 실린더 표면부식에 의한 손상 못지않게 물리적 손상에 의한 표면 부식이 중요하다. 실린더 표면에 적은 흠이나 긁힘 또는 움폭 꺼져서 stress를 받은 곳은 부식이 개시되는 지점으로 작용한다. 따라서 저장 중인 실린더를 재배치하는 등의 이유로 장소를 옮기거나 이동시에는 특히 세심한 주의가 필요하다.

3. 결론

국내 장기저장 중인 DUF_6 실린더에 대한 시각적 외형 검사는 DUF_6의 완전한 봉쇄와 안전한 저장 관리를 하기 위한 요소이다. 시각적 감시는 실린더 외형 전반에 걸친 것으로 밸브와 마개 상태를 포함해야 한다. 실린더에 대한 장기 저장을 위한 안전성은 외부 표면부식방지에 있으며, 페인트 등에 의한 도장으로 대기 중에 존재하는 수분과 철 실린더와의 반응을 차단하여 부식을 방지할 수 있다. 이것은 실린더 수명을 연장하는 수단이며, 이를 확인하는 기초자료를 얻기 위한 연구가 필요하다.

실린더 저장 수명은 실린더를 저장하고 있는 상태에 영향을 받으며, 실린더 저장소의 바닥은 콘크리트와 같은 곳에 비교적 습기가 머물지 않도록 해 주어야한다. 수분 차단은 실린더 수명연장과 직결된다. 따라서 옥외 저장보다는 옥내 저장이 유리하다.

현재 보관 관리 중인 국내 DUF_6는 국내로 도입 된지가 약 25년이 경과된 것으로, 안전한 DUF_6 처분을 위해서는 보다 확신을 가질 수 있는 향 후 수명에 관한 예측이 필요하다.

결론적으로, DUF_6 실린더 관리는 DUF_6 처분 전까지 안전하게 보관하는 것으로, 실린더 저장 장소에 대한 관리와 실린더 상태 저하에 대한 감시 그리고 부식 방지를 위한 실린더 표면 도장상태 유지가 지속적으로 이루어져야 한다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2007년 추계학술발표회 논문요약집, pp 53-54, 2007.

[2] DNFSB/TECH-4, May 5, 1995.

ISO 및 MCC-1침출시험법에 의한 방사성 염폐기물 고화체의 내침출성 평가

박환서, 조인학, 안수나, 안병길, 김인태, 조용준
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
hspark72@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료내 우라늄 및 초우란원소를 회수하는 건식처리공정인 파이로프로세싱은 일련의 전기화학적 공정들로 이루어져 있으며, 전해질로 금속염화물(LiCl, 및 LiCl-KCl)을 사용한다. U 및 TRU를 회수화는 과정에서 핵분열생성물은 전해질내에 잔존하여 방사성 폐기물로 배출된다. 금속염화물의 물리화학적 특성으로 인해, 유리고화나 세라믹고화와 같은 기존의 고화법으로는 처리가 어려워 새로운 처리방법이 요구된다. 본 연구팀에서는 탈염화 반응을 유도하여 열적으로 안정한 생성물을 확보할 수 있는 무기복합체를 이용한 고화처리방법을 개발하여 처리특성과 그 고화체의 물리화학적 특성평가에 대한 연구를 수행하여왔다.

고화체의 특성평가요소중 가장 중요한 화학적 내구성평가는 여러 가지 표준 침출시험법에 의해 시험평가될 수 있으며, 그 중에서도 PCT-A법은 단기간에 고화체의 내침출특성을 판단해볼 수 있어 많이 이용되는 방법이다. 그 외에 soxhlet법(MCC-5S), ANS법, MCC-1P법등과 같은 동적, 정적 침출시험법이 고화체의 내구성을 평가하는데 병행하여 이용되고 있다.

처분환경하에서 핵종의 외부누출(확산)을 지연시키는 1차 방벽(barrier)로서 고화체가 주어진 환경하에서 어떠한 침출특성을 나타내는지를 확인하는 것으로, 핵종의 소멸기간이나 자연계의 긴 시간동안 그 특성을 시험하여 평가하기는 불가능하며, 적정한 시험시간동안에 얻어진 자료로부터, 시간에 따른 침출거동을 예측하거나, 고화체가 부식이 될 수 있는 최악의 상황하에서 그 고화체의 침출특성 자료를 확보하는 방법으로 고화체를 평가할 수 있다

본 연구에서는 방사성 염폐기물 고화체에 대한 내구성평가로서, 침출액을 주기적으로 교체함으로서, 고화체의 침출속도가 최대로되는 조건하에서 시간에 따른 고화체의 침출특성거동과 침출액의 pH 변화에 따른 고화체의 침출특성강도의 하나인 정반응 속도를 도출할 수 있는 ISO법 MCC-1침출시험법을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

침출시험에 사용된 고화체는 SiO2, Al2O3 및 P2O5로 이루어진 무기복합체를 LiCl계 염폐기물과 혼합하여 650℃에서 탈염화 반응시킨 후, 일반적인 붕규산 유리조성의 분말과 혼합하여 1150℃ 내외에서 4시간동안 소결하여 제조하였다. 제조된 고화체는 적정한 크기의 육면체로 절단한 뒤, sand paper #200~1000을 이용하여 단계적으로 가공함으로서 표면의 균질성을 확보한 뒤, 침출시험에 사용되었다. 침출시험에 사용된 S/V는 $0.1cm^{-1}$로 고정하였으며, ISO법의 경우에는 de-ionized water를, MCC-1의 경우, pH buffer solution(pH 4~12)을 침출액으로 사용하였다. ISO법의 경우, 침출액을 주기적으로 교환하는 방법으로 70℃에서 357일간 수행하였으며, MCC-1의 경우, 90℃에서 1~9일간 수행하여 침출액내 각 원소의 농도를 분석하였다.

2.2 실험결과

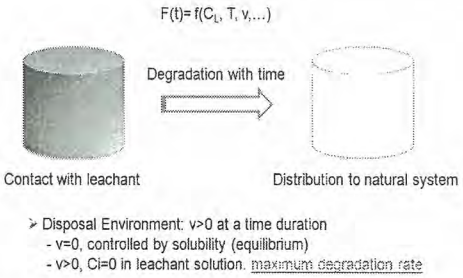


Fig. 1. Approach concept on the leaching test of wasteform.

오랜시간동안 처분환경하에서 고화체는 자연수(hard water, soft water), 해수, 산성수 (또는 알칼리수)등의 물에 접촉되어 부식이 진행되며, 부식온도 및 물의 흐름상태에 따라 부식특성은 영향을 받게 된다. 고화체와 접촉되는 침출액은 고정되거나 흐르거나 또는 그러한 흐름의 반복과정이 발생

되나, 긴 시간을 고려하면, 침출수는 항상 흐름상태를 유지하며, 흐름의 속도에 따라 물질전달을 유도하는 농도차또한 달라지게된다. 흐름이 없는 극단의 상황에서는 고화체의 용해도(solubility, 평형값)가 그 고화체의 침출특성의 한계값이므로, 단순한 실험을 통해서 평가가 가능하다. 반면에, 침출액의 흐름이 있는 상황에서는 침출액내 고화체 원소의 농도가 변화되며, 유속이 매우 빠른 경우에는 침출액내 원소들의 농도가 0가 되어 침출속도(또는 물질전달)이 최대가 된다. 보수적인 관점에서 고화체의 내구성은 침출속도가 최대가 되는 조건하에서 고화체를 평가하는 것이 바람직하며, 침출수의 흐름이 존재하고, 그때 농도가 0인 상태를 시험조건으로, 또는 평가조건으로 하여 고화체의 내구성을 평가하였다. 상기와 같은 시험을 통해 다음과 같은 정보를 얻고자 하였다.

$$DR(t)=f(C,\ T),\ [g/m^2day]$$

여기서, C는 침출액의 종류를 나타낸는 변수이며, T는 온도, DR은 부식속도(침출속도)를 나타낸다. 따라서, 온도와 시간에 따른 부식속도를 평가함으로서, 부식에 의한 고화체의 소멸속도나 특정 시간에서 특정 원소의 침출양을 확인할 수 있다.

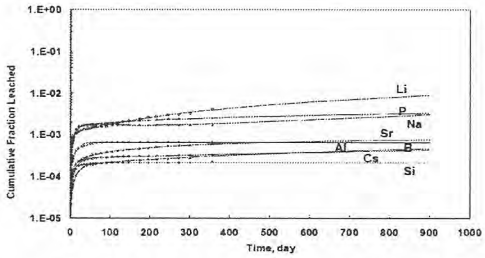


Fig. 2. Cumulative Fraction Leached (CFL) of SAP-based wasteform by ISO test method.

Fig. 2는 ISO법에 의한 침출시험결과를 나타낸 것으로, 약 1년간의 침출시험으로 얻은 자료와 다음과 같은 시간에 따른 CFL의 반경험식을 이용하여 각 항의 k값을 도출하여 900일까지 외삽하여 나타낸 것이다.

$$CFL(t)=k_1[1-\exp(-k_2t)]+k_3t^{1/2}+k_4t$$

그림에서 보는 것처럼, 가장 빠른 침출분율을 나타내는 것은 Li로서, 도출된 식을 이용하여 Li가 90%이상 침출되는 시점의 시간을 계산하면 약 30만년의 시간이 소요됨을 확인할 수 있다. 그 시점에서 고화체의 주 구성성분 및 핵종은 10~30% 내외의 침출분율을 나타낸다. 이러한 수치는 de-ionized water(C)라는 침출액 조건(C)와 온도 70℃의 조건(T)에서 얻은 자료이며, 향후, C와 T의 변화에 대한 침출특성자료를 도출할 예정이다.

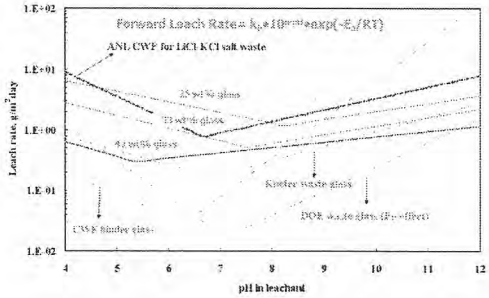


Fig. 3. Forward rate(g/m2day) diagram of Si in wasteform with pH at 90℃.

Fig.3은 MCC-1침출시험법을 이용하여 고정된 온도에서 pH 에 따른 Si의 정반응속도를 나타낸 것으로, 주어진 pH범위에서 타 고화체에 비해 좁은 범위의 침출속도를 나타내고 있음을 보여준다. 특히, 실리콘의 침출특성으로, 중성영역에서 가장 낮은 침출특성을 보이며, 산이나 알칼리 영역에서 상대적으로 높은 침출특성을 보인다. 그림과 같은 침출특성은 주어진 침출액의 조건(C, T)하에서 가장 높은 침출강도를 수치적으로 나타낸 것으로 침출액의 조건이 주어질 경우, 얻어진 daigram으로부터, 침출속도를 예측할 수 있는 장점을 가진다. 향후, 온도 및 침출액의 종류를 변화시켜, 여러 가지 처분환경하에서 제조된 고화체의 침출강도를 표현할 수 있는 자료를 도출할 계획이다.

3. 결론

본 연구에서는 ISO법 및 MCC-1법을 이용하여 침출특성을 평가한 것으로, ISO법의 경우, 침출조건에 따른 고화체의 실제침출거동을 시간에 따라 예측할 수 있으며, MCC-1법의 경우, 주어진 침출조건에서 고화체의 최대침출강도를 예측할 수 있는 장점을 가진다. 이러한 단기 또는 장기침출시험을 통하여 내구성을 평가하고 검증할 수 있으며, 추가적인 실험을 통해, 처분환경하에서 고화체의 내구성을 예측할 수 있는 자료를 구축할 수 있을 것으로 판단된다.

오존을 이용한 유기물 산화처리 연구

김기홍, 나상호, 정동관*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*우암신소재, 경기도 안성시 미양면 강덕리 산 67-5
nkhkim@kaeri.re.kr

1. 서론

오존은 강력한 산화력(Eo = 2.07 V)을 갖고 있고, 오존처리과정에서 생성되는 하이드록실기(OH 라디칼)는 대부분의 유기물을 매우 빠르게 산화시킬 수 있기 때문에 매우 매력적인 물질이다. 그러나 오존은 일부 유기물과의 반응이 느리거나 반응하지 않는 단점도 갖고 있다. 따라서 보통 이와 같은 단점을 보완하기 위하여 H_2O_2, UV, Peroxide, 및 촉매 등과 조합하여 사용하기도 한다. 이러한 조합된 공정들은 OH 라디칼의 생성량을 증가시키는데 목적을 갖고 있어서 고급산화공정(고도산화처리공정, Advanced Oxidation Process)이라 일컬어진다. 본 연구에서는 오존/과산화수소법을 연구하였는데, 적정량의 과산화수소 주입은 유기물의 산화처리 효율을 증가시킬 수 있지만 적정량 이상으로 주입된 과산화수소는 오히려 오존처리공정에서 발생된 OH 라디칼을 흡수하여 소모시키는 scavenger로 작용할 수도 있기 때문에 적정한 과산화수소의 주입량을 구하는 것은 매우 중요하다. 그리고 폐액의 pH, 온도, 유량 및 유기물의 농도, 그리고 주입되는 오존의 농도와 유량, 과산화수소의 농도 그리고 폐액내의 scavenger의 존재 유무에 따라 유기물의 산화처리효율은 커다란 영향을 받게 된다. 본 연구에서는 오존접촉기를 이용하여 유기물 산화처리에 대하여 오존의 적용 가능성을 평가하고 실제의 방사성 유기폐액의 처리를 위한 기초자료를 확보하고자 하였다.

2. 본론

오존의 용해는 우암신소재에서 제작한 PTFE 오존접촉기(membrane contactor)를 이용하였고, 본 연구에서 사용된 오존산화 처리 공정도와 실험장치 사진을 Fig. 1과 2에 나타냈다. 외부에서 발생된 오존 가스는 30 psi(약 2.0 kg/cm^2)로 membrane contactor 내의 shell side로 공급되도록 하면서 상부에서 하부로 흐르도록 하였고, 반면에 처리용액은 tube side의 상부에서 하부로 흐르도록 공급하였다. 이렇게 count-current flow가 되면서 오존은 membrane을 통해 용액내로 확산되면서 용해되도록 하였다.

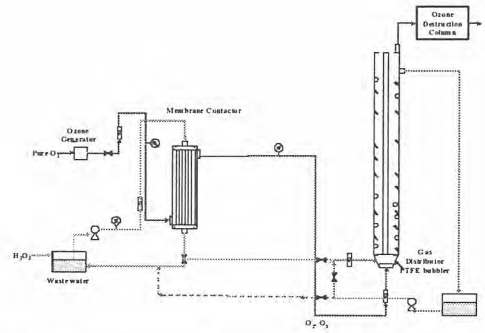


Fig. 1. Experimental setup for ozonation in a membrane contactor.

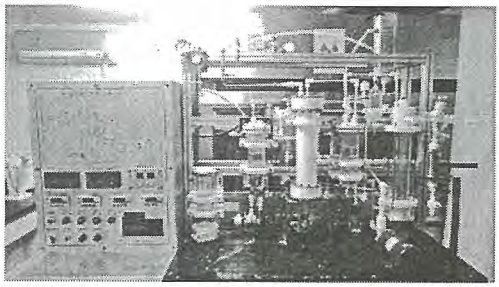


Fig. 2. Photo of ozonation apparatus installed a membrane contactor.

오존발생기(AC-2045), 기체오존의 농도(gFFOZ)및 용액내 오존농도(dFFOZ) 측정기 등은 IN USA사 제품이며, 용액내 유기물의 TOC는 IL 550 TOC -TN을 사용하였다. 실험

장치로부터 산화처리에 이용되지 않은 상태의 오존은 발생기에서 발생된 오존을 분해 처리할 수 있는 용량의 ozone destructor을 통해 외부로 배출토록 하였다. 유기물산화 처리장치에 공급되는 오존의 농도 및 유량은 각각 122.5 g/m3, 1 ℓ/min이었으며 상온에서 용액의 유량은 1 ℓ/min이었고, 이때의 오존의 용해도는 21.2 ppm이었다. 오존 산화처리에 사용된 유기물은 EDTA로써 농도는 2,500ppm이었다. 과산화수소의 주입량을 처리용액 1리터에 대하여 2.5, 5.0, 7.5, 10 mℓ로 변화시키면서 과산화수소 주입량에 대한 영향을 살펴본 결과를 Fig.3에 나타냈으며, 과산화 주입량이 2.5 mℓ를 제외하고는 80% 이상의 산화율을 보였다. 그리고 과산화수소 주입량이 5.0 mℓ인 경우 반응시간에 따라 산화율 및 용액내에 남아 있는 TOC를 Fig.4에 나타냈다. 오존은 방향족 유기물에 대하여서는 매우 높은 산화율을 보이지만 직선 또는 불포화 탄화수소에는 반응이 느리다고 알려져 있다. 이에 따라 Fig.4에서 보듯이 EDTA에 대한 반응이 느림을 볼 수 있지만 최종 산화율은 84.2 %를 보였다. 하지만 현재의 막접촉기에 비하여 오존 막접촉기내 막의 공극율을 증가시키고, 오존발생기에서 발생되는 오존의 농도를 증가시키면 EDTA에 대한 산화율은 증가되고, 산화시간은 훨씬 짧아질 것으로 판단된다.

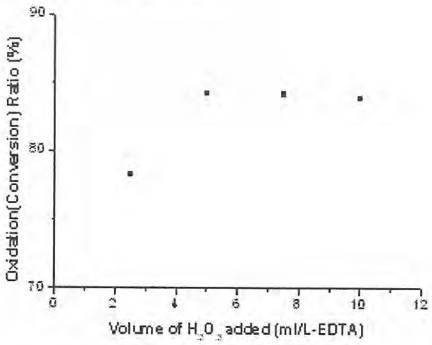


Fig. 3. Oxidation ratio according to the volume of H_2O_2 supply.

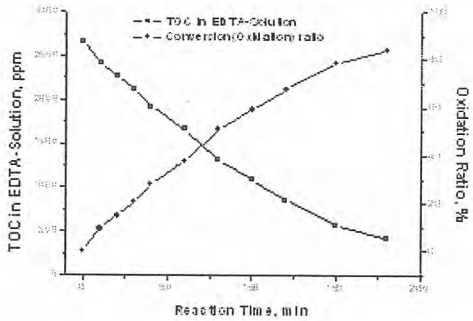


Fig. 4. TOC and oxidation ratio according to the reaction time(H_2O_2 = 5.0 mℓ).

3. 결론

오존 단독으로도 유기물을 분해할 수 있지만 과산화수소를 주입할 경우가 더욱 유기물 산화에 효과적임을 알 수 있었으며, 과산화수소가 radical scavenger로 작용하지 않도록 가급적 과산화수소를 소량으로 주입하는 것이 바람직하였다. 상온에서 오존 막접촉기를 통해 21.2 ppm의 오존의 용해도를 얻을 수 있었으며, 반응시간에 따라 산화처리율이 서서히 증가하는 것으로 보아 EDTA는 오존에 의해 분해가 느린 화학종임을 알 수가 있었고, 5.0 mℓ의 과산화수소 주입시에 84.2 %의 산화처리율이 얻어졌다. 본 실험을 통하여 오존 막접촉기가 갖고 있어야 할 특성들을 파악할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원의 창의연구사업의 일환으로 수행되었으며, 본 실험을 위하여 PTFE 오존 막접촉기를 제작하여 주신 우암신소재에 감사를 드립니다.

유기물 산화처리를 위한 오존 막접촉기의 설계 및 평가

김기홍, 나상호, 정동관*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*우암신소재, 경기도 안성시 미양면 강덕리 산 67-5
nkhkim@kaeri.re.kr

1. 서론

오존은 강력한 산화력(Eo = 2.07 V)을 갖고 있고, 오존처리과정에서 생성되는 하이드록실기(OH 라디칼)는 대부분의 유기물을 매우 빠르게 산화시킬 수 있기 때문에 매우 매력적인 물질이다. 그러나 오존은 상온에서 용해도가 약 5 ppm 이하이므로 유기물을 산화시키기에는 오존의 농도가 매우 낮다. 또한 오존은 일부 유기물과의 반응이 느리거나 반응하지 않는 단점도 갖고 있다. 따라서 이와 같은 단점을 보완하기 위하여 다른 산화공정(H_2O_2, UV, Peroxide, 및 촉매) 등과 조합하여 사용하기도 한다. 그러나 무엇보다도 오존의 물 또는 폐액에 대한 용해도를 증가시킬 필요가 있다. 보통 오존의 용해도를 증가시키기 위해서 다양한 기술들이 이용되고 있지만 Fig.1과 같이 membrane contactor, ejector 및 diffuser 등이 널리 사용되고 있는 대표적인 장치이다. 이들의 기본 원리는 오존 기체를 물에 미세하게 분산시켜 오존 기체가 물에 확산되도록 하여 용해시키는 것이다.

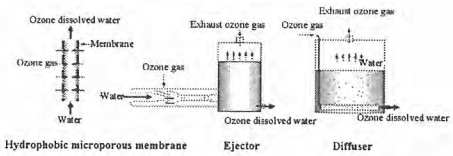


Fig. 1. Various apparatus for O_3 dissolution.

이들 기술중 hollow fiber membrane은 기체와 액체간의 반응을 위한 접촉면을 극대화시킬 수 있는 장치로 널리 알려져 있다. 그리고 hollow fiber membrane(중공사막)은 기체만 투과시키고 물 등의 용액은 투과시키지 않는 물질이어야 하고(hydrophobic), 특히 오존에 대하여는 화학적으로 안정하여야 한다. 현재 널리 이용되고 있는 중공사막은 PVDF, polysulphone 등의 다양한 고분자물질로 이루어져 있지만 이들을 막접촉기 모듈로 만들기 위해서는 중공사막의 양단을 에폭시수지나 우레탄수지 등의 열경화성수지로 모듈케이스에 접착 및 고정시키게 된다. 그러나 사용된 이들 접착제는 오존과 접촉하게 되므로 이 또한 오존에 의해 처리되어야 하는 처리대상이 되기도 한다. 그리고 중공사막이 소수성을 갖도록 중공사막을 코팅하기도 하는데, 이는 공정처리 압력에 견디지 못하게 되어 중공사막으로서의 기능을 상실하게 하기도 한다. 따라서 본 연구에서는 내화학성 및 내구성이 우수하고 전혀 중공사막과 접촉기 모듈케이스사이에 접촉제를 사용치 않는 PTFE 중공사막 접촉기를 제작하여 실험에 이용하였다. 본 연구는 막 접촉기를 제작하기 위하여 접촉기의 설계 기준을 살펴보고, 또한 오존 막접촉기를 제작하여 이의 오존의 용해도를 평가하여 오존의 적용 가능성을 평가하고 실제의 방사성 유기폐액의 처리를 위한 기초자료를 확보하고자 하였다.

2. 본론

Fig. 2와 같이 막접촉기에서 중공사막에 의해 수중에 용해되는 오존량은 아래 식과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{1}{K_{OV}} = \frac{1}{k_g} + \frac{1}{k_m} + \frac{H_Y}{k_l} \qquad (1)$$

여기서 K_{OV}는 총괄 물질전달계수, k_g는 가스측에 있는 막의 물질전달계수, k_m은 막자체에서의 물질전달계수 그리고 k_l은 액상측에 있는 막의 물질전달계수이다. 헨리상수인 H_Y는 오존의 경우에 상당히 크기 때문에 (1)식은

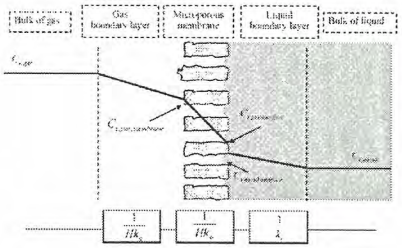


Fig. 2. Relationship between mass transfer and membrane.

$$K_{OV} = k_l / H_Y \qquad (2)$$

가 되어진다. 따라서 오존의 용해 증가를 위해서는 k_l값의 크기가 커야한다. 일반적인 화학공학적 계산에 근거하여 k_l은 아래 식으로 나타낼 수 있다.

$$k_l = C \times (4D^2 \times V/n\pi)^{1/3} \times 1/d \qquad (3)$$

여기서 C는 농도, n는 막의 수, D는 확산계수, d는 막의 내부 직경 그리고 V는 물의 유량이다. (3)식에서 액상에서의 물질전달계수를 크게 하기 위해서 상수나 운전조건에 해당하는 변수들을 제외하면 막의 수량(n)과 막의 내부 직경(d)을 작게 하여야 함을 알 수 있다. 반면에 막의 내부 직경이 작게 되면 압력손실이 커지게 된다. 그 압력 손실, $\triangle p$는 (4)식과 같다.

$$\triangle p = \frac{32\,\mu\,L\,u}{d^2} \qquad (4)$$

여기서 u는 평균 단면속도, μ는 유체의 점도, d는 막 내부 직경 그리고 L은 막의 길이이다. 압력손실과 막의 내부 직경사이의 관계는 서로 상반적이기 때문에 이 둘 사이에는 최적의 조건을 찾을 필요가 있다. 이와 같은 조건들을 고려하여 Fig. 3과 같은 막접촉기를 제작하였으며, 이 막접촉기를 이용하여 오존 용해도를 평가하기 위한 실험장치를 Fig. 4에 나타냈다. 또한 막과 막접촉기의 제반 구성내용을 Table 1과 2에 나타냈다.

Table 1. Membrane Characteristics

Membrane material	Pore size(μm)	Membrane porosity (%)	Membrane thickness (μm)
PTFE	0.1	23	500

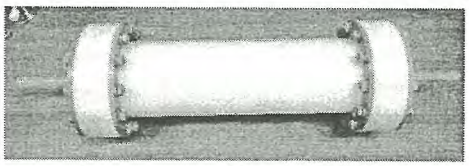


Fig. 3. PTFE membrane contactor

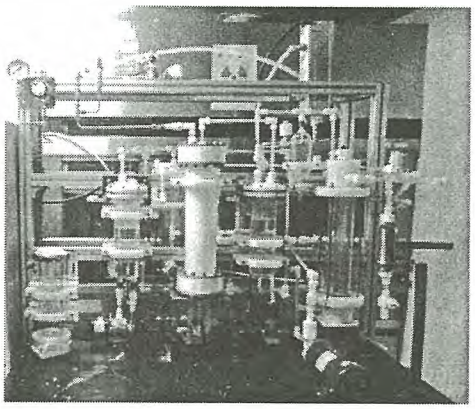


Fig. 4. Experimental setup for ozone dissolution.

3. 결론

오존 막접촉기에 공급되는 오존 기체의 농도 및 유량을 각각 122.5 g/m^3, 1 ℓ/min 로 하고, 상온에서 초순수 물의 유량을 1 ℓ/min 으로 하였을 때, 얻어진 오존의 용해도는 21.2 ppm이었다.

Table 2. Contactor Module Characteristics.

Fiber i.d. (mm)	Fiber o.d. (mm)	Effective module length(mm)	Internal specific area(m^2/m^3)	Internal specific area(m^2)	Number of fiber
1.0	2.0	30	4000	0.21	223

산/중성염 혼합 용액에서의 금속 폐기물 제염을 위한 STS 304의 용해 특성

최혜민, 최왕규, 이근우
한국원자력원구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
chm2005@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소의 가동 효율 및 안정성의 이유들로 인해 발전소 설비의 유지보수 및 교체가 지속적으로 시행되고 있으며, 수명이 다한 증기발생기와 같은 대형 금속 폐기물의 발생은 방사성 폐기물 관리에 큰 부담을 주어 이들 대형 금속 폐기물 처리가 시급한 실정이다. 현재 국내에서는 1998년 고리 원자력 발전소에서 증기발생기 2기가 교체된 바 있으며, 해외에서도 다양한 제염 기술을 이용하여 대형 금속성 폐기물을 처리하고 있다. 이러한 시설들의 교체 및 해체 작업에서 비롯되는 방사성 금속폐기물의 제염은 건식 및 습식 제염의 방법으로 처리 할 수 있다.

제염 공정에는 주로 산(acid)이 사용되는데, 용액이 해리되면서 [H^+] 이온이 pH를 낮추어 금속 이온의 용해도를 높이고 제염 효율을 증가시키기 때문이다. 그러나 산 용액의 농도가 너무 높거나 모재의 표면 산화막과 구조적인 특성을 고려하지 않고 산(acid) 용액을 사용할 경우 폐기물이 다량으로 발생되어 폐기물 처리에 많은 비용이 드는 등의 문제가 발생 할 수 있다. 기존의 HF/HNO_3 제염기술은 제염 효율은 좋지만, 부식성이 강해서 균일한 제염 성능을 기대하기 힘들고 적절한 수준의 용해 성능을 초과해 2차 폐기물이 다량으로 발생되는 문제가 있다. 또한 NaF/HNO_3 등과 같이 산(acid)과 중성염을 혼합한 제염 기술의 경우 HF/HNO_3 제염 기술에서 발생되는 문제점들이 어느 정도 보완 되었으나 질산기(NO_3^-)의 사용으로 인한 문제가 남아있다. 질산기(NO_3^-)는 공정 후 처리과정에서 $NaNO_2$, $NaNO_3$ 등의 물질로 작용하여 처분장에서 취급이 안 될 경우가 발생하기 때문에 대체 화학제의 적용이 필요하게 되었다.

본 연구에서는 이러한 문제를 해결 할 수 있도록 질산기(NO_3^-)의 대체 물질로 사용 시 다소 처리가 용이한 황산기(SO_4^{2-})가 포함된 제염 용액을 적용하였다. 스테인리스 스틸 304(STS 304) 시편에 대하여 HF/Na_2SO_4 및 NaF/H_2SO_4의 혼합 제염 용액을 사용하여, 혼합물과의 접촉 시간, 제염제의 농도 등의 인자들을 변화시켜 최적을 효율을 유도하는 인자들을 도출하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

금속 시편과 혼합 제염 용액간의 농도변화에 따른 제염 효율을 도출 및 평가하기 위해 스테인리스 스틸 304(STS 304) 모재 및 부식시편을 이용하여 실험을 진행하였다.

본 실험에서 제염 용액을 구성한 산 성분은 불산(HF, assay : 48~51%), 황산(H_2SO_4, assay : 95.0%)이며, 중성염은 황산나트륨(Na_2SO_4, assay : 99.9%), 불화나트륨(NaF, assay : 99.9%)을 사용하였다. HF, NaF, Na_2SO_4는 0.5M의 농도로 제조하였고, H_2SO_4의 농도는 0.25M, 0.5M로 각각 제조하여 사용하였다. 온도 변화를 용이하게 하고 혼합 제염용액과 금속 시편의 균일한 반응을 촉진하기 위하여 항온 교반조를 이용하였다. 혼합 제염 용액 제조 시, 두 용액이 서로 섞여서 반응하지 않는 것을 확인한 뒤 제조한 혼합 제염 용액을 각각 100mL씩 분취하여 플라스틱 병에 넣었다. 그리고 그 병을 항온 교반조에 넣어 제염용액의 온도가 90℃가 되도록 하였다. 온도를 잘 조절한 뒤, 각각의 병에 미리 무게를 측정한 금속시편을 제염 용액이 금속 표면에 골고루 접촉될 수 있는 위치에 잘 고정 시켜 투입하였다. 항온 교반조의 온도를 90℃로 고정하였으며, 120rpm으로 설정하여 2시간 동안 30분 간격으로 반응된 시편의 무게를 각각 측정하였다.

2.2 실험 결과

HF 0.5M / Na_2SO_4 0.5M, NaF 0.5M / H_2SO_4 0.25M 및 NaF 0.5M / H_2SO_4 0.5M의 농도로 구성된 혼합 제염 용액으로 제염 후 STS 304 시편의 질량 감소를 시편의 단면적으로 나누어 Fig. 1. (a), Fig. 1. (b), Fig. 1. (c)에 각각 나타내었다. 위의 Fig. 1.에 나타난 것처럼 HF/Na_2SO_4 보다는 NaF/H_2SO_4의 혼합 제염 용액에서 금속시편 용해율이

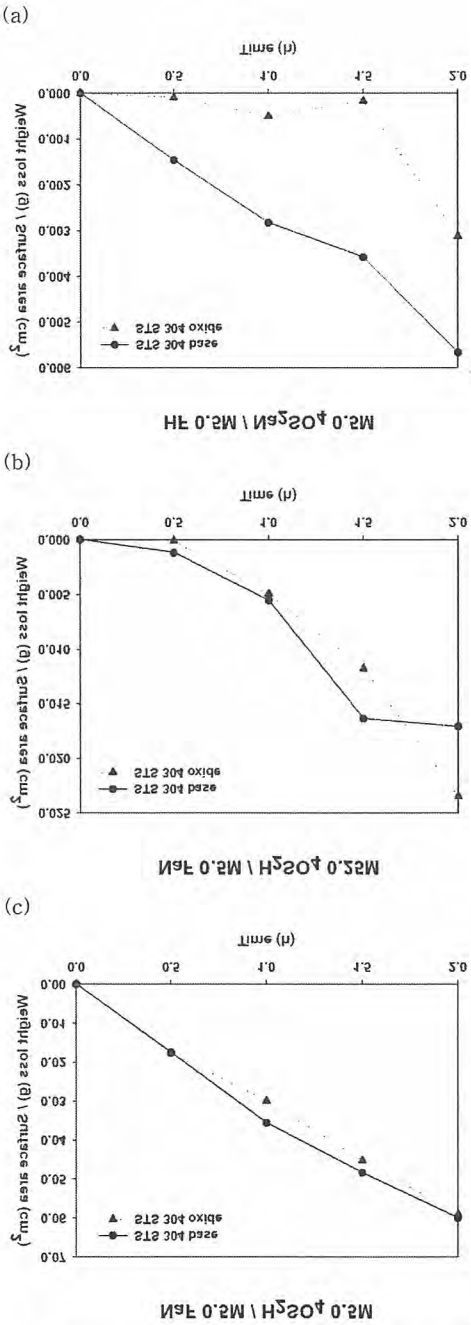


Fig. 1. Dissolution efficiency of (a) HF 0.5M/Na_2SO_4 0.5M, (b) NaF 0.5M/H_2SO_4 0.25M, and (c) NaF 0.5M/H_2SO_4 0.5M solution with STS 304.

더 높은 것으로 나타났다. 이는 HF와 H_2SO_4의 산도의 차이로 인한 영향으로 보이며, Fig. 1.(a)의 HF/Na_2SO_4 경우 제염 시 모재 시편의 용해율이 더 큰 것으로 나타났으며, Fig. 1.(b) 및 Fig. 1.(c)의 NaF/H_2SO_4 경우에는 제염 시 모재 시편과 부식 시편의 용해율의 큰 차이는 없는 것으로 나타났다. 또한 NaF/H_2SO_4 제염 시 H_2SO_4 농도가 0.25M일 때 보다 0.5M 이었을 때의 용해율이 2배 이상 높게 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는 산과 중성염의 혼합물로 구성된 제염 용액 내에서 STS 304 시편에 대한 용해율을 평가 하였다. 실험 결과 HF/Na_2SO_4 용액 보다 NaF/H_2SO_4 혼합 제염 용액에서의 금속 용해율이 더 높게 나타났으며, NaF/H_2SO_4 혼합 용액에서의 제염 시에는 H_2SO_4 농도가 0.5M일 때의 용해율이 0.25M일 때보다 2배 이상 높게 나타나는 것을 확인하였다.

이 결과를 선행연구 된바 있었던 질산기(NO_3^-)를 함유한 제염 용액의 제염효율과 비교하여 볼 때, 질산기(NO_3^-)를 함유한 제염 용액이 조금 높은 용해율을 보이는 것으로 나타나지만, 공정 후처리 관점에서 볼 때 황산기(SO_4^{2-})가 포함된 제염 용액으로의 대체에 관한 지속적인 연구가 필요할 것이라고 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 공업기반 기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

동위원소 생산증가에 따른 방사성 폐기물 추이

윤동원, 윤병주, 김창경, 김민진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-353
dwyoun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원내 방사성동위원소 생산시설의 구성은 Bank-1, 2, 3, 4로 나눠져 있으며, 그 중 Bank-1에 설치된 4기의 콘크리트 Hot Cell은 Ir-192, Co-60 등 산업용 선원을 생산하고 있으며 현재는 주로 비파괴 선원인 Ir-192을 생산하고 있다.[1] Bank-2에 설치된 11기의 납 Hot Cell은 진단용 방사성의약품인 Tc-99m을 비롯, P-32, Cr-51, S-35 등의 생산과 연구실험을 통해 농학, 공학, 의학계 등에 활용되고 있다. Bank-3에 설치된 6기의 납 Hot Cell은 현재 수요가 증대되고 있는 진단 및 치료용 방사성의약품인 I-131 용액과 캡슐을 생산하는데 주로 활용되고 있으며, 또한 간암 및 피부암 치료용 Ho-166의 생산에도 활용되고 있다. I-131 용액 및 캡슐의 분배작업은 KGMP(Korea Good Manufacturing Practice)시설을 목표로 운영되어 온 작업구역에서 수행하여 왔으나 현재는 운영측면의 안전을 위해 핫셀 내에서 이뤄지고 있다. 또한 Bank-4에서는 Mo-99/Tc-99m Generator를 생산 공급하여 환자의 암 진단에 이용되고 있다. 이러한 동위원소 생산량 증가에 따라 부수적으로 방사성폐기물도 증가하기 마련이다. 년도 별 방사성폐기물 발생추이를 고찰하여 방사성폐기물의 발생을 억제하고 최소화하는 노력으로 폐기물의 발생이 크게 증가하지 않는 성과를 가져왔다.

2. 본론

동위원소 생산시설의 방사성폐기물 발생원은 Ir-192, Co-60 등 산업용 선원을 생산하고 취급하는 Bank-1과 Tc-99m, P-32, Cr-51, S-35의 생산 및 연구를 하는 Bank-2, 간암 및 피부암 치료용 Ho-166 생산과 진단 및 치료용 방사성 의약품인 I-131 용액과 캡슐을 생산하는 Bank-3, Mo-99/Tc-99m Generator를 생산하는 Bank-4 등 에서 발생하는 액체 및 고체 방사성폐기물과 동위원소생산시설 운영, 연구실험실에서 발생하는 고체/액체폐기물 그 외 원자로건물, IMEF, CNS 건물에서 유입되는 액체폐기물이 주요 발생원으로서 크게 7가지로 분류할 수 있으며 다른 건물에서 유입되는 액체폐기물도 발생원의 하나이다. 표 1에서는 방사성폐기물의 종류를 언급하였고 표 2에서는 방사성 폐기물의 발생원을 정리하였다.[2]

Table 1. 방사성 폐기물의 종류.

구 분	종 류
가 연 성	- 종이류 : 휴지, 흡수지 - 섬유류 : 작업복, 면장갑, 솜, 걸레 - 플라스틱류 : Hose, Tube, Sample 용기 - 고무류 : 고무장갑
비가연 압축성	- 유리류 : 비커, 시약병, Test tube - 도자기류 : 용기 - 함석류 : 함석, 캔, 알루미늄 박스
비가연 비 압 축 성	- 금속류 : 공구, 소형장치, 주사기바늘, 가위, 칼 - 기타 : 토사, 콘크리트
폐 필 터	- 고성능필터(HEPA Filter), 활성탄필터
세탁 폐기물	- 작업복, 방호복, 가운
폐 기 선 원	- 밀봉선원류, 선원내장기기
유 기 용 액	- 용제류 : 알코올, 아세톤, 톨루엔
무 기 용 액	- 각종 염류가 용해된 물

Table 2. 방사성 폐기물 발생원 정리.

발생위치	핵 종	폐기물
Bank-1	Ir-192, Co-60	폐표적의 폐기물, 가운,덧신,장갑,휴지, 액체폐기물, Column, Needle, 폐필터, 타 건물유입 되는 액체폐기물
Bank-2	Tc-99m, P-32, S-35 Cr-51, Lu-177	
Bank-3	I-131, Ho-166	
Bank-4	Mo-99/Tc-99m Generator	
RI 생산 시설 운영	생산/연구 과정의 모든 핵종	
연구실/실험실	I-131, Mo-99m외 다수	
타건물(원자로건물, IMEF, CNS)	Co-60, Cs-134, Ar-41, Mn-54, H-3 등	

RIPF을 이용한 동위원소 생산 및 연구에 이용되고 있는 주요 동위원소 및 의약품들은 I-131, Ir-192, Tc-99m, Ho-166 CICO, I-131 MIBG, Tc-99m kit, Tc-99m Generator, Cold kit, Lu-177, Cr-51, Au-198, P-32 등 다양하게 이루어져 있다. 방사성의약품 개발 등 의학, 농학, 생명공학 등 산업분야에서의 이용확대로 수요가 꾸준히 증가하고 있으며 국민복지 향상과 산업 기술개발에 크게 기여하고 있다.[3] 핵의학 기술의 선진화, RI 국산화로 국내수요 안정 공급, 수입대

체 효과 및 방사성의약품의 수출기반 조성 등 산업적 경제적 효과가 있는 반면 그러한 과정에서 부수적으로 발생되고 있는 것이 방사성폐기물이다. 방사성폐기물은 발생 전부터 최소화하려는 노력이 필요하며 관련 규정 및 절차에 따라 수집되고 관리되어야 한다.[4] 그러므로 고체폐기물 가연성의 경우 관리구역으로 반입되기 전에 RI원료, 장치, 설비, 원자재, 실험기구, 박스 등의 포장용기 또는 포장재 등을 사전에 제거해야하며 방사선작업 시 오염이 발생하면 폐기물의 발생량이 급격히 증가되므로 주의해야 한다. 관리구역 내에서 발생하는 방호복의 오염도는 작업시간, 취급하는 방사성 물질의 종류와 농도에 따라 증가하지만 I-131 같은 경우는 반감기가 약 8일 정도이므로 3개월 정도 보관하면 대부분의 방호복은 재 착용이 가능하다. 폐기물 발생을 줄이기 위해서는 시설운영에서 과정에서 발생되는 폐기물을 제외한 가연성 고체폐기물의 70-80%를 차지하는 방호복의 재활용이 필수적이다. 동위원소생산시설 운영과정에서 발생되는 폐기물의 대부분인 폐필터는 재활용이 불가하나 방사성폐기물로 분류되어 경주처분장으로 운반되면 향후 영구처분 될 경우 고비용이 발생될 것으로 예상되므로 단반감기의 핵종이 대부분인 폐필터는 자체처분 절차를 밟아 산업폐기물로 처리되어야 할 것이다. 액체폐기물의 경우는 사용자들이 실험실 폐수와 방사성 폐수를 구분하여 이용하여야 한다. 액체폐기물 역시 고비용을 지출되고 있어 불필요하게 방사선구역에서 액체폐기물의 증가를 초래하는 세척 및 세탁등의 행위를 방지하여 액체폐기물의 증가를 방지하고 있다.

표 3.은 동위원소 생산증가 따른 연도별 방사성 폐기물 발생 추이이다.[2][5]

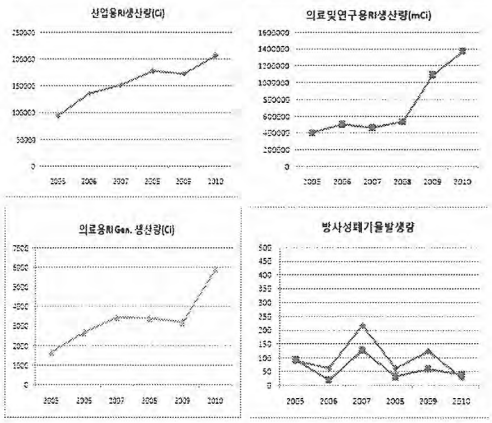
3. 결론

2005년부터 2010년까지 동위원소 생산은 산업 및 의료계의 지속적인 수요 요구에 따라 급격히 증가되었고 부수적으로 고체 및 액체폐기물의 발생량 증가도 예상되었으나 고체 및 액체 폐기물에 발생량 증가에는 큰 변화가 없음을 알 수 있다. 이는 수 년 동안 방사선 안전관리 교육과 방사성폐기물 감소를 위한 자체 세미나 그리고 의식전환과 실천을 위한 작업종사자의 노력으로 방사성폐기물의 발생이 크게 증가하지 않는 성과를 가져왔다고 판단된다.

Table 3. 동위원소 생산증가 따른 연도별 방사성 폐기물 추이.

년도	방사성고체폐기물 (200L드럼)		방사성 액체 폐기물 (m³)		산업용 RI 생산량 (Ci)	의료/연구용 RI 생산량 (mCi)	의료용 RI Gen. 생산량 (Ci)
2005	가연성	21	VL	68	94,317	402,615	1,673
	비가연성	3					
	폐필터(100L)	64	L	25			
	고준위폐기물(50L)						
2006	가연성	55	VL	12	136.004	504,650	2,665
	비가연성						
	폐필터(100L)		L	8			
	고준위폐기물(50L)	7					
2007	가연성	21	VL	62.6	151.760	463,368	3,431
	비가연성	22					
	폐필터(100L)	171	L	63.7			
	고준위폐기물(50L)	5					
2008	가연성	36	VL	15.2	177.934	534,798	3,392
	비가연성	25					
	폐필터(100L)		L	17			
	고준위폐기물(50L)	1					
2009	가연성	22	VL	27.4	172.232	1,093.940	3,192
	비가연성	2					
	폐필터(100L)	100	L	33			
	고준위폐기물(50L)						
2010	가연성	24	VL	30	206.840	1,372.052	5,927
	비가연성						
	폐필터(100L)		L	8.2			
	고준위폐기물(50L)	3					

* VL : 극저준위 , L : 저준위



*액체:red, 고체:blue

4. 참고문헌

[1] 하나로 안전성 분석보고서 제3권, 2011년.
[2] 연구원방사성폐기물관리규정, 2008년.
[3] 방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙 (과학기술부령 제30호), 2001년.
[4] RIPF 방사성폐기물처리절차서, 2011년.
[5] 방사성동위원소 판매현황, 2005-2010년.

사염화탄소와 톨루엔을 이용한 세슘오염 아스팔트콘크리트 제염실험

김기홍, 김계남, 손동빈, 박혜민, 김완석, 이건우, 이기원, 문제권,
김병태*, 최영구*, 김대환*, 홍지식*, 권기현*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 대덕대로 989번길 111
*선광원자력안전(주), 대전시 대덕구 신일동 1683-1
protosavior@nate.com

1. 서론

원자력시설을 운영 및 해체 시 발생하는 방사성 폐기물은 여러 종류가 있으며, 이러한 폐기물은 각 종류와 특성에 따라서 적절한 처리 기술이 요구된다. 이러한 방사성 폐기물 중에는 아스팔트콘크리트(이하 방사성 아스콘)가 있으며, 이에 대한 제염방법 또한 연구되어야 한다.

아스콘은 일반적으로 자갈 및 쇄석에 아스팔트를 녹여서 만든 것으로, 흔히 도로포장에 쓰이는 물질이다. 방사성 아스콘은 쇄석 및 자갈에 방사성 물질이 섞여있거나, 아스팔트에 방사성 물질이 섞여있는 것을 지칭한다. 방사성 아스콘의 효과적인 제염은 폐기물 저감을 위해 반드시 필요하다. 본 연구는 방사성 아스콘 중 세슘오염 아스콘에 관련된 것이며, 제염에 효과적인 방법과 용매 선정 및 제염효과를 연구하였다.

2. 본론

2.1 실험방법 선정

본 실험에 사용된 방사성 아스콘은 경주시 도로 일부 구간에서 채취한 것으로, Cs-137 단일 핵종만으로 오염이 되어있는 아스콘을 사용하였다. 아스콘에 충격이 가해지면 잘 부서지는 특성이 있다. 그러나 이는 외형이 변하는 것이며, 이러한 과정으로 방사성 물질을 분리할 수는 없다. 아스콘의 제염을 위해서는 쇄석 및 자갈과 아스팔트를 분리하는 과정이 선행되어야 하며, 이를 위해 사용할 수 있는 방법은 가열법과 용해법이 있다.

가열법은 아스콘에 직접 또는 간접적으로 열을 가하여 아스팔트를 녹이는 방법으로, 이를 위해서는 가열장치가 필요하며, 이를 운용하기 위해서는 상대적으로 많은 시간과 비용이 소모된다. 용해법은 아스콘을 용매를 넣어서 아스팔트를 용매에 녹이는 방법으로, 상대적으로 간단한 장치와 적은 비용으로 실험할 수 있다. 본 실험에서는 용해법을 이용한 아스콘 제염실험을 진행하였다.

2.2 사염화탄소와 질산을 이용한 아스콘 제염

용해법을 사용한 방사성 아스콘 제염을 위하여 적절한 용매를 선정해야 한다. 아스콘은 물에 거의 녹지 않으므로 산(酸)과 사염화탄소를 이용하여 용해 실험을 하였다. 다만 사염화탄소, 벤젠, 톨루엔 등의 유기용매는 휘발성이며 장기간 흡입 시 인체에 유해하므로 실험 시 유의할 필요가 있었다.

먼저 3M-HCl와 3M-HNO_3을 용매로 각각 2시간동안 아스콘을 용해시켰다. 그 결과 HCl과 HNO_3 모두 아스콘의 무게는 5~10% 감소되었으나, 아스팔트 용해에 효과적이지 않았다. 단, 강산을 사용한 Soil Washing은 제염에 효과가 있으므로, 상대적으로 다루기 쉬운 HNO_3을 아스팔트를 용해한 후 Soil Washing에 활용하기로 하였다. 실험은 사염화탄소를 사용해 아스팔트를 용해시킨 후, 잔여 자갈 및 쇄석에 HNO_3를 사용해서 Soil Washing을 하는 순서로 진행하였으며, 결과는 아래와 같다.

Table 1. The Method of Decontamination and Efficiency using CCl_4 and HNO_3.

Time	1	2	3
Reagent	CCl_4	CCl_4	3M-HNO_3
Scrubbing time(Hr)	0.5	0.5	2
Repetition	1	1	2
Mixing ratio (Sample(g) : Reagent(㎖))	1:1	1:1	1:3
Initial conc. (Bq/g)	7.39	1.53	1.02
Initial weight.(g)	50	40	30.7
Remaining conc. (Bq/g)	1.53	1.02	0.21
Remaining weight(g)	40	30.7	28.3
Removal efficiency(%) Conc. / Weight	79.28 / 20	33.57 / 23.25	78.66 / 7.81
Total efficiency(%) Conc. / Weight	97.06 / 43.4		

2.3 톨루엔과 질산을 이용한 아스콘 제염

석유나프타의 접촉개질법으로 생성되는 톨루엔은 사염화탄소와 함께 아스팔트를 용해하는데 효과적인 용매이다. 이에 대한 실험을 진행하였으며, 실험은 톨루엔을 사용해 아스팔트를 용해시킨 후, 잔여자갈 및 쇄석에 HCl과 HNO_3로 각각 제염하여 Soil Washing 효율을 비교하였다.

Table 2. The Method of Decontamination and Efficiency using Toluene, HCl and HNO_3.

Time	1		2	
Reagent	Toluene		1M-HCl	1M-HNO_3
Scrubbing time(Hr)	0.5		0.5	0.5
Repetition	2		2	2
Mixing ratio (Sample(g) : Reagent(㎖))	1:1		1:3	1:3
Initial conc. (Bq/g)	4.426		0.405	0.865
Initial weight.(g)	80		34.7	33.7
Remaining conc. (Bq/g)	0.405	0.865	0.14	0.344
Remaining weight(g)	34.7	33.7	34.1	32.7
Removal efficiency(%) Conc. / Weight	-		65.43 / 1.72	60.23 / 2.96
Total efficiency(%) Conc. / Weight	94.6 / 16.5			

3. 결론

실험결과 Cs-137은 아스팔트 분리과정에서 용매와 함께 분리됨을 알 수 있다. 그리고 사염화탄소, 톨루엔과 같은 유기용매는 아스팔트를 용해하는데 효과적임을 알 수 있다. 아스콘 내 잔여 Cs-137은 Soil Washing 방법을 사용하여 방사능 농도를 낮출 수 있다.

또한 용매로 사용된 사염화탄소와 톨루엔은 휘발성이므로 건조 후에는 용해된 아스팔트 외에 추가로 폐기물을 발생시키지 않으므로 폐기물 저감에 효과적이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술대회 논문요약집, pp.247-248.

[2] 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술대회 논문요약집, pp.99-100.

[3] Chemical Engineering Journal 80, pp.237-244, 2000.

[4] Radiation Physics and Chemestry 73, pp.125-130, 2005.

방사성폐기물 처리설비 경제성 평가 프로그램 개발

최광순, 박정수, 이병식
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
kschoi@kepco-enc.com

1. 서론

원자력발전소를 포함한 원자력시설에 방사성폐기물 처리설비를 도입할 경우 설비의 구매부터 설치, 운전, 용기 수송 및 처분에 대한 전반적인 경제성 검토를 수행하고 있으며, 인허가시에도 적용 처리기술의 적정성을 입증하기 위해 경제성 평가결과가 활용되고 있다.

그러나 기존의 경제성 평가 프로그램들은 단일 폐기물 종류에 대한 설비 비용 평가만 가능하거나, 수송 및 처분을 제외한 운전 단계의 평가만 가능하다는 단점이 있다. 이에 따라 당사에서는 이를 보완하여 다양한 처리설비에 대해 설비 구매부터 폐기물 처분까지의 전체 단계에 걸친 평가가 가능한 경제성 평가 프로그램(RACE2010)을 개발하였다.

2. 본론

2.1 RACE2010 개발 주안점

2.1.1. 설비 구매에서 폐기물 처분까지의 전체 비용 평가

RACE2010은 폐기물 처리설비의 구매, 운전, 수송, 처분까지의 전 단계에 걸친 비용평가가 가능하도록 개발하였다. 각 단계별 평가 비용은 다음과 같다.

1) 구매비용 : 방사성폐기물 처리설비를 구매 및 설치하기 위한 비용으로 연간 발생 비용이 아닌 초기 투자비용으로 처리하고, 구매비와 설치비를 구분하지 않고 구매비용 단일 항목으로 계산된다.

2) 처리비용 : 폐기물이 처리설비를 거쳐 포장용기에 주입되기까지의 제반 비용을 계산한다.

3) 수송비용 : 발전소 폐기물 건물 truck bay에서 처분시설 인수저장건물까지의 수송과 관련된 제반 비용을 계산한다. 이 때, 사용자는 수송 방법을 육로 수송과 해상 수송 중 한 가지를 선택한다.

4) 처분비용 : 처분용기에 장입된 포장용기를 처분시설에 처분시키기 위해 필요한 제반 비용을 계산한다.

2.1.2.. 최적 설비 조합 계산

평가 대상 폐기물 및 처리 설비의 종류가 다수일 경우 각 폐기물별 어떤 설비를 적용하는 것이 경제적인지를 평가하기 위해 최적 설비 조합 계산을 수행하도록 하였다.

하나의 설비가 다수의 폐기물 처리에 사용되는 경우 구매비용은 1회만 적용하였으며, 도출된 모든 종류의 설비 조합은 삽입 정렬 알고리즘(Insert Sort Algorithm)을 이용하여 오름차순 정렬하였다.

2.1.3.. 현가화 계산

각 처리설비에 대한 최종 경제성을 비교하기 위해서 구매비, 처리비, 수송비, 처분비를 현가(Present Worth Cost)화시켜 최소비용 설비를 도출할 수 있도록 하였다.

RACE2010에서 사용한 현가화 계산식은 아래와 같으며, 초기 고정비인 구매비 현가화에 필요한 감가상각비 계산에는 정액법을 적용하였다.

$$PWC_p = C_p + \sum_{i=1}^{n} \frac{C_o(1-t) - Dept \times t}{(1+R)^n} \quad \cdots\cdots (1)$$

(PWC_p : 처리비 현가, C_p : 구매비
C_o : 연간 비용, t : 법인세, Dep : 감가 상각비
R : 명목 이자율, n : 설비 수명)

또한 운전기간이 다른 상호 배타적인 설비를 평가하기 위해 무한반복 투자법을 적용하였다. 무한반복 투자법은 각 설비를 무한히 반복투자했을 때의 비용을 계산하여 최저 비용을 선택하는 방법으로 무한반복 투자법의 계산식은 다음과 같다.

$$PWC(n,\infty) = \frac{PWC}{1-\frac{1}{(1+R)^n}} \qquad (2)$$

(PWC(n,∞) : 무한반복투자시 현가
PWC : 현가, R : 명목이자율)

2.2 RACE2010 장점

2.2.1. 높은 사용자 편의성

텍스트 파일 형태의 데이터 입력이 아닌 Window 기반의 GUI(Graphic User Interface)형태의 입출력 시스템을 사용하여 사용자의 편의성을 증대시켰다.

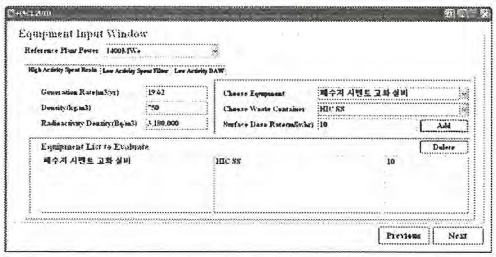


Fig. 1. RACE2010 Equipment Input Window.

또한 Excel File의 결과보고서에 설비 데이터, 포장용기 데이터 등의 입력 데이터와 설비별 결과값 등을 출력하여 사용자가 평가 결과를 손쉽게 활용할 수 있다.

2.2.2. 높은 업무 활용성

기존 경제성평가 프로그램은 폐기물의 방사능 준위에 대한 구분없이 평가를 수행하였으나 RACE2010은 처리대상 폐기물의 종류를 고/저 방사능 폐수지, 고/저 방사능 폐필터, 농축폐액, 고/저방사능 잡고체 등 7가지로 세분화하여 보다 다양한 종류의 방사성폐기물 처리설비에 대한 경제성 평가가 가능하다.

또한 이전의 단일 폐기물에 대한 설비 비교 평가가 아닌 여러 폐기물 종류에 대한 다수의 설비에 대한 평가 수행을 통해 원전 단위의 방사성폐기물 처리설비 경제성 평가가 가능하다.

2.2.3. 자체 Database 활용

RACE2010은 평가에 필요한 데이터를 사용자가 직접입력하는 대신 설비 Database(이하 DB), 포장용기 DB 등으로 구성된 자체 DB의 데이터를 사용할 수도 있도록 하였다. 이를 통해 사용자가 발전소별 폐기물 특성, 수송거리, 포장용기 데이터 등을 정확히 모르는 경우에도 DB 내의 데이터를 참조하여 경제성 평가를 수행할 수 있다.

또한 데이터의 추가, 수정 및 삭제가 가능하도록 DB가 작성되어, 새로운 설비 및 용기가 추가되는 경우에도 손쉽게 적용이 가능하다.

3. 결론

국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설이 곧 운영될 예정이고, 이에 따른 폐기물 처분비용 지출이 현실화됨에 따라, 경제적이고 안정적인 방사성폐기물 처리를 위해 최신 고체 방사성폐기물 처리기술의 적용 및 다양한 처리설비들의 최적화 방안에 대한 국내원전의 관심이 증대될 것으로 예상된다.

이에 따라 정확성과 사용자 편의성을 갖춘 방사성폐기물 처리설비 경제성평가 프로그램인 RACE2010을 다양한 방사성폐기물 처리설비에 대한 경제성 평가 업무에 활용할 수 있을 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] EPRI NP-5992-CCM, VRTECH/PC-II User's Manual, 1988.09.

[2] EPRI NP-6947-D, Technical and Economic Evaluation of Controlled Disposal Options for Very Low Level Radioactive Wastes, 1990. 08.

국내 원전의 액체유출물을 통한 환경배출 방사성물질 특성평가

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

1. 서론

한국원자력안전기술원은 분기별 1개월 이내에 원자력관계사업자로부터 방사선안전관련 정기보고를 접수받아 이를 검토하고 있다.「방사선안전관련 정기보고」에는 시설별 기체유출물, 액체유출물, 유효선량, 등가선량 및 고체폐기물 발생현황 등이 포함되며 이를 바탕으로 작성된「원자력관계사업자의 방사선안전관련 정기보고자료 검토보고서」는 부지별, 호기별 및 폐기물처리계통별 경향성을 분석하고 국내·외 원전의 방사성유출물 배출현황을 비교하는데 활용된다[1,2]. 또한 이 정보는 방사성폐기물 안전관리 통합정보 시스템(WAste Comprehensive Information Database, WACID)을 통해 일반인에게 공개되며 부지별, 호기별, 시설별 및 핵종별 등 다양한 조건으로 검색이 가능하다. 본 논문에서는 국내 원전의 2006년부터 2010년까지 최근 5년간 액체유출물을 통한 환경배출 방사성물질의 배출량을 삼중수소와 삼중수소를 제외한 핵종으로 구분하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 부지별, 연도별 액체유출물(삼중수소) 환경배출량

환경으로 배출되는 국내 원전의 액체유출물은 대부분 핵분열 및 방사화생성물과 삼중수소로 구성되며 특히 삼중수소는 환경배출 액체유출물 방사능의 99%를 차지한다. 따라서 삼중수소와 기타 액체유출물을 분리하여 비교할 필요가 있다. 신고리 1호기는 2010년 2/4분기부터「방사선안전관련 정기보고」에 포함되어 한국수력원자력(주)로부터 보고되었으나 지난 5년간의 자료를 비교하기 위한 이번 연구에서는 그 값이 제외되었으며 신고리 1호기의 결과값은 추후 연구에 반영할 예정이다.

삼중수소는 물리적 반감기가 12.3년, 생물학적 반감기는 10일이며 대부분 수증기로 존재하고 물에 잘 포집된다. 그림 1에 부지별/연도별 액체유출물의 형태로 배출된 삼중수소의 방사능을 나타내었다. 냉각재로 중수를 사용하는 가압중수로(PHWR)인 월성부지내 원자력발전소의 경우 타부지의 원자력발전소보다 액체유출물로 인한 환경배출량이 많이 검출되었다. 이는 경수를 사용하는 가압경수로(PWR)와는 달리 중수를 사용하는 중수로의 특성에 기인한 것으로[3] 이 경우 삼중수소의 중요 발생원은 중수소와 중성자의 반응이다. 고리부지내 원자력발전소는 다른 부지의 발전소보다 환경으로의 액체유출물 배출이 낮은 것으로 분석되었으며 이것은 타부지에 비해 낮은 열출력, 적은 운영호기 등에 기인한 것으로 보인다[4].

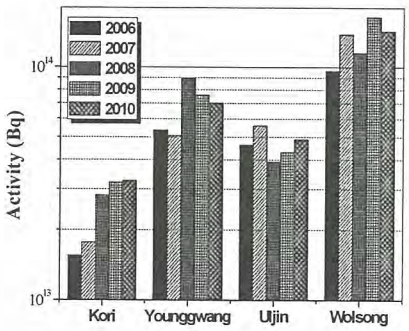


Fig. 1. Comparison of annual average tritium activity among liquid effluent data (based upon the annual data from 2006 to 2010).

2.2 부지별, 연도별 액체유출물(삼중수소 제외) 환경배출량

삼중수소를 제외한 환경배출 액체유출물의 부지별, 연도별 방사능을 그림 2에 나타내었다. 영광부지의 환경배출량은 2006년 타부지에 비해 높은 것을 확인할 수 있다. 이를 개선하기 위해 영광부지에는 2006년 마이크로필터와 역삼투압설비를 설치하였으며 이후 액체유출물 환경배출량이 큰 폭으로 감소되었다. 울진 5,6호기에는 2008년 7월 전처리설비(역삼투압설비)를 신규 설치하였으며 영광부지와 마찬가지로 2008년 이후 액체유출물 환경배출량이 감소하였다. 그림 3에 울진 5,6호기의 최근 5년간 액체유출물 환경배출량의 변

화를 나타내었다. 월성부지와 기타부지의 환경배출방사능량이 큰 차이가 없는 것과 영광발전소의 배출방사능 변화추이로 삼중수소를 제외한 다른 액체유출물은 노형에 따른 차이에 비해 처리계통에 따른 차이가 더 큰 것을 확인할 수 있다.

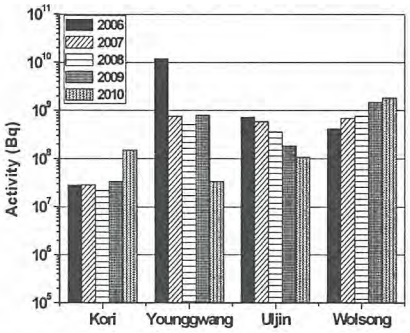


Fig. 2. Comparison of annual average liquid effluent data(except for tritium) (based upon the annual data from 2006 to 2010).

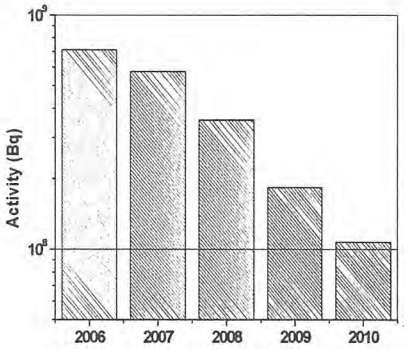


Fig. 3. Annual liquid effluent data(except for tritium) in Uljin 5, 6 (based upon the annual data from 2006 to 2010).

3. 결론

본 연구에서는 원자력관계사업자로부터 받은 분기별 방사선안전관련 정기보고를 바탕으로 국내원전의 액체유출물을 통한 삼중수소의 환경배출방사능과 삼중수소를 제외한 환경배출방사능을 각각 부지별, 연도별로 분석하였으며 각 부지별 액체유출물의 환경배출량은 모두 법적기준을 만족하고 있음을 확인하였다. 액체유출물 중 99%를 차지하는 삼중수소의 배출량은 월성부지가 타부지보다 많았으며 중수로에서 사용되는 중수에 다량 포함된 중수소와 중성자의 반응에 의해 발생하는 것으로 보인다. 또한 낮은 열출력과 운영호기의 수량이 적은 고리부지가 가장 적은 양의 액체유출물을 배출하는 것으로 나타났다.

삼중수소를 제외한 액체유출물은 핵분열 및 방사화생성물이 가장 많은 부분을 차지한다. 영광부지의 경우 2006년 타부지의 발전소보다 많은 양의 액체유출물이 배출된 것을 확인하였다. 그러나 액체유출물 배출량 저감을 위해 영광 5,6호기에 마이크로필터와 역삼투압설비를 설치한 이후 현저히 감소하여 현재 월성부지 액체유출물의 환경배출량은 다른 부지와 비슷한 값을 보이고 있다. 이와 비슷하게 울진부지의 액체유출물도 울진 5,6호기의 2008년 역삼투압설비 설치에 따라 그 값이 감소하고 있다. 또한 중수로로 구성되어 있는 월성부지의 액체유출물 배출량이 타부지와 큰 차이가 없는 것을 바탕으로 삼중수소를 제외한 액체유출물은 노형보다는 처리계통에 많은 영향을 받는 것을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] Jae Hak Cheong, et al., "Comparison of Domestic Nuclear Reactor's Liquid Effluent Data to Foreign PWRs". 한국원자력학회, 2004년 추계학술발표회, 2004.

[2] Jae Hak Cheong, et al., "Statistical Analysis of Radioactive Effluent Data from Korean Pressurized Heavy Water Reactors - 1991 to 2008", 한국방사성폐기물학회, 2009년 추계학술발표회 논문요약집, pp.421-422, 2009

[3] 송규민, 이성진, 이숙경, 손순환, 엄희문, "월성원전 TRF 가동에 따른 삼중수소 방출량 예측", 한국방사성폐기물학회, Proceeding of the Korean Radioactive Waste Society, pp.484-490, Vol. 1, No. 2, November, 2003

[4] 육대식, 정승영, 이아란, 이윤근, "국내 원전의 액체 방사성유출물 배출 현황 및 특성평가", 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.377-378, 2010

파이로 전처리공정 준휘발성 핵종의 포집방안 분석

박장진, 신진명, 이재원, 나상호, 박근일, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 경수로 사용후핵연료 파이로공정에 대하여 연구하고 있다. 파이로 공정은 크게 전처리공정, 전해환원공정, 전해정련공정, 전해제련 공정 등으로 이루어져 있다. 이 중 전처리공정에서는 전해환원공정에 사용될 원료 입자를 제조하기 위해 경수로 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단, 탈피복, 분말화, 입자제조가 수행된다. 이 중 입자제조는 약 1,200℃의 고온에서 수행되므로 Cs, Tc, Mo 등 상온에서 고상인 준휘발성 핵종이 방출된다[1, 2]. 이 방출되는 준휘발성 핵종을 포집하기 위해 열구배관(Thermal Gradient Tube)법, 고온 화학반응법 등이 사용된다. 본 논문에서는 두 준휘발성핵종 포집공정의 공정 용이성, 처분 용이성 등 관점에서 두가지 포집 방법을 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 고온 열처리과정 및 발생 핵종

2.1.1. 사용후핵연료 열처리과정

사용후핵연료 열처리과정은 500℃ 산화분위기에서 UO_2 소결체를 U_3O_8분말 형태로 만드는 분말화 과정과 이를 후속 공정인 전해환원공정에 적합한 형태로 만들기위해 1,200℃ Ar 분위기 고온에서 응집하여 그래뉼을 만들고 이를 환원하여 UO_2 형태로 만드는 환원 과정이 포함된다.

2.1.2. 준휘발성 핵종의 정의

준휘발성 핵종이라함은 핵 설비에서의 오염물질들 중 화학반응, 주변 기체의 조성과 온도 등에 따라 기체, 액체, 고체의 각 형태로 존재가 가능한 핵종을 말한다[3]. 즉, Cs, Rb, Cd, Tc, Ru, Rh, Mo 등 핵종이 포함된다. 한편, I, Br의 경우 휘발성핵종, 준휘발성 핵종의 분류는 까다롭다. I의 경우 CsI 형태는 상온에서 고상이므로 (mp 621℃, bp 1,280 ℃) 준휘발성 핵종으로 볼수있고, I_2 형태는 상온에서 고체상이나 승화 할수도 있으므로 휘발성핵종으로 분류 (mp 114℃, bp 185 ℃) 할 수도 있다. 그러나, 본 논문에서는 사용후핵연료 고온 휘발성산화공정의 경우 대부분 CsI 형태로 휘발되기 때문에 본 논문에서는 준휘발성 핵종으로 분류하였다. Br의 경우 CsBr 형태는 상온에서 고상이므로 (mp 636 ℃, bp 1,300 ℃) 준휘발성 핵종, Br_2 형태(mp -7℃, bp 59 ℃)는 상온에서 액상과 기상으로 공존하므로 휘발성핵종이라기 보다는 준휘발성 핵종으로 분리하는 것이 옳다고 판단된다.

2.1.3. 발생핵종 및 화학종

고온 휘발성산화공정과정 중 발생하는 핵종은 Cs, Tc, I, H-3, C-14, Kr, Xe 등이 발생하는데 이중 Cs, Tc, I은 상온에서 고체상이며 고온에서는 기체상이되는 준휘발성 핵종으로 분류할 수 있다. 특히, Cs은 고방사성 고발열량 핵종이며, Tc, I은 장수명핵종으로 특별한 관리가 요구된다. 이들 세 화합물의 산화, Ar, 환원 분위기에서 발생가능한 화학종 별 용융점을 Table 1에 나타내었다.

Table 1. 고온 휘발성산화공정의 발생가능한 준휘발성 핵종별 화학종, 용융점.

원소	화학종	용융점, ℃
Cs	Cs	28.6
	Cs_2O	490
	Cs_2O_2	594
	CsO_2	432
	CsI	621
Tc	Tc_2O_7	119
I	CsI	621
	I_2	114

2.2 열 구배관법과 고온 화학반응법 비교 분석

열구배관법으로 준휘발성핵종을 포집하는 방법은 용융점이하로 냉각시킨 표면에 기체상 핵종을 고상으로 응축시켜 포집하는 방법이다. 이 방법은 준휘발성(Cs, Rb, Cd, Tc, Ru, Mo, Te 등) 핵종을 한꺼번에 포집 가능한 장점이 있다. 그러나,

요오드의 경우는 CsI 만 포집되고 승화성 물질인 I_2 는 포집되지만 승화된다. 이 경우 별도의 I_2 포집장치 필요하게 된다.

고온화학법이란 준휘발성 핵종을 포집하는데 있어 고온화학반응을 이용하는 방법으로 세슘을 알루미노실리케이트물질을 이용 폴루사이트로 포집하며 테크네튬은 칼슘물질을 이용하여 칼슘테크네이트로 포집하고, 요오드는 AgX를 이용 AgI 형태의 안정한 물질로 포집하는 방법이다. 이 방법은 고온을 이용하는 대신 Cs, Tc, I 핵종을 선택적으로 포집할 수 있는 장점이 있다.

열 구배관법과 고온 화학반응법의 장점 단점에 대하여 Table 2에 정리하였다.

3. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 고도 휘발성산화공정에서 휘발하는 준휘발성핵종을 냉각법과 고온 화학적방법을 이용하여 포집하는 두가지 경우의 장점, 단점에 대하여 비교 분석하였다. 고온화학적방법의 경우 Cs, Tc, I을 선택적으로 분리포집할 수 있어 GTCC 폐기물이 상당히 줄어드는 등 보다 효율적인 것으로 분석되었다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] J. J. Park, J. M. Shin, G. I. Park, J. W. Lee1, J. W. Lee2 and K. C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.

[2] 박장진 등, "사용후핵연료 고도 휘발성 산화공정 기술개발", KAERI/RR-3212/2009, 한국원자력연구원, 2010.

[3] W. Goossens, et al,"Treatment of Gaseous Effluents at Nuclear Facilities", Harwood academic publishers(1991).

Table 2. 냉각법과 고온화학법의 장단점 비교.

항목	냉각법	고온 화학법
핵종 포집	-준휘발성 핵종은 한꺼번에 포집가능하나 I, H-3, Kr/Xe, C-14 포집장치 별도로 필요 -건식 핫셀에 치명적인 물 사용 -DF(1.2~420)가 일정치 않고 낮음[3] -I_2처리를 위해 별도의 필터 필요 -Cs 발열로 인해 재휘발 가능 -포집 완료후 처분처리전 중간 저장시에도 계속 냉각 필요	-Cs, Tc를 선택적으로 분리 가능 -높은 DF 실현 가능 -포집 완료후 처분처리전 중간 저장시 냉각 하지 않아도 안정(Cs 필터는 1200℃, Tc 필터는 800℃, 요오드 필터는 500℃에서도 안정)
포집 핵종 회수	-처분을 위해 질산에 녹인후 녹인 용액을 농축해야함. -용해 및 농축시 별도의 습식 배기체처리장치 필요(Ru 포집장치+요오드 포집장치+NOx 처리 장치 등으로 구성)	-필요 없음
고화체 제조	-Cs, Tc, I가 섞인 한가지 형태의 고화체만 제조 됨	-고방열 Cs, 장수명 Tc/I 핵종을 별도의 고화체로 제조.
저장 관리	-고발열 GTCC 폐기물이됨 -처분에 부담	-Cs 고화체는 ~300년후 class C 폐기물로 분류 가능 -Cs을 분리하여 고화함으로서 GTCC 폐기물이 42% 감소됨(파이로 MB 기준)

우라늄 슬러지중 침전법에 의한 우라늄 처리 및 회수 연구

양한범, 이일희, 정동용, 이근영, 최은경, 김광욱
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄 변환시설은 중수로용 UO_2 분말 제조하여 월성발전소에 공급하기 위해 운영되었던 시설로서 운영과정에서 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있던 방사성 우라늄슬러지 폐액은 변환시설 제염해체를 위한 환경복원사업을 하면서 안정한 형태로 처리되었다. 처리방법은 1차로 방사성 슬러지 폐액에 포함된 질산염을 분리하고, 2차로 우라늄 잔류물은 900℃에서 열처리를 통하여 우라늄 함유 혼합물은 안정한 U_3O_8 형태로 처리하여 저장하였으며, 이때 방사성 슬러지 폐액의 부피를 약 80% 감용할 수 있었다[1]. 우라늄 변환시설에서 발생한 방사성 우라늄슬러지를 처리하여 안정화시켜 보관중인 우라늄혼합물을 대상으로 다음과 같은 두가지 목적, 첫째, 국제적으로 점차 상승하는 우라늄 자원의 활용률을 높이고, 둘째, 국내 처분장의 기준의 강화로 처분장으로 갈 수 없는 우라늄 함유 농도의 우라늄 혼합 폐기물은 적절한 방법으로 처리하여 국내 처분장의 반입기준에 적합하도록 우라늄 함유 농도를 저감화 시킬 필요가 있다. 본 연구에서는 불순물 함유 우라늄혼합물의 용해와 용해시 우라늄과 동반 공용해 되는 Fe 등 기타 불순물 성분의 원소들로부터 우라늄만을 선택적으로 분리하는 방법, 우라늄의 회수 방법 등 우라늄만의 선택적 분리/회수하기 위하여 우라늄 혼합물의 용해, 침전, 및 정제 특성에 대해 고찰하였다.

2. 실험

용해실험은 70℃에서 건조한 우라늄혼합물 슬러지 0.5g 씩을 평칭하여 1M HNO_3 용액, 0.5M Na_2CO_3 - xM H_2O_2 용액 및 0.5M $NaHCO_3$ - xM H_2O_2 용액 20mL에 취하여 상온에서 자석젓개를 사용하여 5시간 용해하였다. 용해액의 알카리화 실험은 고체 Na_2CO_3와 NaOH로 pH를 조절한 다음 생성된 침전물을 원심분리와 주사기 필터(syringe filter, pore size 0.2 ㎛)로 분리제거 후 ICP로 농도분석하였다. U 산성화 실험은 알카리화 용액과 U 슬러지 용해액에 H_2O_2를 첨가한 후 질산용액으로 pH를 3.5로 맞추어 U 침전물을 생성시켰다. 실험에 필요한 원소의 시약은 모두 특급시약을 사용하였다. 침전물 입자크기 분포도는 Microtrac사의 습식 입도분석기로 분석하였다. U 침전물의 XRD 분석은 X-ray diffractometer (Rigaku)로 측정하였다. 전기오븐은 대흥과학 (DCF-150L), pH 측정기는 Orion (EA 940), 모든 실험은 Milli-Q plus로 제조한 18MΩ의 2차 증류수를 사용하였으며, U 및 각 성분원소 분석은 ICP로 분석하였다. U 침전물은 실험조건에 따라 전기오븐에서 4시간 건조후 실험하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 우라늄혼합물 슬러지의 용해특성

우라늄 혼합물 슬러지 고체를 25℃, 질산농도 0.1M~8M에 용해시킨 결과, 우라늄 용해율(%)은 Fig.1에 도시한 바와 같으며, 1M HNO_3 이상에서 우라늄이 99% 이상 용해되었으며 불순물 주성분은 Ca, Na, Fe, Al, Si와 미량성분으로 Mg, P, Zn이 용해되었다. 반면에 0.5M Na_2CO_3 - xM H_2O_2 용액과 0.5M $NaHCO_3$ - xM H_2O_2 (x=0, 0.1, 0.2, 1, 2M) 용액에서 우라늄 혼합물 슬러지 용해율은 2~26%를 보였으며, 불순물로 Si, Mg, P가 미량 용해되었다.

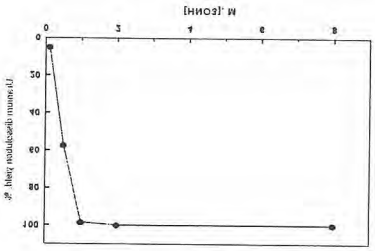


Fig. 1. Effect of nitric acid concentration on uranium dissolution from uranium sludge.

3.2 U 슬러지 질산 용해액 알카리화 침전특성

우라늄 혼합물 슬러지 고체를 25℃, 1M HNO_3 용액에 용해하여 만든 용액을 대상으로 시약급 Na_2CO_3와 NaOH 고체 분말을 첨가하여 pH 1.3에서 9까지 변화시킬 때 일어나는 침전현상을 조사하였다. Ca, Al, Zn 및 Fe 원소는 pH 9에서 99.5% 이상 침전되었다. (Fig. 2)

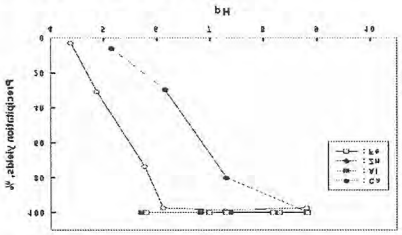


Fig. 2. Precipitation yields(%) impurity elements as a function of pH.

3.3 우라늄 산성화 침전

우라늄 혼합물 슬러지를 1M HNO_3 용액에 용해시킨 다음 Na_2CO_3 고체 분말을 첨가하여 pH를 9까지 변화시킨 다음 용액에 30% H_2O_2를 첨가하여 0.5M H_2O_2가 되도록 조정하였다. 그리고 1M HNO_3 용액을 사용하여 용액의 pH를 우라늄 침전율이 최대가 되는 3.5로 조정하여 산성화 시켜 구한 우라늄 침전율은 99.5% 였다. 이 때 uranyl peroxocarbonato 착물이 HNO_3 용액에 의해 탈탄산 되어 산성화 되면서 carbonate 성분은 CO_2로 방출되고, 우라늄은 침전된다. 우라늄 침전물을 25℃에서 건조시켜 XRD를 측정한 결과 우라늄 침전물은 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 이고, 입도는 < 1μm 이였다.

3.4 우라늄과 불순물 원소의 상호분리 특성

우라늄 혼합물 슬러지 고체를 25℃, 1M HNO_3 용액에 용해하여 만든 용액(pH 1.3)을 시약급 Na_2CO_3 고체 분말을 첨가하여 pH 9의 알카리화 하면 우라늄은 Na_2CO_3 용액에서 착물상태로 상등액중에 존재하며 불순물 성분원소인 전이금속계열의 원소들은 고체상태의 침전물 형태로 존재한다. 이들 침전물을 고-액 분리하여 제거하고, 우라늄을 함유하고 있는 분리여액에 0.5M H_2O_2 농도 되도록 H_2O_2를 첨가한 후 질산용액으로 pH를 3.5로 조정하는 산성화 과정을 거친 다음 4시간 동안 우라늄 침전을 생성시킨 후 상등액의 U 농도를 분석하여 우라늄 침전율(%)을 계산한 결과 99.9% 이상 침전되었다. 따라서 우라늄 슬러지중 침전법에 의한 우라늄과 불순물 성분의 상호분리가 가능함을 확인하였다.

3.5 우라늄의 정제 공정

Na_2CO_3 용액에서 우라늄은 uranyl tricarbonate, $UO_2(CO_3)_3^{4-}$로 용해되며, Na_2CO_3 - H_2O_2 용액에서 우라늄은 uranyl peroxo-carbonato complex 인 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{2-2x-2y}$ (x/y=1/2, 2/1)로 용해된다. 산성화에 의한 U 침전반응은 다음과 같다 [2].

$$UO_2^{2+} + 2H_2O_2 + 4H_2O \rightarrow UO_2(O_2)_xH_2O + xH^+$$

그리고 불순물성분의 알카리용액에서의 침전반응식은 2가 원소와 3가 원소에 대해 아래와 같다.

$$M^{2+} : [M(H_2O)_6]^{2+} + CO_3^{2-} \rightarrow MCO_3(s)$$

$$M^{3+} : 2[M(H_2O)_6]^{3+} + 3CO_3^{2-} \rightarrow [M(H_2O)_3(OH)_3] + 3CO_2 + 3H_2O$$

질산용액에서 우라늄과 공용해 되는 슬러지의 불순물 원소들 (M^{2+} (Ca, Zn, Mg 등)와 M^{3+} (Fe, Al, 등)은 CO_3^{2-}와 반응하여 $MCO_3(s)$ 또는 metal hydroxide를 형성하므로 Fig. 3과 같은 공정에 의해 침전법으로 U와 공용해 불순물 성분의 상호분리가 가능하다.

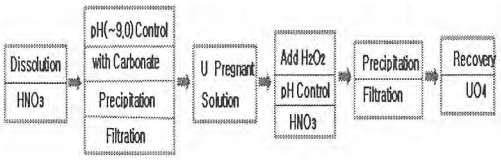


Fig. 3. Schematic uranium recovery process.

4. 결 론

우라늄 혼합물 슬러지를 1M HNO_3으로 용해시키고 Na_2CO_3를 첨가하여 pH를 9로 조정한 후 고-액 분리로 침전물을 제거한다 그리고 용액에 30% H_2O_2를 첨가하여 0.5M H_2O_2가 되도록 조정하고 1M HNO_3 용액으로 pH를 3.5로 조정하여 생성된 우라늄 침전율은 99.5% 였다.

5. 참고문헌

[1] Doo Seong Hwang, Jong Hyeok Oh, Kue Il Lee, Yun Dong Choi, Sung Tai Hwang, Jin Ho Park, So Jin Park, J. of Korean Ind. & Eng. Chem. Vol. 14, No. 7, 984-988, 2003.

[2] K. W. Kim, D. Y. Chung, E. H. Lee H. B. Yang, 우라늄혼합물 위해도 저감화 기술개발 과제 2010년 연차 실적서 2010.

RACE2010 프로그램을 활용한 고체방사성폐기물 처리방식 경제성평가

박정수, 최광순, 이동진
한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
jspark@kepco-enc.com

1. 서론

원자력발전소를 포함한 원자력시설에서 발생되는 방사성폐기물은 어떤 종류의 처리설비와 포장용기를 선택하느냐에 따라 방사성폐기물 처리설비 구매비용, 처리비용, 수송비용 및 처분비용이 달라지므로 이들에 대한 전반적인 경제성 검토가 필요하다.

당사에서는 평가대상 폐기물에 대해 다양한 방사성폐기물 처리설비를 접목시켜 설비 구매부터 폐기물 처분까지의 전체 단계에 걸친 평가가 가능한 경제성 평가 프로그램(RACE2010)을 개발하였다. 또한, RACE2010은 평가 대상 폐기물 및 처리 설비의 종류가 다수일 경우 각 폐기물별 어떤 설비를 적용하는 것이 경제적인지를 평가하기 위해 최적 설비 조합 계산도 가능하다.

원자력발전소에서 발생되는 습식 고체방사성폐기물인 농축폐액과 폐수지를 대상으로 RACE2010 프로그램을 활용하여 고체방사성폐기물 처리방식에 대한 경제성평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 농축폐액

2.1.1. 농축폐액 처리방식

농축폐액 처리방식으로 다음의 3가지 방안에 대해 경제성평가를 수행하였다.

- o 1 방안 : 농축폐액 건조 Bead를 폴리머로 고화하는 방안(농축폐액 폴리머고화설비 + 폐기물드럼 취급/이송 설비)
- o 2 방안 : 농축폐액 건조 Bead를 국산 고건전성용기((Polymer-Concrete(PC) HIC))로 포장하는 방안(PC HIC Capping/Grapple 장비 + 폐기물드럼 취급/이송 설비)
- o 3 방안 : 농축폐액 건조 Bead를 해외 고건전성용기(Ferrallium HIC)로 포장하는 방안(HIC Capping/Grapple 장비 + 폐기물드럼 취급/이송 설비)

2.1.2. 기본자료 및 설비자료 입력

RACE2010에 입력되는 농축폐액 처리방식별 기본입력 자료 및 설비입력 자료는 Table 1 및 Table 2와 같다.

Table 1. Basic Input Data.

법인세	인플레이션율	인건비 단가(원/hr)	전기비 (원/kWh)
0.22	0.03	12,500	60

Table 2. Concentrate Equipment Input Data.

	1 방안	2 방안	3 방안
농축폐액 건조 Bead 발생량(m^3/yr)	1.140	1.140	1.140
기기 구입비용(천원)	871,300	737,000	737,000
폴리머비용(천원/m^3)	35,293	0	0
폐기물과 폴리머 비율	0.43	0	0
연간 운전시간(hr)	6	0.33	0.33
운전 인력(man)	1	1	1
전기소모량(kW/hr)	8.2	3	3
운전기간(yr)	40	40	40
포장용기 종류	DOT-17H	PC HIC	EA-50
포장용기 단가(천원)	820	11,000	153,656
포장용기 내적(m^3)	0.187	0.818	1.144
포장용기 수량	6.10	1.39	1.00

2.1.3. 농축폐액 처리방식 경제성평가 결과

각 처리방식에 대한 최종 경제성을 비교하기 위해서 기자재 구입비, 처리비, 처분비를 현가(Present Worth Cost)화시켜 비용평가를 하였으며, 폐기물드럼 발생 장소가 지정되지 않았으므로 수송비는 제외하였다. 농축폐액 처리방식에 대한 각 방안별 경제성평가 결과는 Table 3과 같다.

Table 3. Concentrate Process Evaluation Results.

단위 : 백만원

	1 방안	2 방안	3 방안
기기 구입비용	871.3	737	737
기기 구입비용 현가	**1,096.7**	**927.7**	**927.7**
폴리머 비용	17.3	0	0
설비 전기사용 비용	3.0E-3	6.0E-5	3.0E-5
설비 운전비용주)	0	0	0
포장용기 비용	5.0	15.3	153.1
연간 처리비용	**22.3**	**15.3**	**153.1**
연간 처분 비용	31.6	39.9	27.7
총 연간 비용	**53.9**	**55.2**	**180.9**
총 연간 비용 현가	1,402	1,435	4,702
총 현가	**2,499**	**2,363**	**5,630**

주. 200리터 드럼에 폴리머를 주입, 포장하거나 HIC에 포장하는 작업시간이 짧아 각 방안별 운전비용 차이는 미미함.

2.2 폐수지

2.2.1. 폐수지 처리방식

폐수지 처리방식으로 다음의 3가지 방안에 대해 경제성평가를 수행하였다.

- o 1 방안 : 폐수지를 탈수처리 후 폴리머로 고화하는 방안(폐수지 폴리머고화설비)
- o 2 방안 : 폐수지를 탈수/건조 후 국산 고건전성용기(PC HIC)로 포장하는 방안(폐수지건조설비)
- o 3 방안 : 폐수지를 탈수/건조 후 해외 고건전성용기(Ferrallium HIC)로 포장하는 방안(폐수지건조설비)

2.2.2. 기본자료 및 설비자료 입력

RACE2010에 입력되는 폐수지 처리방식별 기본 입력자료 및 설비입력 자료는 Table 1 및 Table 4와 같다.

Table 4. Spent Resin Equipment Input Data.

	1 방안	2 방안	3 방안
폐수지 발생량(m^3/yr)	27.1	27.1	27.1
기기 구입비용(천원)	494,000	322,700	322,700
폴리머 비용(천원/m^3)	35,293	0	0
폐기물과 폴리머 비율	0.44	0	0
연간 운전시간(hr)	176	272	192
운전 인력(man)	1	1	1
전기소모량(kW/hr)	8.4	41.7	41.7
운전기간(yr)	40	40	40
포장용기 종류	1,400 L Drum	PC HIC	EA-50
포장용기 단가(천원)	6,100	11,000	153,656
포장용기 내적(m^3)	1.274	0.818	1.144
포장용기 수량	21.27	33.13	23.69

2.2.3. 폐수지 처리방식 경제성평가 결과

각 처리방식에 대한 최종 경제성을 비교하기 위해서 기자재 구입비, 처리비, 처분비를 현가(Present Worth Cost)화시켜 비용평가를 하였으며, 폐기물드럼 발생 장소가 지정되지 않았으므로 수송비는 제외하였다. 폐수지 처리방식에 대한 각 방안별 경제성평가 결과는 Table 5와 같다.

Table 5. Spent Resin Process Evaluation Results.

단위 : 백만원

	1 방안	2 방안	3 방안
기기 구입비용	494.0	322.7	322.7
기기 구입비용 현가	**621.8**	**406.2**	**406.2**
폴리머 비용	420.8	0	0
설비 전기사용 비용	8.9E-2	6.8E-1	4.8E-1
설비 운전비용	2.2	3.4	2.4
포장용기 비용	129.8	364.4	3,640.0
연간 처리비용	**552.9**	**368.5**	**3,642.8**
연간 처분 비용	814.0	948.0	659.4
총 연간 비용	**1,366.8**	**1,316.5**	**4,302.1**
총 연간 비용 현가	35,538	34,229	111,856
총 현가	**36,160**	**34,635**	**112,262**

3. 결론

RACE2010 프로그램을 활용하여 농축폐액 및 폐수지 처리방식에 대한 경제성평가를 수행한 결과 농축폐액 건조 Bead는 국산 고건전성용기로 포장하고, 폐수지는 탈수/건조 후 국산 고건전성용기에 포장하는 "2 방안"이 경제성 관점에서 가장 우수한 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 기술개발보고서, 방사성폐기물계통 안전화 및 감용방안 조사 및 경제성 평가방법 검토, 한국전력기술(주), 2010.12.

[2] 지식경제부고시 제2008-227호, 방사성폐기물 관리비용 및 사용후핵연료관리부담금 등의 산정기준에 관한 규정, 2008. 12.

칼슘필터를 이용한 텔루륨의 포집특성

신진명, 박장진, 이재원, 나상호, 김영자, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 파이로 공정의 전처리공정으로서 고온 휘발성 산화 공정 개발연구가 활발히 수행되고 있다. 고온 휘발성 산화 공정은 Cs, Tc, I, Ru, Mo, Te, Se, Sb, H-3, Kr, Xe 같은 고방사능, 고방열 및 장수명 핵종 등의 핵분열 생성물을 사전에 효율적으로 제거할 수 있어 후속공정인 전해환원공정 및 염폐기물 처리공정 등에서 이들을 처리해야하는 부담을 경감시킬 수 있다[1].

고온 휘발성 산화공정 중 휘발되는 이들 핵종 중의 하나인 Te은 파이로공정 중 전해환원 공정의 전극 방해 핵종으로서 이의 선제거가 반드시 필요하다. 사용핵연료 내에서 텔루륨은 세슘과 반응하여 $Cs_2Te(s)$, $Cs_2TeO_3(s)$로 지르코늄과 반응하여 $Zr_3Te(s)$로 존재한다고 알려져 있다[2-4]. 열처리시 Cs_2Te은 $Cs_2Te(g)$로 휘발되지 않고 $Cs(g)$ 과 $Te_2(g)$ 로 분해되어 휘발된다고 알려져 있다[5]. 미국 INL에서 발표한 DEOX 공정시 발생되는 텔루륨 핵종의 제거율은 500 ℃부터 950 ℃ 범위에서 24 ~ 55% 이었다.

KAERI에서는 고온산화 공정 중 휘발이 예상되는 MoO_3, Tc_2O_7, RuO_4, Te_2, Sb_2O_3 등 산화물을 각각 안정한 화합물로 전환시킬 수 있는 Ca-based 필터를 개발하였다. $CaTeO_3$(1067℃(m.p))는 텔루륨은 순수한 텔루륨 산화물(TeO_2 : 733℃(m.p))에 비하여 열적으로 안정한 화합물이다. 위의 사실에 착안하여 텔루륨 가스 처리에 적합한지에 대한 칼슘필터의 적용성 검토가 필요하다.

이 연구의 목적은 칼슘필터와 텔루륨의 포집특성을 이해하여 칼슘 필터를 텔루륨 가스 처리에 적용하는 것이다. 따라서. 이를 위해 칼슘필터에 포집되는 텔루륨의 포집량 별 상분석 및 열적 안정성을 분석하는 기초 연구가 수행되었다. 또한 포집실험은 배기체 처리시스템에서 7.6 torr 진공하 칼슘필터를 이용하여 800℃에서 수행하였다. 그리고 이에 대한 포집 특성은 포집 전·후의 무게, XRD, SEM-EDX, ICP를 사용하여 질량변화, 미세구조의 변화 및 성분분석 등을 측정하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

칼슘필터에 포집되는 텔루륨의 포집량별 상분석을 분석하기 위해서 Alumina crucible(10 ml) 내에 TeO_2 0.125g부터 3.75g까지 시약을 넣은 후 용기내부에 칼슘필터(18mm(O.D) X 10mm(H)) 2단을 장착한 후 공기분위기하 800℃에서 2시간 및 1000℃에서 5시간 포집하였다. 텔루륨 포집 후에 나타나는 칼슘필터의 결정구조를 분석하기 위해서 0.05 부터 0.55 g-Te/g-filer까지의 필터를 X-선 회절 분석기(X-ray Diffractometer)로 분석하였다. 또한 이들의 열적안정성을 분석하기 위해서 열중량분석기(Thermo Gravimetric Analyzer, (Cahn TG -171)를 이용하여 텔루륨이 포집된 필터를 800℃, 1000℃ 및 1200에서 각 2시간씩 유지시켜 이의 중량감소를 분석하였다.

Off-gas Trapping System(OTS)를 이용하여 진공분위기하 칼슘필터를 이용하여 텔루륨 포집실험을 수행하였다. OTS 장치의 설계기준은 pyroprocessing 공정의 기준 핵연료인 PWR (초기농도 : 4.5 wt.%, 연소도 : 45,000 MWd/tU, 냉각기간: 5년)로서 1 bactch 기준은 200 gHM 이었다. 기체상 텔루륨의 공급원은 사용후핵연료 200 g에 존재하는 Te의 양을 기준으로 하였다. 실험은 alumina crucible(50 ml) 내에 TeO_2 0.16g 을 넣은 후 voloxidizer 내부에 이를 장입하였다. 그런 다음 칼슘필터(18mm (O.D) X 10mm(H)) 10단을 장착한 포집 zone이 800℃에 도달되도록 한 후 6.5시간 유지시켰다. 마지막으로 포집 zone이 800℃에 도달된 것을 확인하고, voloxidizer의 온도가 1.5시간 동안 1200℃에 도달되도록 한 후 5시간 유지시켰다. 또한 voloxidizer의 온도가 500℃로 상승하는 동시에 vacuum 펌프를 가동하여 7.6 torr의 진공을 유지하였다.

2.2 실험결과

텔루륨 포집량 0.05부터 0.55 g-Te/g-filer까지의 필터를 X-선 회절 분석한 결과는 Fig. 1에 나

타난 바와 같이 포집량 0.06 g-Te/g-filer의 경우는 Mg_3TeO_6 상으로, 그리고 0.11 g-Te/g-filer의 경우는 $CaTeO_3$ 상 및 Mg_3TeO_6 상으로 나타났다. 포집량이 0.24 g-Te/g-filer의 경우는 $CaTeO_3$ 상 및 Ca_2TeO_5 상으로 나타났고 포집량이 증가할수록 $CaTeO_3$ 상보다 Ca_2TeO_5 상이 발달되는 경향을 보였다. 포집량 0.11 g-Te/g-filer를 1000℃에서 2시간 열중량 분석한 결과 필터의 무게 감소는 없었고 1200℃에서 2시간 열중량 분석한 결과 필터의 무게 감소는 약 4.3 wt.% 이었다. 따라서 칼슘필터에 포집된 텔루륨은 1000℃의 온도에서도 열적 안정성을 유지함을 확인할 수 있었다.

포집실험 종료 후 텔루륨의 휘발율은 약 99.9%이었다. 7.6 torr하 텔루륨 포집 후 칼슘필터 1단 및 2단의 표면의 색은 연녹색으로 나타났다. Fig. 2는 텔루륨 포집 후 칼슘 필터의 무게 변화량을 나타낸 것으로 필터의 무게증가는 5단까지 나타났다. 무게분석 결과 텔루륨의 포집효율은 99.9이었다. 또한 필터 1단을 XRD 분석한 결과 텔루륨은 $CaTeO_3$ 및 Mg_3TeO_6 상으로 포집되었다.

3. 결론

칼슘필터를 이용하여 포집량별 상변화, 열적안정성 및 7.6 torr의 진공하 텔루륨의 포집 실험이 수행되었다. 그 결과 텔루륨 포집량이 증가할수록 $CaTeO_3$ 상보다 Ca_2TeO_5 상이 발달되는 경향을 보였다. 포집량 0.11 g-Te/g-filer를 1000℃에서 2시간 열중량 분석한 결과 열적 안정성을 유지하였다. 진공조건하 칼슘필터를 이용하여 텔루륨이 필터 5단 내에서 99.9%이상 포집되었다. 따라서 현재 고도 휘발성 산화공정으로부터 휘발되는 텔루륨을 포집하는 방법으로 칼슘필터의 적용가능성을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] J. J. Park, J. M. Shin, G. I. Park, J. W. Lee1, J. W. Lee2 and K. C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.

[2] H. KLEYKAMP, "The Chemical State of the Fission Products in Oxide Fuels at Different Stages of the Nuclear Fuel Cycle", Nucl. Tech., 80, p.412-422, 1988.

[3] E. H. P. Cordfunke and R. J. M. Konings, "Chemical Interactions in Water-Cooled Nuclear Fuel: A Thermodynamic Approach", J. Nucl. Mat., 152, p.301-309, 1988.

[4] J. Mcfarlane and J. C. Leblanc, "Fission-Product Tellurium and Cesium Telluride Chemistry Revisited", AECL-11333, 1996.

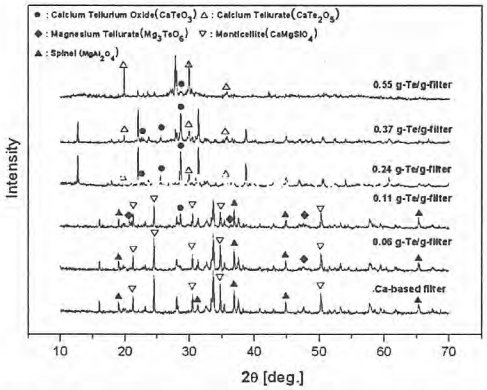


Fig. 1. XRD patterns of calcium-based filters at different cesium trappping quantities.

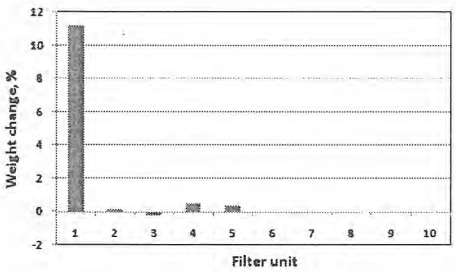


Fig. 2. Weight measurements of filter sampled for the test.

고효율 필터의 용융시 방사성핵종 및 중금속의 거동 모사조건 해석 - HEPA 필터의 열역학적 모델 분석

이석철, 윤인호, 최왕규, 양희철, 이준엽, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
chol618@kaeri.re.kr

1. 서 론

HEPA 필터는 일반산업체의 폐기물 소각, 용융, 제강 등의 공조시스템과 반도체 제조공정과 의료분야에서 크린 룸 (clean-room) 등 산업 전반에 걸쳐 넓게 사용되고 있다. 이들 공정 중에 HEPA 필터는 중금속으로 오염되었고 대부분 지정폐기물로 처리하고 있다. 원자력 연구원 내 연구시설(연구용 원자로, 우라늄 변환시설, 조사후 시험시설, 조사재 시험시설 등)에서 현재까지 발생된 HEPA 필터 폐기물이 발생되어 방사성 폐기물 저장고에 약 1500 드럼이 저장되어 있다. 특히 사용 후 핵연료를 취급하는 DFDF Dupic Fuel Demonstration Facility) 과 조사후 시험 시설의 공정 중 발생된 HEPA 필터는 고방사성 물질로 오염되어 폐기물이 발생하고 있다. 또한 가동 중인 원자력 발전소에서 연간 약 3000 개, 한전 원자력 연료 주식회사(KNF)에서 연간 약 900 개의 폐기물 HEPA 필터가 발생한다. 국내 핵연료 주기 연구개발을 통해 발생되는 폐기물 관리에 대한 효율성 및 안정성을 위해서 HEPA 필터 폐기물 처리기술 개발은 필수적이다. HEPA 필터 폐기물 열적 처리는 저방사성 폐기물에 대해 일부 수행되고 있으나, 국내 기술기반이 매우 취약한 상태이다. 본 논문에서는 HEPA 필터 폐기물의 고온 용융시 HEPA 필터내 핵종 및 중금속의 휘발성 평가 분석하였다.

2. 방법 및 결과

2.1. 열역학적 모델 분석 방법

주요 HEPA 필터의 성분을 XRD 로 분석하였고 성분표를 이용하여 HSC Chemistry 5.11 (Calculation of Equlibrium Compositon v 5.1 Copyright Outokumpu Research Oy, Pori, Finland, A. Roine, 1974-2002)을 사용하였다. Table 1에서는 HEPA 필터의 유리섬유의 성분을 분석하였다. SiO_2 가 55 % 이상 존재하며 Al_2O_3 와 Na_2O, CaO 가 각각 10% 정도 존재하는 것으로 나타났다.

Table 2.1.1. HEPA filter Glass Fiber (wt%).

	Chemical composition (wt%)
SiO_2	56.7
Al_2O_3	11.6
Na_2O	10.1
CaO	9.95
BaO	3.95
K_2O	3.06
ZnO	3.02

	mol	Weight(g)
ZnO	0.01537	1.245
PbO	0.00483	1.077
SrO	0.01224	1.273
CrO_3	0.01308	1.308
$Co(NO_3)6H_2O$	0.01697	4.939
$CsNO_3$	0.00752	1.467

Table 2.1.2. Considered chemical species in the model calculation.

	Considered chemical species in the model calculation
SiO_2	Si, Si_3N_4, Si_2N_2O, SiO_2
Al_2O_3	Al_5CO_2, AlN, AlO, Al_2O_3, Al_2SiO_5
Na_2O	Na, NaN_3, $NaNO_2$, $NaNO_3$, NaO_2, Na_2O, Na_2O_2, Na_2SiO_3
CaO	Ca, $CaAl_2$, $CaAl_2O_4$, Ca_3N_2, $Ca(NO_3)_2$, CaO, CaO_2, CaSi, Ca_2Si, $CaSiO_3$, Ca_3SiO_5, $Ca_3Si_2O_7$, CaZn, $CaZn_2$
$CsNO_3$	$CsNO_2$, $CsNO_3$, $CsNO_2(g)$, CsNO(g), CsO(g), Cs_2O, Cs(g), $CsNO_3(g)$

2.2. 분석

HSC의 그래프 분석 결과 HEPA 필터의 SiO_2, Al_2O_3, Na_2O, CaO, BaO, K_2O 그리고 ZnO 를 주요성분으로 공기와 용융시 fig.2.2.1 그래프를 나타냈다. $Cs{\cdot}SiO_2$, $Cs_2O{\cdot}Al_2O_5 2SiO_2$ 는 실험에 포함시키지 않았다.

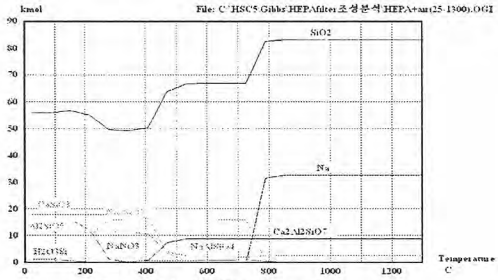


Fig. 2.2.1. HEPA filter & air.

HEPA 필터를 공기중 노출시켜 용융시 주요물질인 SiO_2, Al_2O_3, Na_2O, CaO 등 안정된 물질로 남아있었다.

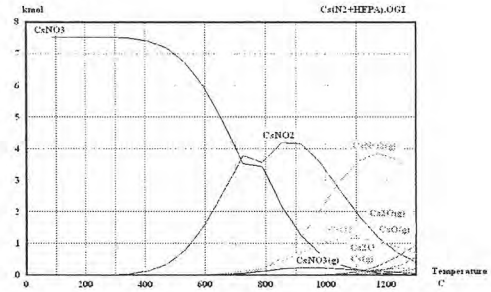


Fig. 2.2.2. $CsNO_3$.

$CsNO_3$ 가 500 ℃ 에서 급격하게 줄어든다. $CsNO_3(g)$ 와 Cs(OH)(g) 가 발생하여 휘발하기 때문인 것으로 나타났다. $CsNO_3$ 의 경우 휘발을 막기 위한 additive가 필요하다.

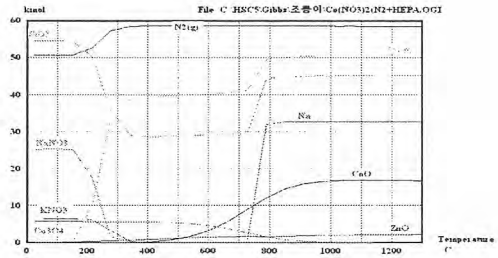


Fig. 2.2.3. $CoNO_3$.

$CoNO_3$ 와 HEPA 필터 용융시 Co_3O_4 가 생성되나 400 ℃ 전에 사라지며 안정된 물질로 잔류한다.

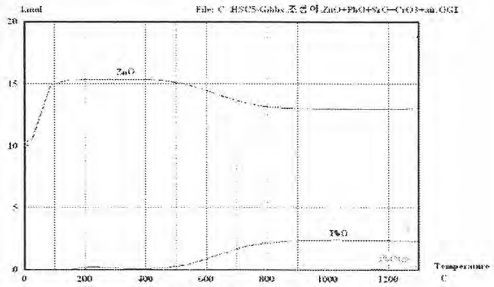


Fig. 2.2.4. ZnO, PbO, SrO, CrO_3

주요 중금속의 공기중 휘발성 모델 실험 결과 PbO 는 150 ℃ 에서 증가함을 볼 수 있다. 하지만 휘발하지 않기 때문에 HEPA 필터를 용융시 안정한 물질로 남아있을 것으로 추정된다. 1130 ℃에서 PbO(g) 가 발생 하는걸 볼 수 있다. HEPA 필터의 용융은 900℃ 미만에서 이루어지기 때문에 별도의 포집장치가 필요치 않다.

3. 결론

- HEPA filter media의 주성분은 유리화에 적합한 물질로 구성되어 있고 용융시 중금속 및 핵종과의 낮은 휘발성을 가지고 있는 것으로 나타났다.
- 주요 중금속 Pb, Zn, Sr, Cr 경우 HEPA 필터 용융시 휘발이 거의 일어나지 않는다. 그러나 방사성핵종 Cs 의 경우 400 ℃에서 휘발하기 시작하기 때문에 휘발을 막기 위한 additive가 필요하다.
- 중금속 및 주요 핵종 휘발 문제를 해결하면 최대 감용/감중 효과을 얻을 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 교육과학기술부의 한국과학재단 원자력 연구개발 사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Ji, Y. Y., Hong, D. S., Kang, I. S and Shon, J. S. : Current Status of the Spent Filter Waste and Consideration of Its Treatment Method in KAERI, J. of the Korean Radioactive Waste society, 5(3) 257-266 (2007).

마이크로버블을 이용한 제염장치의 버블 특성 및 제염장치 응용

전종선, 이상헌, 이상철, 장미숙, 김위수, 한병섭
(주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328
nunki@enesys.co.kr

1. 서론

마이크로버블이용 기술은 화학약품사용을 최소화하는 친환경기술 산업분야로 활용분야가 빠르게 확산되고 있다. 이런 기술적 특징을 활용하여 마이크로버블을 이용하여 폐기물 제염 시 2차 폐기물의 발생을 최소화하는 제염장치를 개발하고자 한다. 국내 및 해외에서도 마이크로버블을 활용한 제염기술은 초기단계이며 일반적으로 제염하기는 어려우나 마이크로버블 특성을 적용하여 제염이 가능한 방사성오염물을 대상으로 제염장치를 개발하였다. 기술 개발을 위해서는 마이크로버블 발생장치, 세정조와 산액관, 세정액의 오염물질을 제거하는 여과장치, 세정액 pH 조절장치 및 오존발생장치 등 구성하여 마이크로버블 제염장치를 개발하였다. 위와 같은 구성으로 제작된 마이크로버블 제염장치의 기본적인 마이크로버블의 물리적 특성을 확인하였고 방사성오염물에 대해 예비제염실험을 수행하여 제염가능성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 마이크로버블 제염장치 개발

2.1.1 마이크로버블 발생부

본 연구에서 사용한 마이크로버블 발생장치는 고속선회방식으로서 유량 1.5 m^3/hr, 총 수두 90 m, 3450 rpm 및 2.2 kw의 성능을 보이는 입형다단펌프를 이용하여 마이크로버블을 생성한다. 이 때 20 L/min 의 유속으로 버블수를 생성하며, 분당 2 L 이하의 기체를 주입(펌프 수차 1회전 당 0.58 ml 기체 주입)하여 용액에 혼합하여 버블을 생성한다.

2.1.2 제염장치 구성

마이크로버블 발생부, 세정조 및 세정용액 냉각기, 세정액 순환부로 분리하여 구성하였다. 300 L 용량의 316 SUS 재질의 세정조를 중심으로 주변에 마이크로버블 발생부와 세정액 순환부를 장착하였다. 마이크로버블 발생부 상단에 약품주입탱크를 부착하여 세정액의 pH를 조절할 수 있게 하였다. 세정액 순환부에 250 L/min 용량의 순환펌프, 혼합수지와 마이크로필터를 구성하여 세정액 순환하면서 이물질을 정화하고 마이크로버블 발생부와 동시에 운전할 수 있다. 산화력 강화를 위하여 2 L/min의 용량을 가지는 오존발생장치를 부착하여 제염성능을 강화하였다.

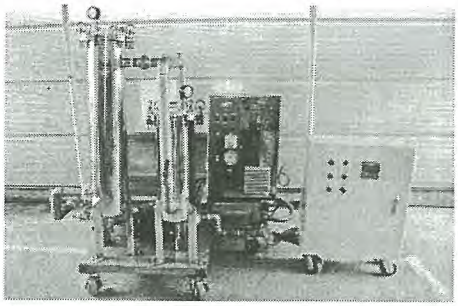


Fig. 1. Manufactured micro-bubble decontamination system. (Decontamination capacity: 300 L).

2.2 마이크로버블 특성

2.2.1 마이크로버블 크기

개발장치에서 발생하는 마이크로버블 크기를 확인하기 위하여 Laser Trac PC 2400D 입자계수기를 사용하였고 Flotation process evaluation method로 버블의 크기분포를 확인하였다. 총 버블 발생량의 93%가 1 - 10 μm 범위 내에서 발생하였다.

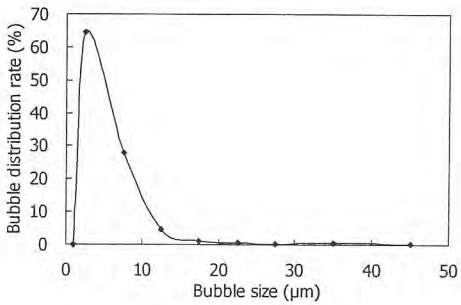


Fig. 2. Bubble size distribution.

2.2.2 마이크로버블 상승속도

혼탁한 버블수 원기둥이 투명한 정제수로 변화할 때 소요되는 시간을 이용하여 상승속도를 확인하였다. 36 cm 유리관에서 190초가 소요되어 마이크로버블 이동에 따른 상승속도는 1.9 mm/sec (25℃)로 확인하였다.

2.2.3 마이크로버블 제타포텐셜

마이크로버블 주변의 제타포텐셜은 Otsuka ELS -Z 장비를 이용하여 측정하였다. 버블 특성으로 인해 장비 측정셀 부근에 정체되어 제타포텐셜 평균값이 높아졌다. 특정값을 제외한 나머지 측정값은 -30 mV 이하였고 평균 측정값은 -20.9 mV 였다.

2.3 방사성오염물 예비 제염실험

원자력시설에서의 발생하는 C-14을 제거하기 위해서 사용되는 활성탄의 제염을 위해서 마이크로버블 제염법을 적용하였다. 미세한 마이크로버블의 붕괴에너지를 이용하여 활성탄 표면의 미세틈새에 흡착되어 있는 C-14을 제거하고자 하였다.

2.3.1 활성탄 내의 C-14 제거 시험

200 g 정도의 활성탄 시료를 마이크로버블 제염장치내 마이크로버블 세정액에 담근 후 일정한 속도로 회전, 혼합하였다. 제염시간대별로 제염 후 C-14 농도변화를 확인하였다.

실험조건으로 마이크로버블 제염시간은 1시간 및 10시간을 수행하였고 세정액량은 30 L를 사용하였다. 그림 3와 같은 방법으로 활성탄 내 C-14을 제거하는 제염과정을 수행하였다.

상온에서 마이크로버블에 활성탄을 혼합 및 순환하는 방법으로 제염하여 표 1과 같이 초기농도 대비 최대 제염율은 33%, 제염계수는 1.5 정도로 활성탄 내 C-14이 제염되는 것을 확인하였다.

Table 1. Decontamination factor of activated charcoal.

No.	Radioactivity (Bq/g)	Decontamination factor
Blank	10.7	-
A*	9.7	1.1
B**	7.2	1.5

* : 1 hour cleaning results

** : 10 hour cleaning results

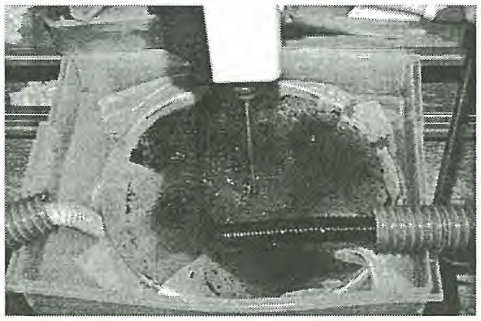


Fig. 3. Decontamination process of charcoal used microbubble generator.

3. 결론

마이크로버블 제염장치의 설계 및 제작하였으며, 제작된 마이크로버블 제염장치의 마이크로버블 물리적인 특성을 확인하였다. 방사성물질 예비 제염실험 결과, 실험조건에 따라 초기농도 대비 최대 33%의 제염율을 확인하였다.

예비 제염시험을 보완하여 모의 방사성 물질 및 실험조건 변화 등의 다양하고 반복적인 실험을 통하여 제염성능을 향상시키고 제염장치의 정확한 제염효율을 확인하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 기술혁신사업 중 원자력발전기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다. (No. 2009T100100645)

5. 참고문헌

[1] Joo Young Park, Yong Ju Choi, Seheum Moon, Do Yun Shin, Kyoungphile Nam, Journal of Hazardous Materials, 163, p761-767, 2009/7, "Microbubble suspension as a carrier of oxygen and acclimated bacteria for phenanthrene biodegradation".

[2] 방사성 토양 및 콘크리트 제염을 위한 pilot 규모 전기화학세정장치 개발, KAERI/RR-3052/2009.

우라늄 함유 석회침전물로부터 우라늄 회수

정동용, 최은경, 양한범, 이일희, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ndychung@kaeri.re.kr

1. 서 론

본 연구원에서는 1980년대에 우라늄변환 시설을 운영한 바 있다. 이때 발생되는 우라늄 폐액은 산과 알카리, 염 등은 물론 많은 양의 금속이온들을 포함하고 있다. 우라늄 함유 액체 폐기물 처리를 위해 소석회를 첨가하여 폐액 중 우라늄을 침전시켰다. 이때 U과 공존하는 다른 금속이온들도 대부분 함께 공침전하게 된다. 본 연구원 우라늄 변환 시설 운영 중에 발생된 석회침전폐기물들은 연구원내 약 474 드럼 보관되어 있다. 석회침전물 내 U함량은 약 11~18 % (건조된 시료 기준) 정도로 본 연구원의 폐기물저장고에 저장되어 있다.

석회침전폐기물은 방사성폐기물로서 최종 처분하여야 하는 대상이다. 그러나 석회침전물들 중 일부는 우라늄 농도가 다소 높아 처분하기에 적합하지 않아 우라늄 농도를 줄일 필요가 있고 또한 경제적 가치가 높은 우라늄을 회수하여 재활용하는 것이 유용할 것이다. 본 연구팀에서는 최근 탄산염 용액 계를 이용하여 사용후핵연료를 대상으로 우라늄의 선택적 용해-침출 침전 기술을 이용하는 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching) 공정을 개발한 바 있다.[1] COL 기술에서는 탄산염-과산화수소 용액 계를 사용하여 대부분의 금속 산화물은 불용해 상태를 유지하며 우라늄 산화물만을 선택적으로 용해하고, 용해된 우라늄은 최종 UO_4 형태로 고순도 침전 회수하며, 사용된 탄산염은 salt-free한 방법으로 처리를 하여 2차 폐기물의 발생이 없이 재순환하는 것을 특징으로 한다.

본 연구에서는 우라늄 및 여러 기타 금속원소들이 함유된 석회침전물로부터 탄산염 용액계를 이용하여 우라늄을 선택적으로 용해 침출시키고 과산화수소 첨가와 pH 조절에 의한 UO_4 침전법을 사용하여 우라늄을 회수하는 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

저장된 석회침전물들 중 2개(K1, K2)를 실험을 위해 대표적으로 채취하여 사용하였다. 탄산수소나트륨, 질산, 과산화수소 등은 시약급을 사용하였다. 실험은 비이커에 담겨있는 탄산용액에 우라늄 석회침전물 분말을 첨가한 후 비이커에서 교반하면서 용해시켰다. 시간에 따라 시료 채취하면서 용액 중 U 농도를 분석하였다. 용해 후에는 고액 분리하고 건조하여 무게를 측정하여 고체 잔류율을 계산하였고 기타원소들의 농도를 측정하였다. 우라늄 침전은 용액에 과산화수소를 첨가한 후 질산을 첨가하면서 용액의 pH를 감소시킴에 의해 발생하였다.

용액 중 우라늄 농도는 Arsenazo III 시약을 사용하는 비색법을 사용하여 분석하였고, 수용상의 원소들 농도는 ICP-AES (Inductively Coupled Plasma Spectrometer)와 AAS(Atomic absorption spectrometer)를 이용하여 분석하였다.

석회침전물 고체시료 내 원소들의 함량 조사를 위해 Energy Dispersive X-Ray Fluorescence Spectrometer (ED-XRF, Thermo Scientific, Quant'X)의 Fundamental Parameter (FP) 분석법을 수행하였다.

또한 고체 시료중 U의 절대함량 비율은 천연우라늄 UO_2 를 표준물질로 하여 γ선 방사능을 측정한 후 일정 무게의 시료를 측정함에 의해 구하였다.

2.2 결과

Fig. 1.은 석회침전물 2가지 시료에 대한 ED-XRF와 우라늄 방사능 분석결과로 부터 주요 원소들의 함유율은 K1의 경우 U 11.4 %, Ca 13.58%, 7.67%, Si 1.42%, Na 1.01% 정도이고 기타 Al, Na, Mg, Mn, 원소 들이 약간씩 포함되어 있었다. K2 시료의 경우 U 18.2%, Fe 7.64%, Si 5.27%, Ca 3.98%, Na 0.97%, Al 1.35%, K 1.23% 정도이고 기타 Zn, Mg 원소 등이 약간씩 나머지 대부분은 C, H, O, N 등으로 이루어진 염성분들이다.

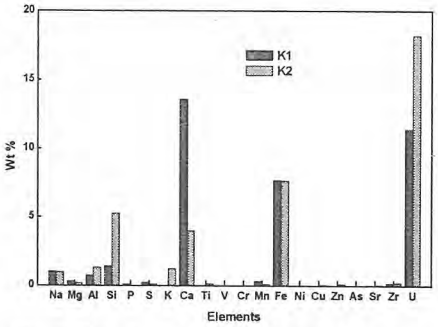


Fig. 1. Chemical composition of lime sludge.

Fig. 2는 Fig. 1과 같은 조성을 갖는 석회침전물 K1 시료 1g을 0.5M $NaHCO_3$ 용액 30ml에 넣고 상온, 40℃, 55℃에서 교반하면서 시간에 따른 우라늄 농도 변화를 나타낸 것이다. 용해 전 탄산용액의 pH는 8.2 였으나 석회침전물의 용해 후 용액의 pH는 8.6 정도로 증가하였다. 용해시 우라늄농도는 수 시간 내에 최대값으로 약 2,500ppm이 되었고 시간 증가에 따른 추가적인 용해는 일어나지 않았다. 우라늄은 탄산염 용액에서 아래 반응식 (1)과 같이 UO_2^{2+} 이온은 탄산이온과 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$의 uranyl tricarbonato complex를 형성한다.

$$UO_2^{2+} + 3CO_3^{2-} \leftrightarrow UO_2(CO_3)_3^{4-} \quad (1)$$

우라늄 외 다른 원소들의 용해는 Mg이 약 65ppm으로 약간 용해되었고 Al, Ca, Cr, Mo 등의 원소들은 5ppm 이하로 용해됨을 확인하였다.

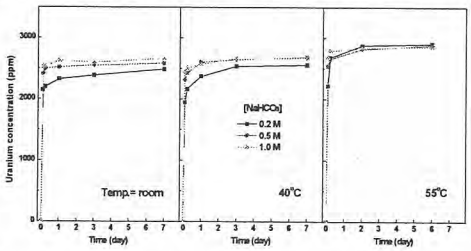


Fig. 2. Uranium concentration with time for a dissolution of K1 lime sludge in a $NaHCO_3$ solution at various temperature.

한편 용해된 U에 과산화수소를 넣고 질산을 사용하여 용액의 pH를 3.5로 조정하면 U의 99.9% 이상이 Uranium peroxide로 침전이 되는 것을 확인 할 수 있다. Fig. 3.은 pH에 따른 U 농도 변화와 침전율을 나타낸 것이다. U 탄산용액에 과산화수소를 첨가하면 uranyl tricarbonato complex $UO_2(CO_3)_3^{4-}$가 H_2O_2와 반응하여 uranyl peroxocarbonato complex $UO_2(O_2)CO_3)_3^{4-}$를 형성하고[2] pH를 감소시키면 uranyl tricarbonato complex로부터 탄산이온이 떨어져 나가고 UO_4 침전이 발생하게 된다. 침전된 시료를 건조시킨 후에 얻어진 XRD 결과는 $UO_4 \cdot 2H_2O$ 형태의 metastudtite로 분석되었다.

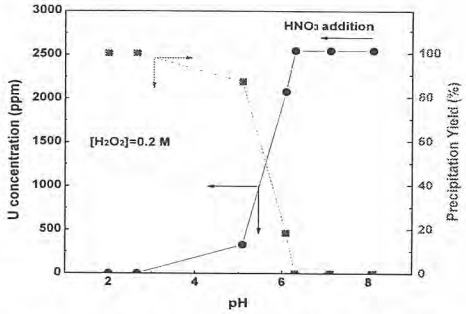


Fig. 3. Precipitatuin yield of uranium and change of the uranium concentration according to pH adjustment in the solution.

3. 결론

석회침전물로부터 탄산염 용액을 사용하여 85% 이상의 우라늄을 용해시킬 수 있었으며, 또한 용해액으로부터 과산화수소의 첨가와 pH 조절에 의한 UO_4 침전법을 통해 우라늄의 99.9% 이상을 회수할 수 있음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] Kim, K. W., Chung, D. Y., Yang, H. B., Lim, J. K., Lee, E. H., Song, K. C. and Song, K. S.: *Nucl. Technol.* **166**, 170-179 (2009).

[2] Peper, S.M. et al., Ind. Eng. Chem. Res., 43, 8188 (2004).

[3] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술표회 논문요약집, pp.239-239 (2011).

우라늄함유 TBP 유기폐액 수증기개질공정 동역학적 모델연구

양희철, 최왕규, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhcyang@kaeri.re.kr

1. 개 요

방사성핵종과 유해중금속 또는 유해한 유기성분을 포함하는 유기혼성폐기물의 분해처리기술로 수증기개질(steam reforming) 공정이 그 효율성과 적용성이 가장 우수한 것으로 평가되고 있다[1]. 본 연구에서는 한국원자력연구원 발생 알파핵종함유 유기혼성폐기물인 우라늄함유 TBP 유기폐액의 분해처리를 위한 수증기개질공정 요소 단위장치(key unit process)인 수증기개질반응기(steam reforming reactor)내에서의 TBP-dodecane 열분해 가스의 분해반응에 대한 동역학적 모델연구를 수행하였다. 우라늄-질산-TBP 복합체 ($UO_2(NO_3)_2(TBP)_2$)의 Pyrolysis-GC/MS 분석결과에 의한 열분해 발생 주요 유기성분의 수증기 개질 반응기내 조업조건 변화에 따른 유기성분의 분해특성에 대한 동역학적 모델연구를 수행하여 적정 조건을 도출함으로서 벤치규모 수증기개질 조합계통 개발을 위한 설계 자료를 구축하고자 하였다.

2. 방법 및 결과

2.1. 동역학적 모델

한국원자력연구원에서 개발하는 TBP 유기폐액의 수증기개질 공정은 미국, 독일 및 일본 열분해/수증기개질공정의 문제점인 부식성 인산의 휘발 및 공정배관내 침적을 억제하기 위하여 인산의 휘발이 일어나지 않는 약 400C 이하의 온도에 열분해하고 열분해 가스를 수증기개질 처리하는 공정이다. 따라서 Dodecane, TBP 및 복합체 ($UO_2(NO_3)_2(TBP)_2$)가 혼합되어 있는 대상 유기폐액의 저온 열분해가스인 Butadiene ($CH_2CHCHCH_2$)과와 Butane (C_4H_8) 및 NOx 가 수증기 개질반응기로 유입된다. Fig.1 에 시간당 1kg/h 처리용량의 열분해 반응기에서의 Mass balance와 이에 따른 수증기개질공정 동역학적 모델의 입력조건 및 고찰하고자하는 공정 변수에 대해 나타내었다. 1 kg/h 용량 벤치규모 수증기개질 공정으로 수증기개질반응기를 Plug-flow reactor로 가정하여 화학반응기 상용 전산 프로그램인 CHEMKIN R4.1을 사용하여 반응기 내경 10cm 조건에서 반응기 길의 변화, 즉 체류시간의 변화와 반응기 온도와 및 과잉수증기의 공급량 변화에 따른 열분해 가스의 수증기개질 반응 특성 변화를 고찰하였다.

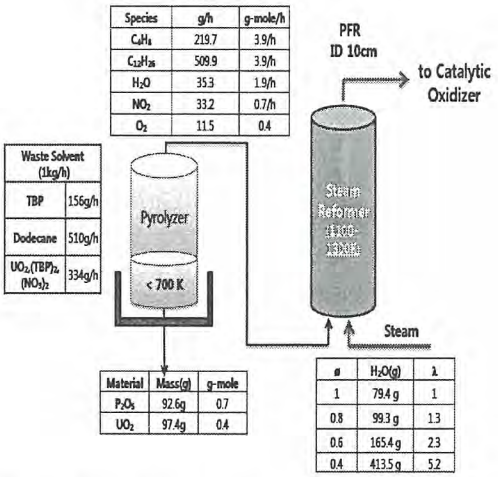


Fig. 1. Mass balance of pyrolysis of waste TBP solvents and conditions of steam reforming reactor kinetic modelling.

2.2. 동역학적 모델 계산 결과

Equivalence ratio (Φ)의 범위 1-0.4 (당량수증기비 1-5.2)에서 반응기내 체류시간의 변화를 Fig. 2에 나타내었다. 수증기개질 반응기(ID=10cm, L=30cm)의 운전 온도변화 (700-1300K)의 변화에 따라 반응기내 체류시간은 Equivalence ratio (Φ)가 1일 때 (수증기 당량비 λ=1) 경우에는 1.2-0.5 범위에 있으나 개질반응효율 증대를 위하여 수증기의 공급량을 크게 늘릴 경우 체류시간이 크게 감소함으로 개질반응의 효율을 오히려 저하시킬 수 있으므로 적절한 범위의 수증기 공급비율을 정해야 함을 알 수 있다.

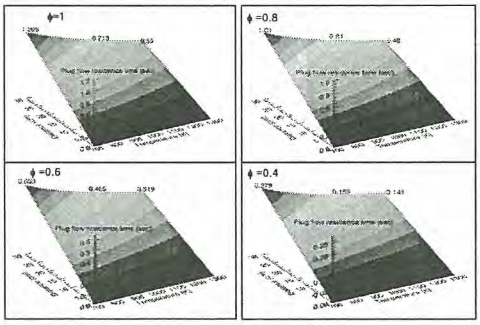


Fig. 2. Gas residence time in the steam reforming reactor, as a function temperature and reactor length.

수증기개질 반응기의 온도 및 수증기 공급비의 변화에 따른 반응기내 미연소 탄화수소의 농도 변화를 Fig. 3에 나타내었다. 과잉공기비의 변화에 따른 미연소 탄화수소 농도의 변화는 크기 않으나 반응기의 온도가 미치는 영향은 상대적으로 큰 것을 알 수 있다.

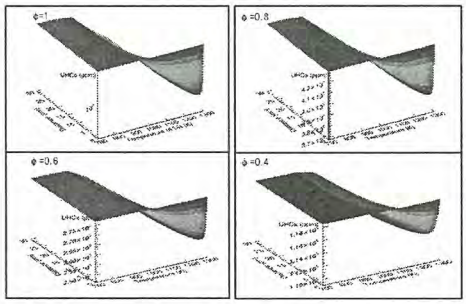


Fig. 3. UHCs(Unburned Hydrocarbons) concentration in the steam reforming reactor, as a function temperature and reactor length.

수증기개질 반응기의 온도 및 수증기 공급비의 변화에 따른 출구 미연소가스 성분별 농도비를 Fig. 4에 나타내었다. TBP 열분해가스의 주성분이 C4H8를 완전히 분해하기 위해서는 반응기의 온도를 1100K 이상으로 유지해야 함을 알 수 있다. 1100K 이상에서 수증기개질 가스의 주성분은 H_2와 CH_4, C_2H_4 및 C_2H_2, C_3H_6이며 φ=1-0.6 조건에서는 1200K이상의 고온에서 벤젠이 합성되어 배출된다.

이러한 결과로부터 적정 수증기 개질 반응기의 온도는 1100-1200 K가 적절하며 과잉수증기는 Φ=0.6, 즉 수증기를 당량 수증기의 230% 정도로 공급하는 것이 수증기개질 효율을 높이고 난분해성 유해성 탄화수소의 생성을 억제할 수 있다는 것을 알 수 있다.

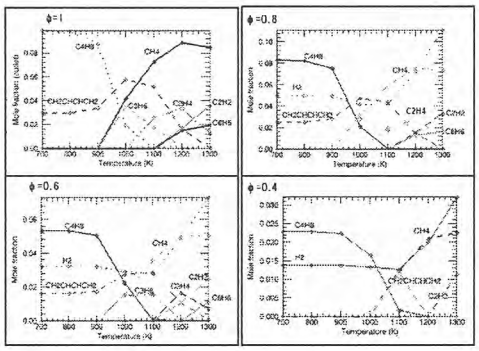


Fig. 4. UHCs (Unburned Hydrocarbons) concentration in the steam reforming reactor outlet gas, as a function temperature.

3. 결론

열분해가스의 주성분인 C_4H_8 및 $CH_2CHCHCH_2$의 수증기 개질에 의한 분해반응은 1100 K이상에서 활발히 일어나며 1200 K 이상의 고온에서는 C_6H_6 와 같은 난분해성 유해유기물이 재합성된다. 따라서 수증기개질반응기의 적정온도범위는 1100-1200K이며 이 온도범위에 산화용 수증기의 공급율이 Φ=1-0.6 (λ=2.3) 정도 일 때 효율이 우수하며 이 때 수증기개질공정 발생가스의 주성분은 CH_4, H_2, C_2H_4, C_3H_6이다. 따라서 이러한 혼합 유기성가스에 대한 완전산화 분해처리공정이 수증기개질 반응이 후단에 연결되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 지원한 원자력 연구개발사업으로 수행되었습니다.

방사성오염토양의 생물학적 복원에서 미생물 종류가 제염효율에 미치는 영향

박혜민, 김계남, 손동빈, 김완석, 김기홍, 이건우, 이기원, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
hyempark@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 오염토양은 원자력시설 주변 지하에 매설된 폐액저장 탱크 및 연결 관들의 노화로 인한 방사성폐액의 누출과 예기치 못하게 발생하는 오염사고로 인해 발생되고 있다. 기존 토양오염복원 공정으로 토양세척 (soil washing) 기법이 효과적인 정화방식으로 제시되었으나 세척폐액과 같은 2차 오염물질을 발생하는 단점이 있으며 동전기 방법은 처리효율이 높은 편이지만 운전비용이 높은 문제점이 있다. 미생물학적 토양복원 기술은 고가의 장치 제작이 필요 없고, 저렴한 비용으로 다량의 오염물질을 제거할 수 있는 방법이다. 오염토양의 생물학적 복원을 위해서 오염물질 제거에 적합한 미생물 선정 및 생장률 향상을 위한 효소 주입 비, pH. 온도 등의 영향 파악을 위한 연구가 필요하다. 본 연구는 생물학적 방사성 오염토양 복원 방법에서 주입 미생물이 오염토양 복원에 미치는 영향을 파악하고자 하였다.

2. 본론

실험에 사용한 방사성 오염토양은 원자력 연구원 내의 방사성폐기물 저장고에 저장중인 코발트와 세슘오염토양을 사용하였다. 생물제염에 있어서 미생물의 영향을 관찰하기 위해 *Deinococcus radiodurans, Achromobacter, Stenotrophomonas sp., Citrobactor*의 배양액을 반응기에 주입하였다. *Deinococcus radiodurans*는 호극성 미생물로 치명적인 수준의 방사선이나 온도, 수분의 결핍이나 유전자 독성 화학물질의 노출에도 영향을 받지 않고 생존할 수 있는 미생물로서 최근 이 균을 이용한 중금속 등의 제거에 관한 연구가 수행되고 있다. *Achromobacter, Stenotrophomonas sp., Citrobactor* 등의 미생물은 biosorption 기능을 가진 미생물로 알려져 있는데, biosorption은 금속 혹은 유해 독성 물질이 녹아있는 용액에서 생물의 흡착 성질을 이용하여 제거하는 기술로 미생물을 이용하여 중금속을 선택적으로 분리하여 산업 폐기물에서 중금속의 제거와 고가금속의 회수, 토양에서 오염물질의 제거 등에 이용된다. 따라서 이와 같은 미생물을 반응기에 주입하여 생물학적 제염 실험을 수행하였으며, 각 미생물들의 제염 효과를 분석하였다.

500 mL 비이커를 반응기로 하여 오염토양 200 g과 토양 무게 대비 1%의 biopenatron을 주입하였다. 미생물 배양 촉진 효소인 biopenatron은 M사에서 제공받아 사용 하였다. 반응기에 각 미생물 배양액 10%를 주입하고, 혼합을 위해 각 반응기에 물 200 g을 첨가하여 섞어 주었다. 생물학적 반응은 25 ℃, 150 rpm 교반 조건의 shaking incubator에서 미생물 배양 실험을 수행하였다. 반응 기간 동안 일정한 간격으로 토양 시료 20 g을 채취하여 200 mesh 체 (sieve)에 놓고, 증류수를 사용하여 세척하여 방사성 물질을 포함한 미생물이 물과 함께 제거되게 하였다. 반응기에서의 미생물 사멸 등을 우려하여 2주 간격으로 미생물 배양액과 biopenatron을 추가 주입 하였고, 대조군으로 미생물을 첨가하지 않고 물과 오염토양만 섞어 반응시킨 토양을 세척하여 잔류 방사성 농도를 측정하였다. 토양 시료의 코발트와 세슘 농도는 오염토양을 건조한 후 20 g을 계측 용기에 담아 MCA(Multi-Channel Analyzer)를 이용하여 측정하였다. 반응 시료의 pH 측정은 pH meter (HI 8014, HANNA instruments)를 사용하여 측정하였다.

반응 60일 경과 후 미생물 종류에 따른 제염효과를 아래 Fig. 1과 Fig. 2에 나타내었다. Fig. 1에 나타난 바와 같이 *deinococcus radiodurans* 주입 토양의 경우 초기 코발트 농도 202.4 Bq/kg에서 71.92 Bq/kg로 약 71.9 % 제염되었고 biosorption 기능을 가진 미생물 *Achromobacter*주입 토양은 234 Bq/kg 에서 37.95 Bq/kg로 약 85.8 % 제염되었다. *Stenotrophomonas sp., Citrobactor*는 각

187.4 Bq/kg에서 65.3 Bq/kg로 65.2%, 182 Bq/kg에서 65.4 Bq/kg로 65.4 % 제염된 것으로 나타났다. 세슘의 농도 변화는 *deinococcus radiodurans* 주입 토양의 경우 초기 세슘 농도 211.13 Bq/kg에서 186.4 Bq/kg으로 약 13.3 % 제염되었고, *Stenotrophomonas sp.*, *Citrobactor*는 각 150.2 Bq/kg에서 121.4 Bq/kg로 19.2 %, 187.6 Bq/kg에서 148.6 Bq/kg로 20 % 제염되었다.

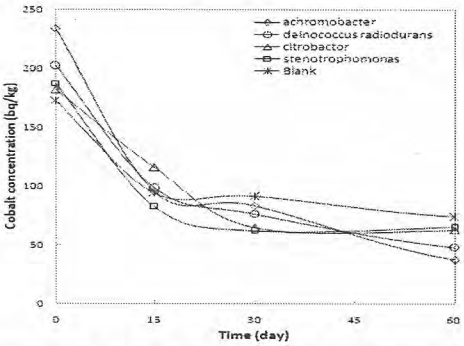


Fig. 1. 반응시간에 따른 방사능 오염토양 중 코발트 농도의 변화.

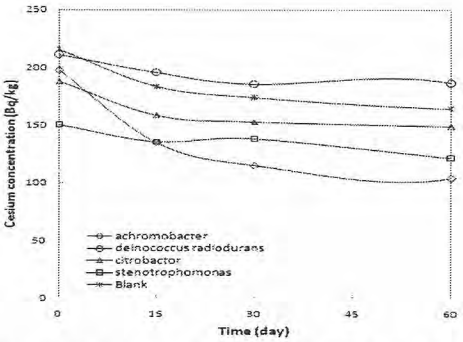


Fig. 2. 반응시간에 따른 방사능 오염토양 중 세슘 농도의 변화.

눈에 띄는 점은 *Achromobacter* 주입 토양의 경우 초기 농도 197.6 Bq/kg에서 104 Bq/kg 로 약 47.4% 제염 되는 것으로 나타났다. 또한 반응 경과 시간에 따라 제염 효율이 점점 향상되어 세슘 제염에 효과가 있는 것으로 판단된다. 대조군으로 미생물을 첨가하지 않고 물과 오염토양만 섞어 반응시킨 세척토양의 방사능 농도 측정결과 코발트의 경우 초기 농도 대비 약 56%, 세슘 23.6 % 제염 되는 것으로 나타났다. 이러한 결과는 반응 후 미생물 분리하는 세척과정에서 미세토에 흡착된 오염물질이 제거된 것으로 사료된다. 따라서 세슘 제염에 있어서 *deinococcus radiodurans*, *Stenotrophomonas sp.*, *Citrobactor*의 주입 영향은 미비한 것으로 판단되며 토양 세척에 의한 오염물질 농도 감소로 판단된다. 본 결과를 통하여 방사능 오염 토양의 생물학적 복원 공정에 있어서 유효한 미생물은 *Achromobacter*로 판단된다.

3. 결론

생물학적 방사성 오염토양 복원 방법에서 주입 미생물이 오염토양 복원에 미치는 영향을 파악하기위한 실험을 수행하였다. 방사능으로 오염된 토양에 *Deinococcus radiodurans*, *Achromobacter*, *Stenotrophomonas sp.*, *Citrobactor* 미생물 배양액을 주입하여 제염효율을 분석한 결과 *Achromobacter* 미생물 배양액을 주입할 경우 코발트 초기농도 234 Bq/kg 에서 37.95 Bq/kg로 약 85.8 %, 세슘 초기농도 197.6 Bq/kg에서 104 Bq/kg 로 약 47.4% 제염 되는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 김계남, 정윤호, 이정준, 문제권, 정종헌, 정운수, 방사성오염토양 제염을 위한 동전기세정장치 개발, *방사성폐기물학회지*, 6(1),p.1-9, 2008.

[2] 김성민, 장암, 이종운, 최희철, 김경웅, 김인수, 철산화균의 생물학적 침출을 이용한 함우라늄 흑색세일로 부터의 우라늄 제거, *대한환경공학회지*, 24(12), p. 2129-2138, 2002.

[3] A. J. Francis, Bioremediation of radionuclide and toxic metal contaminated soils and wastes, *Environ, Sci. Technol.*, 32(24), p.3993-3998, 1998.

[4] D. R. Lovley, E. J. P. Phillips, Bioremediation of uranium contamination with enzymatic uranium reduction, *Environ. Sci. Technol.* 12(11), p.2228-2234, 1992.

[5] Hassan Brim, Sara C. McFarlan, James K. Fredrickson, Kenneth W. Minton, Min Zhai, Lawrence P. Wackett, Michael J. Daly, Engineering Deinococcus radiodurans for metal remediation in radioactive mixed waste environments, *nature biothchnology*, 18, p. 85-90, 2000.

Waste Form Canister 충격흡수부의 거동연구

김기영, 전재언, 최우석, 서기석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045 번지
kimky@kaeri.re.kr

1. 서론

Waste Form Canister는 저장시설 내에서 단독으로 움직이며 외부로 이송할 경우 운반 Cask에 담겨 이송된다. 저장시설내에서는 저장실린더에 쌓아 보관하며 이때 저장실린더에 장입하는 운반 크레인의 사고로 Canister가 낙하하는 사고를 가정하여 본 연구를 진행하였다.

2. 본론

2.1 시험모델

Waste Form Canister가 저장되는 중간저장시설의 설비가 확정되지 않은 상황에서 사고시 낙하 높이를 가늠할 수가 없다. 그러나 보수적인 관점에서 B형 운반용기의 사고 낙하 높이인 9m 를 가정하여 연구를 수행하였다.

시험에 사용된 모델은 '주름형'충격흡수부를 가진 운반용기이며 이 모델은 4가지 모델 중 가장 충격흡수 능력이 뛰어난 모델로 확인된 모델이다 [1]. Fig. 1 은 본 연구에 사용된 시험모델의 모습을 나타내고 있으며 용기 하단부에 '주름형'충격흡수부가 설치된 모습을 볼 수 있다.

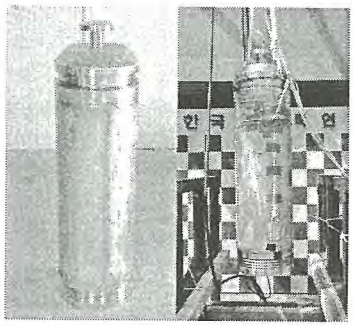


Fig. 1. 낙하모델과 센서부착 모습.

시험모델은 stainless steel의 일종인 SUS304 재질이며 두께는 8 t 이다. 400 kg의 Dummy weight 를 포함하여 총중량은 504kg 이다.

2.2 9 m 자유낙하

낙하시험은 호이스트를 이용하여 시험모델을 9 m 높이까지 들어올린 다음 유압 릴리즈 장치를 이용하여 바닥면으로 자유낙하시키는 방식으로 진행된다. 데이터 측정을 위하여 하단부에 8개의 스트레인 게이지를 부착하였으며 상단에는 가속도 센서를 설치하였다. 선행된 전산해석을 통하여 응력이 가장 큰 부분을 선정하여 스트레인 게이지를 부착하였다. 그 위치는 충격흡수부와 몸체가 연결되는 부분이며 연결부위를 중심으로 위쪽에 4개, 아래쪽에 4개의 스트레인 게이지를 부착하였다.

2.3 낙하시험 결과

낙하시험 후 외형상의 변형을 살펴보았다. 해석결과와 마찬가지로 하단부의 충격흡수부에서 가장 큰 변형이 생겼으며 몸체부위에서도 약간의 버클링현상이 일어났다. Fig. 2 는 시험 전후 충격흡수부의 변형된 수치를 보여주고 있다. Table.1 에 각 부위별 변형된 수치를 나타내었다.

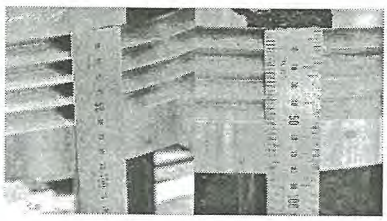


Fig. 2. 시험 전후 충격흡수부 변형.

Table 1. 시험 전·후 변형된 수치.

주름 부위 (위쪽부터)	시험 전 [mm]	시험 후 [mm]	변형량 [mm]
1단	15	10	-5
2단	15	12.5	-2.5
3단	15	15	0
4단	15	14	-1
전체	60	51.5	-8.5

3. 결과비교

3.1 가속도 비교

낙하시험에서 취득된 가속도와 전산해석을 통해 취득된 가속도를 비교 분석하였다. Fig. 3에 가속도 시간이력을 비교하여 나타내었다.

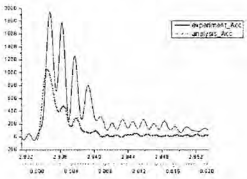


Fig. 3. 가속도 시간이력 비교.

가속도의 크기는 해석이 시험보다 작게 나왔으며, 가속도의 형상 및 지속시간은 해석과 시험이 비교적 잘 일치함을 확인하였다.

3.2 변형률 비교

낙하시험에서 취득된 변형률과 전산해석을 통해 취득된 변형률을 비교 분석하였다. Fig. 4와 Fig. 5에 스트레인 비교 그래프를 나타내었다.

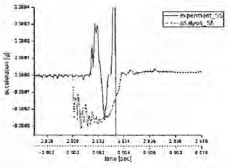


Fig. 4. strain #5 비교.

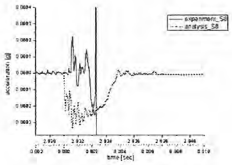


Fig. 5. strain #8 비교.

시험모델의 과도한 소성변형으로 인해 변형률 데이터의 후반에 오류가 발생하였다. 그러나 오류가 발생하기 전 데이터는 정상적으로 취득된 데이터 이다. 취득된 데이터를 해석과 비교하였으며 변형률 수치가 유사함을 확인하였다.

3.3 변형량 비교

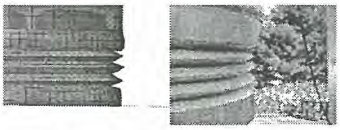


Fig. 6. 충격흡수부 변형량 비교.

해석에서는 원주방향으로 동일한 변형과 응력이 발생하였으나 시험에서는 270°방향에 편중되어 변형이 발생하였다. 그러나 변형된 수치를 비교한 결과 대부분 동일한 양상을 보였다. 시험과 해석의 비교에서는 부분적인 차이를 보이지만 전체 양상에서는 동일한 경향을 보였다. 시험후 측정한 주름부위의 치수 변화와 전산해석 결과를 Table. 2에 정리하였다.

Table 2. 시험·해석 수치비교.

주름 부위 (위쪽부터)	초기값 [mm]	시험결과 [mm]	해석결과 [mm]
1단	15	10	7.11
2단	15	12.5	16.44
3단	15	15	21.07
4단	15	14	11.67
전체	60	51.5	56.58

4. 결론

본 연구는 기존의 해석을 통하여 결정된 충격흡수부 모델을 가지고 실제 시험을 하였으며 그 결과를 해석결과와 비교 검토 하였다.

1) 가속도의 경향이 일치함을 확인하였으며 해석이 955.2 g , 시험이 1937 g 로 나타났다.
2) 해석에서는 정확한 자세로 낙하하므로 캐니스터의 원주방향으로 동일한 변형을 일으키나, 시험에서는 270 °방향에 편중되어 변형이 발생하였다. 그로 인해 한 쪽은 강한 변형과로 인해 순간적으로 인장이 발생하는 경향을 보이기도 하나 전체적인 경향은 유사함을 알 수 있었다.
3) 시험 후반부에서 변형률 센서의 과도한 소성변형으로 인해 데이터의 소실이 발생했으나 유의미한 구간에서의 변형률 최대값은 해석 데이터와 매우 유사한 값을 보이고 있었다.
4) 기존의 연구를 통해 선정한 "주름형"충격흡수부 모델을 가지고 실제 낙하시험을 수행하였으며 해석과 시험이 일치된 결과를 보이고 있었다.
5) 해석적으로 증명된 '주름형'충격흡수부모델의 흡수능력을 시험을 통하여 재확인 하였으며 이후 연구될 중간저장시설의 Waste Form Canister의 모델 선정에 주요 자료로 사용될 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었음.

6. 참고문헌

[1] 김기영, "Waste Form Canister 충격흡수부의 형상에 따른 충격거동, "방사성폐기물학회논문집, volume 8(2), pp. 353~354.

Radiochemical analysis of plutonium, americium and curium isotopes in radioactive waste samples

Myung Ho Lee, Suk Hwan Han, Se Jin Oh, Byung Chul Song, Kyuseok Song
Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 105, Yuseong, Daejeon 305-353, Korea
mhlee@kaeri.re.kr

1. Introduction

Highly radioactive wastes produced from nuclear facilities contain hazardous radionuclides such as plutonium, uranium, americium and curium. Long-lived Pu, U, Am and Cm isotopes should be isolated from such solutions before a disposal. These nuclides are alpha emitters, except for Pu-241 which is a beta emitter.

The activity concentrations of Pu-238, Pu-239,240, Am-241 and Cm-244 are determined by an alpha spectrometer (AP) after a radiochemical separation. Also, the activity concentration of Pu-241 is determined by a liquid scintillation counter (LSC). Reliable determination of the activity concentrations in the waste of the major actinide elements such as plutonium, americium and curium is necessary to classify level of a radioactive waste sample.

In this work, the Pu, Am and Cm isotopes were purified from hindrance nuclides and elements with an anion exchange resin and a TRU resin in radioactive waste samples, and the activity concentrations of the Pu, Am and Cm isotopes were determined by radiation counting methods after an alpha source preparation. Also, the activity ratios of the Pu, Am and Cm isotopes were determined by radiation counting methods and a mass spectrometric method.

2. Experimental

2.1 Pretreatment of the samples

A liquid waste sample (10 mL) leached from the radioactive sample with HNO_3 was evaporated to a dryness on a hot plate and the residue was dissolved in a concentrated nitric acid solution. To compensate for a chemical recovery, Pu-242 (0.1 Bq) and Am-243 (0.1 - 0.5 Bq), as yield tracers, were added into a sample. The residue was dissolved with 30 mL of 8 M HNO_3. The sample solution was filtered with a 0.45 m membrane filter. The oxidation state of the Pu isotopes was adjusted to a tetravalent state with 0.2 M $NaNO_2$ [1].

2.2 Separation of Pu and Am with anion exchange resin and TRU resin

The sample solution with an 8 M HNO_3 medium was passed through a pre-conditioned anion exchange resin (Bio-Rad, 100 - 200 mesh) column (inner diameter; 10 mm, resin bead length; 80 mm) with 8 M HNO_3 at a rate of 0.5 mL/minute. The column was then washed with 20 mL of 8 M HNO_3 to remove the Am and U isotopes. The effluent was evaporated to a dryness and reserved for a subsequent separation of the Am isotopes. Columns were washed with 20 mL of 9 M HCl to desorb the Th. Finally, Pu was eluted with 20 mL of 0.36 M HCl / 0.01 M HF[2], which does not form a chloride complex on the anionic exchange resin.

The TRU Spec column (bed volume; 1.3 mL, length; 2.6 cm) was used to separate Am from U, and it was conditioned with 30 mL of 2 M HNO_3. Samples were loaded onto the column followed by a washing with 20 mL of 2 M HNO3. The column was then washed with 4 mL of 9 M HCl and the Am fraction was eluted with 20 mL of 4 M HCl.

2.3 Measurement of the Pu, Am and Cm isotopes

The activity concentrations of Pu-239,240, Pu-238, Am-241 and Cm-244 were measured by an AP[3]. The measured activities for Pu-239,240, Pu-238, and Pu-241 were corrected for their chemical yield by using the observed activities of Pu-242. Also, the chemical yields for Am-241 and Cm-244 were obtained by measuring the alpha activity of Am-243, because the chemical property of the Cm isotopes was similar to that of the Am isotopes. After the α -spectrometric measurement for Pu-239,240 and Pu-238, the Pu sample coprecipitated with Nd on the membrane filter was dissolved with 10 mL of 8 M HNO_3. The dissolved solution was divided into two fractions, where one was used for measuring Pu-241 by a LSC and the other was used for measuring Pu-239, Pu-240 and Pu-241 by a TIMS / IDMS[4].

3. Results and discussion

3.1 Radiochemical separation of the Am isotopes from the interference elements

If the separated Am fraction from the radioactive waste sample contains lanthanides and Pb-210, it is necessary to remove them from the Am fraction, because lanthanides degrade the alpha spectra and Pb-210 through its grand daughter Po-210 (major α-energy; 5.30 MeV) which interferes with the measurement of Am-243 (major α-energy; 5.27 MeV), which is a yield tracer for the Am separation. Therefore, an anion exchange resin method is generally used for removing lanthanides and Pb-210 from the Am fraction. The activity concentrations and chemical recoveries of Am-241 purified with the TRU resin and the anion exchange resin were similar to those with only TRU resin. Also, the peak resolution of Am-241 (FWHM : about 43.0 keV) with the TRU resin and the anion exchange resin were similar to that with the TRU resin (FWHM : about 43.5keV). Therefore, in this study, the Am isotopes were purified with the TRU resin without using an additional anion exchange resin, thus saving on the analytical time and reducing the analytical cost.

3.2 Activity concentrations of the Pu, Am and Cm isotopes in radioactive waste samples

The activity concentrations of Pu-238, Pu-239,240, Am-241 and Cm-244 were measured by the AP as well as the activity concentrations of Pu-239 and Pu-240 were measured by the TIMS in the radioactive samples. After measuring Pu-238 and Pu-239,240 by the AP, the activity concentrations of Pu-239 and Pu-240 were measured by the TIMS and the Pu-241 were measured by the LSC. The activity concentrations of Pu-239 and Pu-240 were calculated from the atomic ratios of Pu-240/Pu-239 measured by the TIMS using the IDMS techniques. The Pu, Am and Cm isotopes in the radioactive waste samples were clearly separated from the other nuclides and elements. The activity concentrations of the Pu, Am and Cm isotopes in the radioactive waste samples were variable, depending on the origin of the radioactive waste samples.

It is interesting to compare the correlation between the radionuclides. The correlation of the Pu-238 activity concentrations with the activity concentrations of Pu-239,240 is highly significant (R = 0.957). The correlation of the Pu-238 activity concentrations with the activity concentrations of Pu-241 is, also, highly significant (R = 0.953). The correlation between the Pu-239,240 activity concentrations measured by the AP with the TIMS is highly significant (R = 0.916). The activity concentrations of the Pu-239,240 measured by the TIMS were summed by Pu-239 with Pu-240, which were measured independently by the TIMS. Also, the correlation between the activity concentrations of the Pu-241 measured by the LSC with the TIMS is highly significant (R = 0.984). The correlations of the Am-241 activity concentrations with the activity concentrations of Pu-239,240 and Pu-241 are not significant (R = 0.152 for Pu-239,240, R = 0.282 for Pu-241), even though Am-241 was produced from the decay of Pu-241. Also, no significant correlation of Am-241 activity concentrations was observed with the Pu-238 activity concentrations (R = 0.385). However, the correlation of the Am-241 activity concentrations with the Cm-244 activity concentrations is highly significant (R = 0.994).

4. Conclusion

After the Pu isotopes in the radioactive waste samples were separated from the other nuclides with an anion exchange resin, the Am isotopes were purified with a TRU resin and an anion exchange resin or a TRU resin. Activity concentrations and chemical recoveries of Am-241 purified with the TRU resin were similar to those with the TRU resin and anion exchange resin. In this study, to save on the analytical time and cost, the Am isotopes were purified with the TRU resin without using an additional anion exchange resin.

The correlation of the Pu-238 activity concentrations with the activity concentrations of Pu-239,240 and Pu-241 is highly significant. The correlations between the Pu-239,240 activity concentrations measured by AP with the TIMS, and between the activity concentrations of Pu-241 measured by the LSC with the TIMS, were found to be significant.

5. References

[1] E. A. C. Crouch, G. B. Cook, J. Inorg. Nucl. Chem. 2 (1956) 223.

[2] M. H. Lee, M. Pimpl, Appl. Radi. Isot. 50 (1999) 851.

[3] M. H. Lee, C. W. Lee, Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res. 447 (2000) 593.

[4] Y. S. Jeon, S. C. Son, J. S. Kim, Anal. Sci. Tech. (Korean) 16 (2003) 191.

방사성 폐기물 처리용 나노구조체 제조를 위한 환경친화적 주형합성방법에 관한 연구

김종윤, 윤석본, 최병선, 연제원, 송규석, 유종성*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*고려대학교, 충청남도 연기군 조치원읍 세종로 2511
kjy@kaeri.re.kr

1. 서론

1992년 계면활성제를 이용한 주형합성법에 의한 메조다공성 실리카 나노 구조체의 합성기술이 발표된 이후, 다양한 구조와 화학적 특성을 갖는 메조다공성 물질의 합성에 관한 다양한 연구가 이루어져 왔다.[1-2] 메조다공성 물질은 기공의 크기가 2nm 이상이기 때문에, 2nm 이상의 큰 외부물질을 기공 내부로 도입할 수 있다. 하지만, 기공 크기가 2nm 이하인 마이크로다공성 물질의 경우 기공의 입구를 막아 실제 응용에서 활용가능한 유효 표면적이 크게 낮아질 수 있다. 따라서, 그동안 메조다공성 물질들의 기공 모양, 크기 및 크기 분포를 제어함으로써 촉매, 필터, 연료전지, 태양전지, 광결정, 진단 조영제, 약물전달체 등 다양한 분야에서 획기적인 성능 향상에 기여해 왔다.[3-7] 또한, 방사성 폐기물 처리용 소재로서 내부 표면을 방사성 물질에 대해 친화력이 강한 유기물질로 개질한 실리카 나노구조체와 다공성 탄소 나노구조체에 관한 연구가 이루어져 왔다.

하지만, 일반적인 메조다공성 탄소의 주형합성법에서는 주형물질로 사용한 메조다공성 실리카를 에칭 용매를 사용하여 제거하는 공정이 포함되어 있다. 따라서, 본 연구에서는 경제성, 환경오염 등의 심각한 문제를 야기시킬 수 있는 주형물질을 재활용할 수 있는 환경친화적 합성공정으로서 실리카 재결정 방법을 사용하였다.

2. 본론

2.1 시약 및 합성 방법

Fig. 1에 개략적인 실리카/탄소 나노복합체의 제조 공정을 나타내었다. 4mL의 암모니아, 100mL의 에탄올, 8mL의 증류수가 포함된 혼합물에 6mL의 테트라에톡시실란(TEOS)을 투입하고 실온에서 6시간 혼합함으로써 실리카 코어를 포함하는 현탁액을 제조한다. 실리카 코어를 포함하는 상기 현탁액에 5mL의 TEOS와 2mL의 옥타데실트리메톡시실란(C18-TMS) 혼합액을 투입하고 실온에서 5시간 동안 강렬하게 혼합하고, 원심분리 후, 건조한 다음, 823K의 산소분위기 회화로에서 7시간 처리하여 코어-쉘 구조의 메조다공성 실리카를 제조한다.

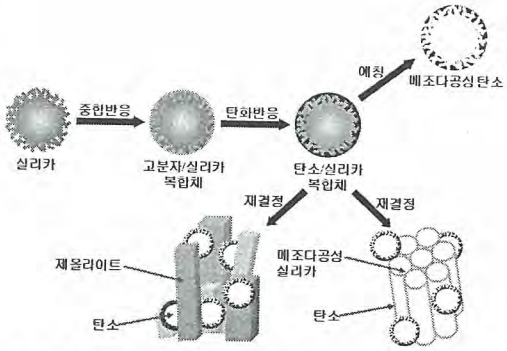


Fig. 1. Schematic diagram of environment-friendly synthetic route to the silica-carbon composite.

메조기공 내에서의 고분자 합성을 위하여 알루미늄이 침지되어 있는 코어-쉘 실리카를 이용하여 페놀 레진-실리카 복합체를 제조한다. 페놀 레진-실리카 복합체는 1173K 질소 분위기의 관형 회화로에서 7시간 처리하여 실리카-탄소 복합체를 제조한다.

실리카-탄소 복합체는 재결정 방법에 따라 마이크로다공성 제올라이트-탄소, 혹은 메조다공성 실리카-탄소 복합체를 제조할 수 있다. 테트라프로필암모늄계 화합물을 주형물질로 사용하면, 마이크로다공성 제올라이트와 메조다공성 탄소로 이루어져 있는 나노복합체를 제조할 수 있고, 헥사데실트리메틸암모늄계 화합물을 주형물질로 사용하면, 메조다공성 실리카와 메조다공성 탄소로 이루어져 있는 나노복합체를 제조할 수 있다.

2.2 물성 분석 방법

엑스선회절분석기(Rigaku Miniflex diffractometer)를 이용하여 제올라이트 입자와 규칙적 기공의 결정성을 조사하였다. 질소흡탈착분석기(Micromeritics

ASAP 2000)를 이용하여 표면적, 기공크기 및 크기 분포를 분석하였다. 입자의 모폴로지 분석을 위하여 투과전자현미경(EM 912 Omega)과 주사전자현미경(JEOL JSM-840A microscope)을 이용하였다.

2.3 실험 결과

재결정 방법에 의하여 합성한 제올라이트-탄소 나노복합체의 전자현미경 사진을 Fig. 2에 나타내었다. 코어-쉘 구조의 메조다공성 실리카 주형물질을 사용하였기 때문에 결과적으로 합성된 메조다공성 탄소의 모양은 구형으로 이루어져 있다. 고분자-실리카 복합체에서 실리카 부분이 용해작용에 의하여 녹아 나오면서 탄소 주위의 아주 밀접한 위치에서 재결정 조건에 따라 제올라이트 혹은 규칙적 메조다공성 실리카를 형성하였다. 실리카 재결정 방법에 의해 제조한 실리카-탄소 나노 복합체는 물리적 혼합에 의한 실리카-탄소 복합체보다 실리카와 탄소 사이의 혼합 균일성이 우수하기 때문에 기체흡착 성능이 보다 우수하다.

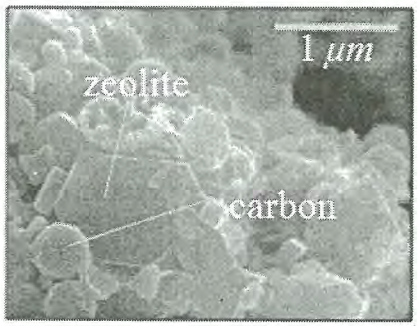


Fig. 2. Scanning electron microscopic image of the zeolite-carbon nanocomposite.

3. 결론

주형물질로 사용된 실리카를 별도의 후처리 공정을 거치지 않고, 모액을 이용하여 간단히 반응물을 첨가하여 실리카의 재결정 반응에 의해 매우 경제적으로 새로운 형태의 실리카-탄소 나노복합체를 제조하였다. 재결정에 의한 새로운 주형 합성법은 향후 방사성 폐기물 처리와 같은 산업적 응용분야에서 대량생산을 위한 지속가능한 환경친화형 공정개발에 큰 역할을 할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력기술개발사업과 방사선기술개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Nature, Vol. 359, pp. 710, 1992.
[2] J. Mater. Chem. Vol. 17, pp. 1758, 2007.
[3] J. Am. Chem. Soc. Vol. 124, pp. 9382, 2002.
[4] Microporous Mesoporous Mater. Vol. 80, pp. 195, 2005.
[5] J. Am. Chem. Soc. Vol. 129, pp. 11022, 2007.
[6] J. Am. Chem. Soc. Vol. 131, pp, 4220, 2009.
[7] Appl. Catal. B:Environ. Vol. 88, pp. 368, 2009.

Waste Form의 붕괴열에 따른 캐니스터 최대온도 평가

이주찬, 서중석, 방경식, 서기석, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
sjclee@kaeri.re.kr

1. 서 론

파이로 공정물질은 waste form 형태로 제조, 밀봉/포장하여 안전하게 저장 관리되어야 한다. Waste form의 제조 과정에서 공정물질의 loading 률은 waste form의 발생량과 처분밀도에 직접적으로 영향을 미치므로 최적의 loading률은 waste form을 안전하고 효율적으로 관리하기 위한 중요한 요소가 된다. Waste form의 단위체적 당 방사능과 붕괴열이 최적의 loading 률을 결정하는 중요한 변수가 되며, 따라서 waste form의 붕괴열에 따른 열평가가 필요하다. 본 연구에서는 파이로 공정 waste form 캐니스터의 열전달해석을 수행하여 붕괴열에 따른 캐니스터의 centerline 및 표면온도를 평가하였다.

2. 본 론

2.1 열전달 지배방정식

Waste form은 그림 1과 같이 원통형 캐니스터에 저장되며, 원통형 구조를 갖는 waste form 캐니스터에서의 열전도 지배방정식은 다음과 같이 표현된다[1].

$$\frac{\partial T}{\partial r^2}+\frac{1}{r}\frac{\partial T}{\partial r}+\frac{1}{r^2}\frac{\partial^2 T}{\partial \phi^2}+\frac{\partial^2 T}{\partial z^2}+\frac{g(r,t)}{k}=\frac{1}{\alpha}\frac{\partial T}{\partial t} \quad (1)$$

긴 원통형 좌표에서는 축방향의 열전도는 무시되고 반경 방향의 열전도만 고려된다. 또한, 열발생이 균일한 정상상태라 가정하면 $g(r,t)=g_0$, $\frac{\delta T}{\delta t}=0$ 이므로 열전도 방정식은 다음과 같이 단순화된다.

$$\frac{dT}{dr^2}+\frac{1}{r}\frac{dT}{dr}+\frac{g_0}{k}=0 \quad (2)$$

위의 식을 2번 적분하면 다음과 같이 일반해를 구할 수 있다.

$$T(r)=\frac{-g_0 r^2}{4k}+C_1\ln r+C_2 \quad (3)$$

2.2 열해석 모델링

Waste form 캐니스터의 열해석을 위한 전산프로그램은 FLUENT를 사용하였다. Waste form 캐니스터는 원통형 구조이며, 열해석 모델은 2차원 축대칭 모델을 사용하였다. 캐니스터는 일반적으로 널리 사용하는 150 리터 용량의 표준형 캐니스터로서 외경이 430 mm, 길이가 1,340 mm이며, 두께 6 mm의 스테인리스강으로 구성된다. 캐니스터에 장전되는 고화체는 glass waste form과 glass-bonded ceramic waste form을 고려하였다. Glass waste form은 용융상태의 glass를 캐니스터에 주입하여 캐니스터와 waste form 사이에 gap이 없으나 ceramic waste form 등은 ingot 상태의 waste form을 캐니스터에 장전하므로 canister와 waste form 사이에 5 mm의 gap을 고려하였다.

Waste form 캐니스터에서의 열전달 모드는 waste form을 통한 열전도, waste form과 캐니스터 내벽 사이의 공기층을 통한 대류 및 복사, 캐니스터 벽을 통한 열전도, 캐니스터 외부 표면으로부터 대기로의 대류 및 복사열전달로 구분된다. 캐니스터 주변의 대기온도는 27 ℃로 가정하였다. 캐니스터 내부의 붕괴열이 오랫동안 지속된다고 가정하여 정상상태(steady state)의 온도분포를 계산하였다. 캐니스터 1개의 붕괴열은 0.25 ~ 3.00 kW를 고려하였다.

2.3 해석결과 및 평가

Fig. 2는 붕괴열의 변화에 따른 glass 및 ceramic waste form 캐니스터의 centerline 온도와 캐니스터의 표면온도를 보여주고 있다.

캐니스터 당 붕괴열이 3 kW인 경우 glass waste form의 최대온도는 508 ℃인 반면, ceramic waste form의 최대온도는 450 ℃로 나타났다. Ceramic waste form의 경우 캐니스터와 고화체 사이에 5 mm의 air gap이 있지만 고온에서는 복사열전달 영향이 크고 glass의 열전도도가 ceramic 보다 낮기 때문에 고온에서는 glass waste form의 온도가 ceramic waste form에 비하여 높게 나타났다.

프랑스의 La-Hague의 유리고화시설은 150리터 캐니스터 이용하여 glass waste form을 포장하였으며, 캐니스터의 최대 붕괴열을 3 kW로 설정하였다. 미국 INEEL의 유리화폐기물 저장시설 타당성 분석보고서 등에 따르면 Glass 및 glass-bonded ceramic waste form의 최대온도는 glass의 전이온도인 400 ~ 500 ℃ 이내로 제한하고 있다. 붕괴열이 3 kW인 경우 glass waste form의 최대온도가 508 ℃로 계산되었으므로 최대 붕괴열은 3 kW를 넘지 않아야 한다.

본 연구에서 계산된 온도는 캐니스터가 대기중에 노출된 조건이며, 저장시설 또는 저장용기에 장전된 경우에는 캐니스터의 온도는 더 높게 상승할 것이다. 따라서 안전 여유도와 보수성을 감안하여 캐니스터의 최대 붕괴열을 2 kW로 설정하였다.

그림 3은 캐니스터의 붕괴열이 2.0, 2.5, 3.0 kW일 경우 캐니스터 표면온도에 따른 centerline의 온도를 보여주고 있다. Glass waste form의 경우 붕괴열이 2.0, 2.5, 3.0 kW에서 centerline의 온도는 canister 표면온도에 비하여 각각 194, 243, 291 ℃ 만큼 높게 나타났다. Centerline의 온도를 450 ℃로 제한하기 위한 캐니스터 표면의 온도는 붕괴열이 각각 2.0, 2.5, 3.0 kW인 경우에 236 ℃, 207 ℃, 159 ℃로 계산되었다. 따라서 붕괴열에 따른 캐니스터의 표면온도 제한치를 예측할 수 있었다.

3. 결 론

본 연구에서는 waste form 캐니스터의 붕괴열에 따른 캐니스터의 centerline 온도 및 표면온도를 평가하였다. Waste form의 제한온도를 400 ~ 500 ℃로 고려하여 캐니스터의 최대 붕괴열을 2 kW로 설정하였다. Waste form의 표면온도에 따른 centerline의 온도를 평가함으로서 붕괴열에 따른 캐니스터 표면온도 제한치를 예측할 수 있었다.

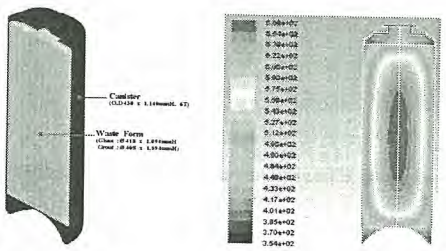
본 연구결과는 파이로 공정 waste form의 loading률 결정, 캐니스터 운반용기 또는 저장시스템의 열전달해석을 위한 기본 자료로 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 "원자력 연구개발 사업"의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Yunus A. Cengel, "Heat Transfer : A Practical Approach", 2nd Ed., Mc Graw Hill, 2003.



(a) Canister (b) Temp. contour

Fig. 1. Waste form canister & temperature.

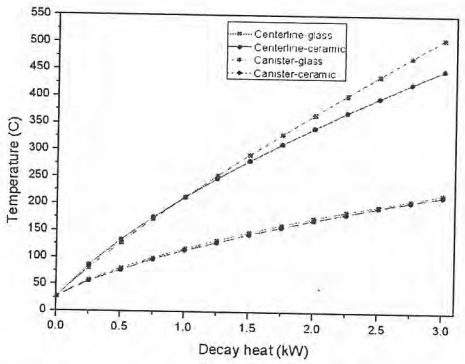


Fig. 2. Canister temperature profiles as a variation of decay heat.

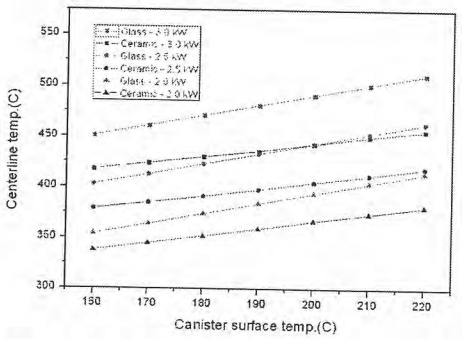


Fig. 3. Centerline temperature profiles as a variation of surface temperatures.

연구로1호기 기념관화를 위한 제염해체 계획

정경환, 홍상범, 정운수, 문제권
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
nghchung@kaeri.re.kr

1. 서론

서울 공릉동에 소재한 TRIGA Mark-II 연구용 원자로(연구로 1호기)는 1955년 제네바 국제회의에서 원자력의 평화적 이용을 목적으로 미국이 우방국에 원자로 건설을 제의함에 따라, 우리나라도 1958년 12월 General Atomic사와 도입계약을 체결, 1959년 7월에 착공하여, 1962년 3월 19일 첫 임계에 도달한 우리나라 최초의 연구용 원자로이다.

연구로1호기(TRIGA Mark-Ⅱ, 250kW)의 총운전시간은 36,535시간, 총 출력량은 3,735MWh로 33년간의 운전 실적을 기록하였다.

과학기술처(현 교육과학기술부)에서는 연구로 1, 2호기를 해체하기로 하고, 1996년 3월 원자력이용개발전문위원회에 본 계획을 보고한 바 있다. 이 보고 내용에 따르면, 연구로 2호기를 가능하면 빠른 시일 내에 제염·해체 및 철거하되, 1호기는 국내 최초의 원자로로서 교육적, 역사적 가치를 고려, 기념관화를 추진하는 것으로 되어 있다.

한국원자력연구원에서는 1996년 하반기에 연구로 1, 2호기의 제염·해체를 위한 사업계획서를 작성, 과학기술부에 제출하였으며, 1997년 1월 TRIGA 연구로 해체사업을 착수하여 1998년 1월부터 2008년 12월까지 연구로 2호기 및 주변 부대시설의 제염·해체를 수행하였다.

한편 연구로 1호기 기념관화에 따른 보존 정책이 2009년 12월 15일 향후 관리상의 안전문제로 방사성물질은 모두 제거하고 실물과 동일한 모형을 제작/설치하는 것으로 정책이 바꾸었으며, 2011년부터 기념관화를 위한 제염 해체 계획이 성안되어 수행중에 있다.

2. 본론

2.1 연구로 1호기(TRIGA Mark-II Reactor) 구조

원자로 수조(Fig.1,2.)는 내부직경이 2.0m, 깊이가 6.25m인 원통형 철제탱크로서, 탱크의 안쪽 면에는 2cm 두께의 콘크리트 모르타르가 둘러 쌓여져 있다. 5cm x 5cm 규격의 알루미늄 Channel이 Ion Chamber와 안내관(Guide Tube) 등을 고정시키기 위해 철제탱크상부에 12개의 스테인레스 스틸 볼트로 고정 설치되어 있다.

노심을 둘러싸고 있는 반사체는 내부직경이 45.7cm, 높이가 58.4cm, 두께가 30.5cm인 원통형 구조물로서 알루미늄으로 제작되었으며 그 내부에는 흑연이 채워져 있다.

회전시료조사대에는 시편의 삽입과 제거를 위해 내부직경이 3.4cm인 튜브가 약 46cm 가량 돌출되어 있다. 회전시료조사대의 구동에 필요한 스테인레스 스틸 재질의 체인 및 치차, 볼트 등이 현재 가장 심각히 방사화 되었을 것으로 추정하고 있다.

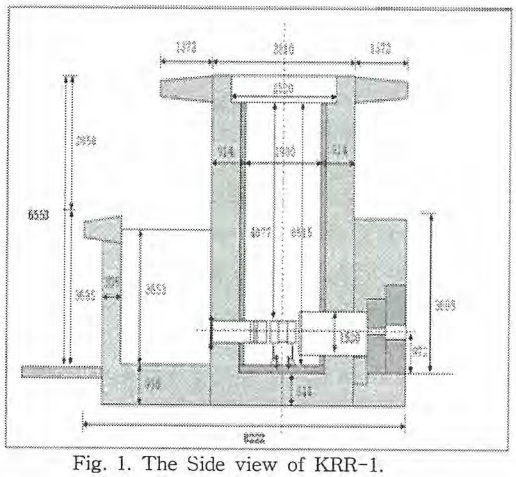


Fig. 1. The Side view of KRR-1.

연구로 1호기에는 중성자빔을 유도하기 위해 4개의 빔튜브가 설치되어 있다. 3개의 빔튜브는 원자로심 중앙에 방사상으로 설치되어 있고, 1개는 원자로심의 바깥부분과 접선방향으로 설치되어 있다. 원자로 콘크리트 차폐벽 내에는 철재 Shadow Shield(가로 101.6cm, 세로 101.6cm, 두께 10.2cm)가 설치되어 있다.

열중성자속을 이용하기 위한 Graphite Thermal Column은 가로 122cm, 세로 152 cm, 깊이 162cm 크기의 Boral-lined 알루미늄용기(두께

1.3cm)에 흑연블록(10.2cm x, 10.2cm)이 채워진 형태이며, 콘크리트 차폐벽체내에 묻혀있다.

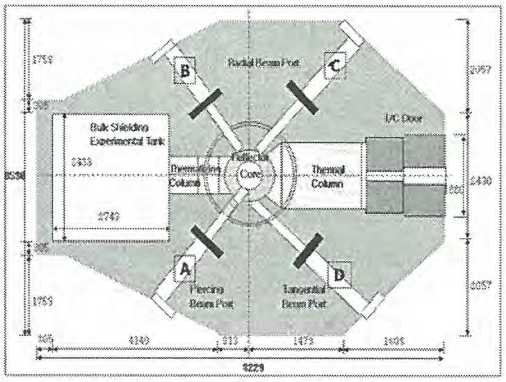


Fig. 2. The Plan view of KRR-1.

2.2 제염해체계획

연구로2호기에서 주요부분으로 로심, 회전시료 조사대, beam ports 등이 있는데, 로심 집합체는 방사능 준위가 가장 높을 뿐만 아니라, 핵연료의 지지와 동위원소 시편의 조사를 위하여 복잡한 구조로 설치되어 있다. 따라서 높은 방사능 준위를 갖고 있어 작업자의 피폭 저감을 위해 모든 작업을 수중에서 하였다. 회전시료 조사대는 Loading Tube 하단부와 Drive Assy. 하단부를 각각 절단 해체하였으며, 수중 해체장비로 해체하였다. 또한 beam ports는 국내 최초로 직경 400mm Core boring 기기를 이용하여 해체하였다. 로심은 로심지지 챤넬, Top & Bottom Grid Plat 등을 해체하고, 2개의 실린더형의 알루미늄 Shroud로 분리한 후 폐기물 저장을 위하여 세절하였다.

이들 경험을 바탕으로 연구로 1호기 제염해체는 다음과 같은 순서로 수행할 예정이다.

1. 준비작업	2. 노심내 주변물품 해체	3. 회전시료 조사대 해체
4.로심과 반사체 해체	5. Thermal Column 해체	6. Beam Ports 해체
7. 수조 Liner 해체	8. 방사화 콘크리트 해체	

2.3 폐기물관리

해체 폐기물 관리는 폐기물 관리 지침과 관리 절차에 따라 방사선 준위(농도)별 그리고 재질별로 분류하여 수집 및 저장된다. 발생된 방사성 폐기물은 방사능 준위에 따라 200L 드럼, RSR 운반 캐스크 그리고, 핵연료 운반 캐스크 등에 저장한다.

3. 결론

연구로 1호기는 기념관화에 따른 보존 정책에 따라 방사성물질을 제거하는 제염해체를 수행하는데 연구로 2호기 제염 해체 경험을 이용하여 노심의 회전시료 조사대는 해체 장비를 제작하여 그리고 로심 반사체도 컬팅 도구를 이용하여 해체할 예정이고, beam ports 역시 core boring 방법으로 해체할 예정이다. 이들은 연구로 1호기에서 가장 높은 방사능을 갖고 있어 연구로2호기 해체경험이 연구로1호기 제염 해체에 많은 역할을 하리라 기대 되며 방사선 차폐 및 해체 기술의 축적과 숙련이 기대된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, CLEANUP AND DECOMMISSIONING OF A NUCLEAR REACTOR AFTER A SEVERE ACCIDENT, Technical reports Series No. 346, IAEA, Vienna (1992).

[2] IAEA, DECOMMISSIONING OF FACILITIES FOR MINING AND MILLING OF RADIOACTIVE ORES AND CLOSEOUT OF RESIDUES, Technical reports Series No. 362, IAEA, Vienna (1994).

[3] IAEA, DECOMMISSIONING TECHNIQUES FOR RESEARCH REACTORS, Technical reports Series No. 373IAEA, Vienna (1994).

[4] IAEA, PLANNING AND MANAGEMENT FOR THE DECOMMISSIONING OF RESEARCH REACTORS AND OTHER SMALL NUCLEAR FACILITIES, Technical reports Series No. 351, IAEA, Vienna (1993).

해체작업 단위 생산성 산출을 위한 프로그램 개발

박승국, 조운형, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
skpark2@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 연구용 원자로 2호기(KRR-2)와 우라늄 변환시설(UCP, Uranium Conversion Plant)을 국내에서 최초로 해체완료 하였다. 해체활동을 통해 생산된 경험 자료와 정보는 해체정보 관리 시스템(DECOMMIS, DECOMMIssioning Information management System)[1] 을 통해 관리 해오고 있다. 이 시스템은 해체 작업 활동에 투입된 인력소요, 투입장비, 해체작업의 결과 및 방사선 안전관리 활동자료와 해체폐기물 발생, 처리 및 포장 등의 관리 자료를 입력 및 저장 관리 할 수 있도록 하였다. 또한 수명이 다한 원자력시설의 해체 계획을 수립함에 있어 대상 시설의 특성자료를 입력하고 DB구성 및 관리할 수 있는 해체시설 특성 관리시스템(DEFACS (DEcommissioning FAcility Characterization DB System)도 개발되었다. 이러한 해체 활동에서 발생한 경험적 정보 및 자료와 해체 대상 원자력시설의 특성 DB 자료를 이용하여 해체작업 단위 생산성 산출 프로그램(DEWOCS, DEcommissioning WOrk-unit productivity Calculation System)을 개발하였다. 이는 해체 정보관리 시스템(DECOMMIS)의 작업 활동 결과와 해체시설특성관리 시스템(DEFACS)의 시설 특성자료를 연산 처리하도록 설계 및 개발 되었다. 이 시스템을 통해 도출되고 평가된 자료들은 폐기물의 예측, 해체 작업의 예상 소요 시간 및 예상 비용을 평가하기 위한 해체 설계에서 필요한 가장 기초적인 해체 작업의 단위 생산성에 대한 계수를 제공하며, 적용된 결과는 추후 타 원자력시설의 해체 계획 수립 및 설계에 기본 자료로 활용될 것이다.

2. 본론

2.1 항목선정 및 코드관리 시스템

해체 작업 단위 생산성을 산출하기 위한 해체 대상 시설의 항목을 분류하고 그룹화 하였다. DECOMMIS와 DEFACS의 항목에 부여된 시설 코드, 작업코드 및 WBS코드와의 연계성을 구축하고, 평가시스템 항목에 대한 코드를 산정하였다. 항목은 선정된 4개의 해체 대상 원자력시설별로 대분류, 중분류, 소분류 그리고 세분류로 구분되었다. 대분류는 주로 건물별로, 중분류는 격실, 층 또는 독립된 건물, 소분류는 호실 또는 시스템별로 그리고 세분류는 장치류나 구조물을 대상으로 구분하여 분류하였다. 이 분류된 항목은 다시 크게 시설코드와 WBS 작업코드로 구분된다.[2] 대상시설에 대한 인력소요, 적용기술, 독립적인 활동의 평가 대상인 단위 작업 생산성 인자값을 제공하는 항목을 선정하였다. 인력소요는 전체와 작업자 특성으로 구분하였다. 작업자 특성은 해체 작업자, 제염 작업자, 방사선안전 관리자, 폐기물 관리자와 품질 관리자, specialist로 구분하였다. 적용기술은 크게 제염기술, 해체기술, 측정/감시 기술, 폐기물관리 기술 및 기타 기술로 구분되었다. 이를 다시 나누어 제염기술과 해체기술은 44개 항목, 측정/감시기술은 27개 항목, 폐기물관리 기술은 18개 항목과 기타 기술 1개 항목으로 구분되었다. 독립적인 활동은 해체 작업, 제염 작업, 방사선관리 작업, 폐기물관리 작업, 품질관리 작업, 업무개발 및 사업관리로 구분되었다. 해체 작업은 19개 항목, 제염 작업은 17개 항목, 방사선 관리 작업은 19개 항목, 폐기물관리 작업은 14개 항목, 품질관리 작업 10개 항목, 연구개발 12개 항목과 사업관리 13개 항목으로 세분화 하였다. 그 외 option 항목을 통해 다수의 독립된 해체 작업의 항목에 대해 추가로 선정하였다.

2.2 입력시스템

해체 작업 단위 생산성 산출 시스템은 해체 정보관리 시스템(DECOMMIS)과 해체 시설 특성자료 DB 시스템(DEFACS)의 입력, 저장, 관리하고 있는 해체작업 과 대상 시설의 자료를 활용하여 요구되는 작업 생산성 인자를 도출하기 위한 시스템으로 자체 입력시스템은 개발되지 않았다. 도출 요구되는 인자의 수정을 위해서는 상기 두 시스템에서 입력이 되면 자동적으로 이 시스템에서 변경된 값을 도출, 출력 할 수 있다.

2.3 출력시스템

출력시스템은 DEFACS의 시설특성 자료인 대상 시설, 구조물 및 장치류의 제원, 무게, 부피, 면적과 재질의 특성, 형태 등의 자료와 DECOMMIS의 시설 코드별, WBS코드별 입력, 저장 관리되어 온 작업인력의 투입 소요 시간, 작업 종류별 투입 소요 시간, 제염, 해체 등 단위 작업별 기술에 소요된 시간, 장비 사용 시간과 작업 종류에 따른 작업별 투입시간에 대해 요구되는 연산 처리 식에 의해 결과 값을 나타내어진다. 처리과정은 주어진 연산 조건에 의해 수행되며, 결과 값은 해당 시설 및 WBS 작업에 대해 시간/무게, 시산/부피와 시간/면적으로 표현이 된다. 이때 나타내어지는 GUI (Graphic User Interface)는 4개의 각각의 독립된 window로 표현하도록 하였다. 또한 선택된 대상시설, 장치류의 시설 특성자료와 대상시설에 적용된 각종 해체 작업 장비 및 기술의 적용예를 창의 상단에 표현하도록 하여 따로 적용기술에 대해 찾아보는 수고를 덜도록 하였다. 모든 화면 출력 값은 엑셀형태의 파일로 출력이 가능하도록 하였다. 또한 다수의 대상시설에 대한 생산성 산출 값을 한번에 표현하고자 하는 목적으로 별도의 Option 창을 설계하여 그창을 통해서 여러 대상시설에 대한 해체 작업 생산성 인자를 산출할 수 있도록 하였다.

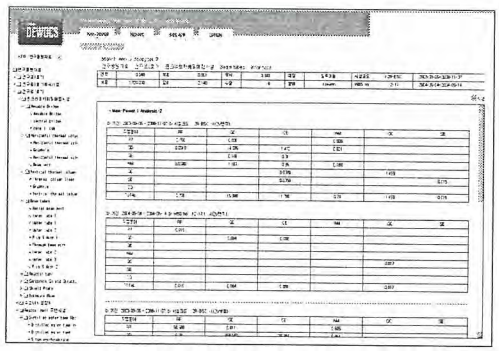


Fig. 1. 해체대상별 작업인력 소요생산성 인자 값.

그림 1에서는 선택된 해체 대상 시설에 대한 해체작업 소요 인력량에 대해 전체소요 및 작업 특성별 소요, 평가된 생산성의 도출된 인자를 보여주고 있다. 그림 2에서는 각각의 선택된 여러 개의 해체대상 활동에 대한 생산성의 도출된 인자를 나타내고 있다. 작업 특성은 제염, 해체 작업 활동, 방사선 안전관리 활동, 폐기물 처리 및 저장 관리 작업활동, 품질관리 활동 및 전문가 활용 활동 등으로 세분하여 구분하였다

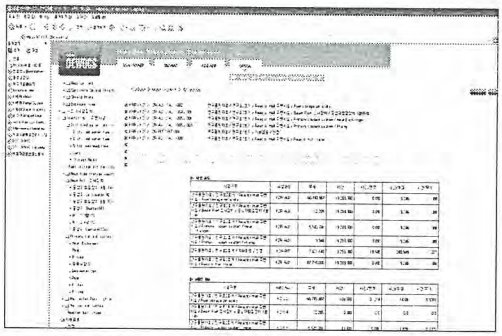


Fig. 2. 선택적 다수 해체대상별 소요생산성 인자 값.

3. 결론

이 시스템을 이용하여 해체작업의 생산성 인자를 도출하여 그 값을 추후 개발될 해체 모델링 시스템에 적용하여 종합 시스템인 해체 엔지니어링 시스템을 개발하고자 한다. 국내에서는 최초로 수행된 원자력시설의 해체 경험 활동에서 생산된 정보 및 자료를 충분히 활용한 실제의 경험 값을 산출하여 그것을 평가하고 보정하여 타 원자력시설의 해체계획 수립이나 해체 엔지니어링을 위해서 충분히 활용될 것이며 이는 국내의 해체 설계 기술에 국산화 및 저변확대에 큰 기여를 할 것이다.

4. 참고 문헌

[1] PARK, J. H., et al., Development of the Decommissioning Project Management System DECOMMIS, Rep. KAERI/TR- 3401/2007, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon (2007).

[2] PARK, S. K., JI, Y. H.,, Establishment on the classification scheme for the Evaluation System of the Decommissioning Information and Data, Rep. KAERI/TR-3996/2010, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon 2010.

Zircaloy-4 피복관의 산화특성 연구

허철민, 강권호, 이창화, 전민구, 양재환
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
rcnmini@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 재활용하기 위한 과정에서 연료봉 인출, 절단 및 탈피복 공정에서 폐 피복관(Hull)이 발생한다. 이 폐 피복관은 핵분열 생성물의 침투와 사용후핵연료로 인해 중저준위 폐기물로 처분 하기가 불가능 하다. 하지만 폐 피복관의 90 wt.% 이상을 차지하는 Zr를 회수하여 중저준위 폐기물로 처리하거나 재활용하는 방안이 제안되고 있다. Zr 회수 기술로는 화학적 반응을 이용한 염소화법, 전기화학적 반응을 이용한 전해정련법이 제안 되고 있다. 파이로 프로세스와 같은 건식 탈피복 공정에서는 산화 탈피복 공정을 거치게 된다. 700 ℃ 이상의 고온 산화특성에 대한 보고는 나와 있지만 산화 탈피복 공정 조건인 저온 산화에 대한 연구가 필요하게 되었다.[1~4] 따라서 본 연구에서는 450 ~ 700 ℃ 피복관의 산화 탈피복 공정 후 에 대한 산화특성 실험을 수행 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

피복관의 산화 실험을 하기 위해 Hull 피복관을 Box-Furnace를 이용하여 450 ~ 700 ℃ 온도 범위에서 산화에 의한 무게변화를 시간에 따라 측정 하였다. Hull은 외경 11.5 mm, 내경 10.5 mm, 높이 약 10 mm에 질량 786.03 ~ 822.01 mg으로 준비 하였고, 온도 450, 500, 600, 700 ℃, 24 시간까지 질량변화를 측정 하였다.

2.2 실험결과

산화 실험 전/후의 Hull 피복관의 형상 변화를 그림 1에 나타내었다. 산화가 많이 된 고온 (600, 700 ℃)의 경우, 표면의 색깔이 황색으로 변하는 것을 확인 할 수 있었고, 저온 산화 시료의 경우 광택이 사라지는 정도의 변화만 관찰 되었다. Zircaloy-4 피복관의 산화 메커니즘을 규명하기 위해 각 산화 온도에서의 반응 시간에 따른 질량 변화를 그림 2에 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이, 산화 온도가 증가 함에 따라 피복관의 질량 변화가 급격히 증가함을 알 수 있었다.

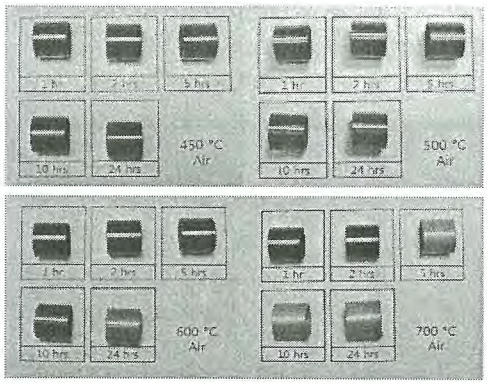


Fig. 1. Surface appearances of Zircaloy-4 Hull after the oxidation testing at the temperatures of 450 ~ 700 ℃.

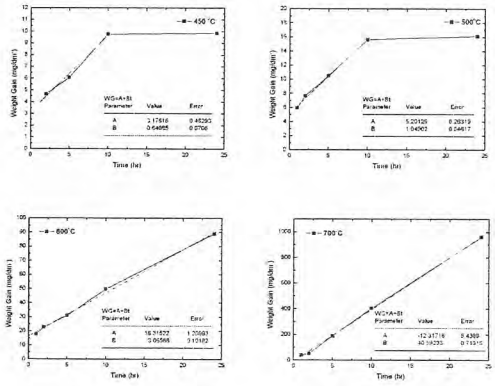


Fig. 2. Oxidation behaviors of Zircaloy-4 Hull at the temperatures of 450 ~ 700 ℃ (a: 450 ℃, b: 500 ℃, c: 600 ℃, d: 700 ℃).

위 그림 2에서 볼 수 있듯이 450 및 500 ℃에서 실험한 경우 10 시간과 24 시간 사이에 질량의 증가가 거의 나타나지 않았다. 반면, 그림에 나타낸 바와 같이 600 및 700 ℃에서 실험한 경우 24 시간까지 질량이 선형적으로 증가하는 것을 확인할 수 있었다. 이는 곧 저온 (450 - 500 ℃ 범위)에서

는 표면의 Zr이 산화된 뒤에는 ZrO_2가 passivation 역할을 하게 되어 안쪽으로의 산소 공급을 차단하고 낮은 온도로 인한 산소의 낮은 확산 속도로 인해 피복관의 산화가 늦어졌음을 나타낸다. 반면 온도를 600 ℃ 이상으로 했을 경우에는 산소의 확산이 충분히 빨라 반응이 지속된다고 예상할 수 있다. 온도 변화에 따른 실험결과를 통해 얻은 피복관의 무게 증가는 아래와 같이 나타낼 수 있다.

450°C: Weight gain= 3.18+0.647t (mg/dm^2) (1)
500°C: Weight gain= 5.20+1.05t (mg/dm^2) (2)
600°C: Weight gain= 16.3+3.07t (mg/dm^2) (3)
700°C: Weight gain= -12.3+40.6t (mg/dm^2) (4)

앞의 데이터들을 통해 피복관의 산화 반응이 0차 반응임을 확인할 수 있다. 즉, 피복관 산화 반응은 아래와 같이 나타낼 수 있다.

$$r = k(k: \text{속도상수}) \quad (5)$$

$$k = A \times e^{(\frac{-Ea}{RT})} \quad (6)$$

$$\ln k = -(\frac{Ea}{R})(\frac{1}{T}) + \ln A \quad (7)$$

(R: 기체 상수 (8.31 J/mol K), T: 절대온도 (K), A: 상수 (mg/dm^2·hr))

따라서, (ln k)와 (1/T)가 선형을 관계를 가지고, 둘 사이의 기울기를 통해 피복관 산화 반응의 활성화 에너지를 구할 수 있다. 단, 450 도 및 500도에서의 결과에서는 24 시간의 결과가 선형적인 관계를 나타내지 않기 때문에 앞의 그림 2에서 볼 수 있듯이 24 시간에서의 결과는 제외하고 fitting한 결과를 이용하여 속도 상수를 구하였다. 이렇게 얻어진 (ln k)와 (1000/T)의 관계를 아래 그림 3에 나타내었다.

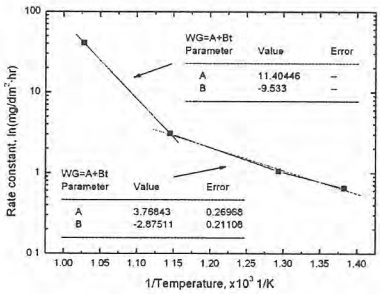


Fig. 3. Oxidation rate constant of Zircaloy-4 with temperature.

3. 결론

위의 그림 3에서 나타낸 것처럼 4개의 온도에서 실험한 반응 속도가 선형적인 관계를 나타내지 않았다. 즉, 450, 500, 600 ℃에서의 결과가 선형적인 결과를 나타내었고, 600 ℃와 700 ℃에서의 결과가 선형적인 결과를 나타내었는데, 이는 앞에서 언급한 저온에서의 피복관 산화 속도와 밀접한 연관이 있을 것으로 예상된다. 그림 3에서 구한 각 영역에서의 기울기를 통해 구한 활성화 에너지는, 450, 500, 600 ℃의 실험 결과 경우 23.9 kJ/mol 이었고, 600 및 700 ℃에서의 경우 79.2 kJ/mol 이었다. 즉, 피복관 표면만 산화시키는 경우 상대적으로 낮은 23.9 kJ/mol의 활성화에너지만이 필요하지만, 피복관 내부까지 산화시키기 위해서는 79.2 kJ/mol의 활성화에너지가 필요하다고 예측할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] F. Nagase, T. Furuta, M. Suzuki, J. Nucl. Sci. Technol. 40 (4) (2003) 213.
[2] S. Leistikow, G. Schanz, Nucl. Eng. Des. 103 (1987) 65.
[3] R.E. Westerman, J. Electrochem. Soc. 111 (1964) 140.
[4] R.E. Pawel, J.V. Cathcart, J.J. Cambel, J. Nucl. Mater. 82 (1979) 129.

우라늄화합물로 오염된 금속폐기물의 $NaNO_3$ 전해액에 의한 제염 연구

조영준, 이의권, 전관식, 유성현, 조석주*, 설증군*, 류재봉*
(주)유이엔지, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번지
*한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 1047번지
youngjune33@naver.com

1. 서론

방사성금속폐기물의 재활용을 위한 과정으로 전해제염이 활용되고 있으며[1], 변환시설 해체시 발생되는 우라늄화합물로 오염된 금속의 전해제염에 관한 연구가 국내에서 수행되었다[2]. 그러나 본 논문에서는 원자력발전소의 핵연료제조과정에서 발생되는 다양한 금속폐기물의 제염공정중 전해제염공정에 대한 필요성과 효용성을 파악하기 위하여 본 전해제염공정에 미치는 재질(탄소강과 스테인레스강) 및 제염시간의 영향을 관찰하였으며, 또한 전해제염의 효용성을 증대시키기 위한 전처리공정인 연마공정이 전해제염공정에 미치는 영향도 아울러 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

2.1.1 금속시편 제작

금속시편은 오염된 탄소강판과 스테인레스강판을 전해용액에 담가 제염시킬 수 있을 정도의 크기(50mm x 30mm x 2mm)로 절단하여 모두 24개의 시편을 만들었으며, 이 가운데서 12개 시편은 연마하지 않은 상태로 전해제염 시험에 사용되었고, 나머지 12개 시편은 연마공정이 전해제염에 미치는 영향을 관찰하기 위하여 연마한 다음 전해제염 시험에 사용되었다.

2.1.2 전해제염

질산나트륨($NaNO_3$) 25kg을 물 900L에 가하여 만든 약 0.32M $NaNO_3$ 용액을 전해액으로 사용하였으며, 본 전해제염에 사용한 전해조는 Fig.1과 같다. 그리고 전해제염을 위해 걸어준 전류는 약 900A 였으며, 전해제염시간은 각각 10분, 20분, 30분으로 하였다.

Fig. 1. Electro-Decontamination Equipment.

2.2 결과 및 고찰

2.2.1 미연마 금속시편의 전해제염

전해제염시간이 증가함에 따른 탄소강 시편의 무게감량은 증가경향을 보이고는 있지만(fig.2), 그 증가폭이 너무나도 미미하여 오차범위에 속할 수 있으며, 또한 각기 다른 시편으로 얻은 결과이기에 제염시간에 의한 영향은 없는 것으로 예상된다. 한편, 스테인레스강 시편은 전해제염시간의 증가와 더불어 무게감량이 뚜렷하게 증가함을 보이고 있다(fig.2).

탄소강 시편의 제염계수는 전해제염시간에 무관하게 27.5 정도를 나타내고 있으나, 스테인레스강 시편의 경우는 전해시간이 증가함에 따라서 점진적으로 증가하여 30분 경과에서는 12.2 정도를 나타내고 있다(fig.3).

상기 두 결과를 종합해 보면, 연마하지 아니한 탄소강의 전해제염은 제염시간에 무관하여 10분정도면 충분히 제염이 가능할 것으로 예상되지만. 스테인레스강의 경우는 전해시간에 영향을 받기 때문에 적어도 30분간의 전해제염시간이 필요할 것으로 판단된다.

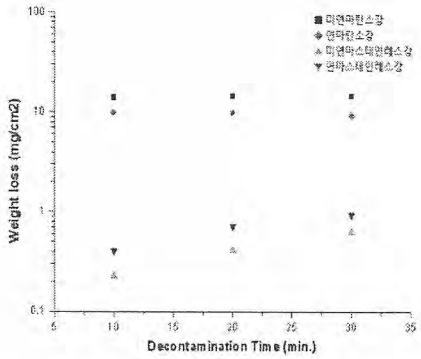


Fig. 2. Weight loss as a function of decontamination time.

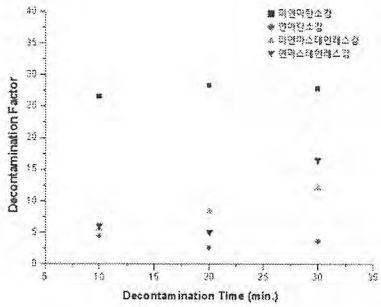


Fig. 3. Weight loss as a function of decontamination time.

2.2.2 연마 금속시편의 전해제염

전해시간에 따른 탄소강의 무게감량은 미연마 시편과는 반대로 시간에 따라 미미한 정도의 감소경향을 나타내고 있지만(fig.2), 이는 각기 다른 시편으로 시험한 결과에서 오는 오차라 생각할 수 있어 전해제염시간에 영향을 받는다고 할 수는 없다. 동일시편이 아닌 각기 다른 시편으로부터 얻은 결과이기 때문에 약간의 오차를 감안하다면, 시간에 무관하다고 판단해야 할 것이다. 한편, 스테인레스강의 경우는 전해시간의 증가와 더불어 무게감량이 미연마 시편과 마찬가지로 뚜렷하게 증가하는 경향을 보이고 있으며, 오히려 그 증가량은 더 큰 값을 보이고 있다(fig.2).

탄소강 시편의 제염계수는 전해제염시간에 무관하게 3.5 정도를 나타내고 있어 전해제염시간은 10분이면 충분할 것으로 판단된다. 그러나 스테인레스강 시편의 경우는 미연마 시편과 마찬가지로 제염시간의 증가와 더불어 제염계수가 증가하는 경향을 보이고 있으며, 30분 경과에서 미연마 시편보다 조금 높은 16.5 정도를 나타내고 있다(fig.3).

상기 두 결과를 종합해 보면, 연마한 탄소강의 제염계수가 낮게 나타난 것은 전처리과정인 연마과정에서 오염된 많은 양의 우라늄이 제거되었기 때문이라 생각된다. 그리고 탄소강의 전해제염시간은 10분이면 충분할 것으로 판단된다. 한편, 스테인레스강의 경우는 오히려 연마한 경우의 전해제염계수가 더 높게 나타나 전해제염이 효율적인 방법이라는 것을 암시해 주고 있으며, 전해제염시간도 미연마의 경우와 마찬가지로 적어도 30분을 필요로 할 것으로 판단된다.

3. 결론

3.1 전해제염에 의한 탄소강의 무게감량은 전해제염시간에 무관하게 일정한 값을 보이는 반면, 스테인레스강의 경우는 전해제염시간과 더불어 증가하는 경향을 나타내고 있다.

3.2 전해제염에 의한 탄소강의 제염계수는 연마와 관계없이 제염시간에 무관하게 일정한 값을 나타내고 있으나, 스테인레스강의 경우는 전해제염시간과 더불어 증가하는 경향을 보이고 있다.

3.3 탄소강의 전해제염은 오염정도에 따라 선별적으로 행하는 편이 좋을 것이라 판단되며, 스테인레스강의 경우는 연마에 이은 전해제염이 꼭 필요한 공정이라 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 문제권 등, "방사성 금속폐기물의 재활용기술", J. Korean Institute of Resources Recycling, Vol.6, No.1, p38 (1997).

[2] 양영미 등, "우라늄화합물로 오염된 금속폐기물의 전해제염", 한국방사성폐기물학회지 제1권 제1호, p.11 (2003).

황산-세륨 용액에서 SUS 304 금속산화물의 제염특성평가

최병선, 윤석본, 이근우, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
bschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로(PWR)의 일차계통은 약 15 MPa의 압력 및 270~310℃의 온도로 closed cycle에서 운전되며, 주요 구성계통 및 기기의 재질은 핵연료 피복관 재료인 지르코늄 합금, 증기발생기 전열관 재료인 인코넬 합금으로 이루어져 있으며, 그 외 다른 주요 기기들의 재질은 내부식성이 우수한 stainless steel로 구성되어 있다. 원자력발전소의 운전 이력이 경과함에 따라 계통 부식에 의해 생성된 방사성 부식생성물(CRUD)은 일차계통 표면에 부착된다. 가압 경수로의 1차 냉각 계통에서 발견되는 산화물은 계통표면에 첨착된 산화물과 금속 내부에서 성장한 산화물로 나누어지며 이 두 가지 산화물 내에 존재하는 방사능의 비는 정확하지는 않으나 거의 같은 것으로 보고되고 있다.[1,2]

원자로냉각재계통 내에 생성되는 방사성 부식생성물)은 마그네타이트와 니켈페라이트($NiFe_2O_4$) 외에, 각종 크롬산화물 ($FeCr_2O_4$, Fe_2CrO_4, $NiCr_2O_4$) 등으로 구성되어 있는 것으로 알려져 있다. 전처리 제염기술의 성능은 1차 계통에 생성된 부식 산화막의 효과적 제거에 달려 있으며 이 산화막의 조성은 Nickel ferrite와 유사하며 spinel 구조의 비양론적 혼합산화물로 $(Fe)_{3-x-y}(Ni)_x(Cr)_yO_4$ 형태로 표시된다.[3,4] 현재까지 개발된 주요 화학제염방법은 Fe 산화물 피막을 환원제에 의해서 환원 용해하는 것으로 부식 산화물에서 크롬산화물은 Cr(III)→Cr(IV)로 산화될 때 용해되고 철산화물은 Fe(III)→Fe(II)로 환원될 때 용해된다.

본 연구에서는 물리적, 화학적, 전해화학적 제염기술 중 제염 성능이 우수하고 제염액의 재생이 가능한 황산-세륨 방법을 이용하여 원자로냉각재와 접촉하는 주요 재질인 SUS 304 재질 표면에 형성된 금속산화막의 제염특성을 평가하기 위하여 제염 반응조의 반응온도 및 제염용액의 Ce(IV) 농도를 변화시켜 SUS 304 시편의 무게 변화를 측정하여 평가하여 최적의 제염조건을 선정하였다.

2. 본론

2.1 SUS 304 제염 특성 평가

황산-세륨 제염을 위해 제작한 장치(Fig. 1)를 이용하여 부식 산화막 용해 제거를 위한 반응 조건을 최적화하기 위하여, Ce(IV) 농도 및 반응 온도의 영향을 평가하였다. 실험은 Table-1에 나타낸 조건에서 수행하였다. 시험에 사용된 SUS 304 부식 시편은 반경 15mm×높이1.5mm의 크기로 절단하여 사용하였으며, 부식시편의 산화막은 autoclave를 이용하여 EDTA-hydrazine 혼합 용액하에서 45~53 Kg/cm^2, 270℃ 조건에서 약 72시간 동안 부식시켜 제조하였다. 황산-세륨 제염장치는 제염조, 제염액 make-up 조 및 재생조로 구성되어 있으며, 제염조에서는 제염대상 시편의 제염 공정이 수행되고, 재생조에서는 오존(O_3) 접촉을 통하여 Ce(III)의 산화 재생 공정이 수행된다. 제염조 및 재생조는 SUS 304 재질의 Cylindrical type 용기로 제작하였고, 내부 표면은 부식방지를 위해 테프론으로 코팅하였다.

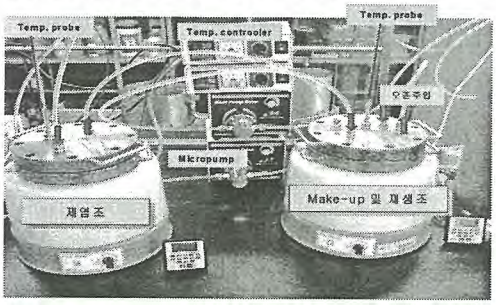


Fig. 1. 황산-세륨 제염 실험 장치.

Table 1. 황산-세륨 제염특성 평가 실험조건.

항 목	조 건
제염액	0.25 M H_2SO_4 Ce(IV)=2, 3.5, 5, 10 mM
제염액 온도	60, 70, 80, 90℃
제염액 사용량	1.2 L
제염조 순환 유량	1.0 L/min
제염 시간	2~6 hr

SUS 304 부식 산화 시편의 제염 특성에 미치는 Ce(Ⅳ) 농도의 영향을 평가하기 위하여 Ce(Ⅳ) 농도를 2, 3.5, 5, 10 mM의 조건(제염액 온도 80℃)에서 시간에 따른 시편의 무게변화를 측정하여 부식 산화막의 제거율을 구하고 제거특성을 평가하였다. 그 결과 SUS 304의 경우, Ce(Ⅳ) 농도 2, 3.5 mM의 조건에서는 제염시간 6시간이 경과하여도 시편의 부식 산화막이 완전히 제거되지 않은 반면, 5 mM에서는 6시간에, 10 mM에서는 4시간에 완전히 제거되는 것으로 나타났다.(Fig. 2, Fig. 3)

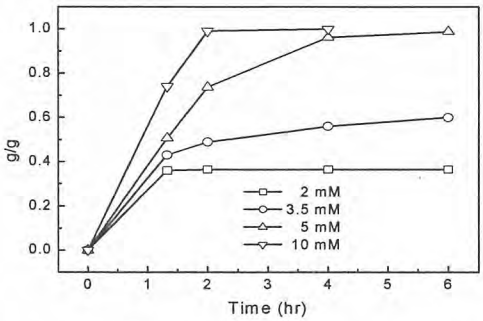


Fig. 2. SUS 304 제염에 미치는 Ce(Ⅳ) 농도 영향평가.

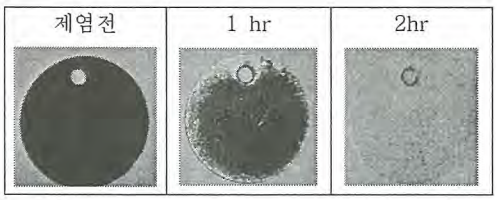


Fig. 3. 황산-세륨 제염 시간별 사진(SUS 304).

황산-세륨 제염에서 반응 온도의 영향을 평가하기 위해, Ce(Ⅳ) 농도 10 mM 조건에서 제염액 온도 60, 70, 80, 90℃에서 부식 산화막 제거특성을 조사하였다. Fig. 4에 도시한 바와 같이 SUS 304의 부식 산화 시편에서 제염액 온도가 증가함에 따라 산화막의 제거속도가 증가하는 것으로 나타났다. SUS 304의 경우, 60, 70, 80 ℃에서의 제염시간은 2시간으로 조사되었고, 90℃에서는 산화막의 제거에 1.5시간 소요되는 것으로 나타났다. 한편, 황산-세륨 제염에서, Ce(Ⅳ) 농도의 영향이 제염액 온도의 영향보다 큰 것으로 확인되었다. 따라서 황산-세륨 제염 방법을 이용한 SUS 304의 부식 산화막 제거를 위해서는 Ce(Ⅳ) 농도 10mM, 제염액 온도 60℃이상의 조건으로 충분할 것으로 판단된다.

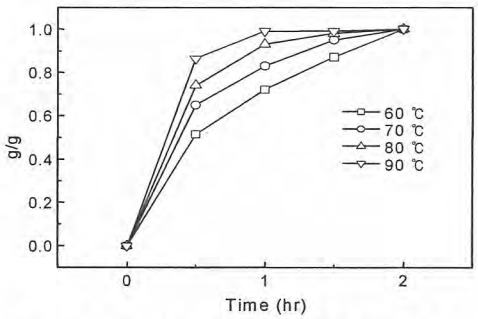


Fig. 4. 황산-세륨 제염에서의 온도 영향 평가.

3. 결론

일차계통 운전환경에서 오염된 SUS 304 산화부식막의 제염특성을 평가하기 위하여 황산-세륨 제염용액에서 제염특성을 평가하였다. 일차계통 운전조건에서 생성된 금속산화막의 제염을 위한 최적의 제염성능은 확보하기 위해서 운전변수에 대한 이용하여 제염에서 반응 온도 영향을 평가한 결과 제염액 온도가 증가함에 따라 산화막의 제거속도가 증가하는 것으로 나타났으며, 제염의 온도가 80℃ 이하에서는 제염 시간은 약 2시간, 90℃에서는 1.5시간으로 평가되었다. 또한 실험조건의 온도범위 조건에서 4시간의 경과 후 금속 표면에 형성된 산화막은 완전히 제거되었다. 한편, Ce(Ⅳ) 농도의 영향이 제염액 온도의 영향보다 큰 것으로 평가되었다. SUS 304 부식 산화막 제거를 위해서는 Ce(Ⅳ) 농도 10mM, 제염액 온도 60℃ 이상의 조건으로 충분한 제염성능을 확보하는 것으로 평가되었다.

4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Knowledge Economy(KMKE) Grant funded by the South Korean government.

5. 참고문헌

[1] K. Varga, et al., Eletrochemica Acta 46 pp 3083-379 (2001).
[2] G. Hirschberg, et al., J. Nucl. Mater. 265, p273 (1999).
[3] J. N, Saas, et al., J. Chem. Phys, 95(1) (1998).
[4] J.A. Wharton, et al., J. Electrochem. Soc. 147, p3294 (2000).

방사성폐기물 핵종재고량 평가를 위한 제염지 전처리

최광순, 표형열, 안홍주, 박용준, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 2008년까지 발생된 것을 기준으로 중·저준위방사성폐기물 약 7000 드럼을 임시 보관하여 관리하고 있다. 경주시 양북면 봉길리에 건설 중인 방사성폐기물 처분시설이 준공되면 한국방사성폐기물관리공단은 4곳의 원자력발전소나 우리 연구원에서 임시로 보관 중인 방사성폐기물 드럼을 인수받아 보관 및 관리하게 된다. 방사성폐기물 드럼을 인수할 때 방폐공단은 교과부 고시 제2009-37호 '중·저준위 방사성폐기물 인도규정 고시'에서 정하는 기준과 공단 자체 인수기준의 적합성을 의뢰기관에 요구하였다.

^{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 교과부 고시에서 요구하고 있다. 고체 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. 전알파핵종을 제외한 비휘발성핵종 각각은 용액으로 만든 다음 감마를 측정하고 일정 양을 취하여 각각의 핵종을 순차적으로 분리한 후에 방사능계측장비로 측정한다.

원자력발전소는 초창기에 제염지, 비닐, 플라스틱, 면류와 같은 가연성 폐기물을 크게 잡고체로 분류하여 혼합된 상태로 보관하여 왔으나 최근에 세분하여 각각을 분리하여 보관한다. 따라서 기존에 수립한 잡고체의 전처리방법을 세분하여 확립할 필요성이 대두되었다. 또한 우리 연구원도 혼합된 상태로 드럼에 보관하였던 잡고체를 개봉하여 잡고체 종류별로 세분한 다음 재포장한다.

따라서 본 연구에서는 잡고체 중 제염지의 전처리 방법으로 회화 및 침출방법을 조사하였다. 방사성폐기물인도규정에서 제시한 핵종의 처분농도 제한치를 충족시키기 위하여 제염지 시료는 수십 그램을 취급하여 용액으로 만들어야 한다. 농축효과를 얻기 위하여 회화 방법을 적용하였다. 회화 온도는 200-250-300-350-400-450 ℃로 순차적으로 증가하여 각각의 온도에서 일정시간 동안 유지하였다. 각각의 온도에서 일정시간 동안 온도를 유지하지 않으면 그 다음 온도에서 회화할 때 그을음이 발생하거나 화염이 발생하여 회화가 잘 되지 않으므로 각각의 잡고체 시료에 대한 회화 시간을 확립하여야 하며, 먼저 제염지에 대한 전처리 방법을 확립하고자 하였다. 제염지 한장의 무게가 약 7 그램으로 부피가 크지 않고 또한 용액으로 만드는데 소요되는 시간도 짧으므로 표준용액 일정 양을 점적하여 건조한 다음 침출방법도 실험하였다.

2. 본론

2.1 실험

회화 및 침출방법으로 회수율을 측정하기 위하여 사용하지 않은 제염지 5장 약 34 g을 800 mL 용량의 비커에 넣고 Co, Cs, Fe, Nb, Ni, Re 및 Sr 용액을 비커 벽에 닿지 않게 가하였다. 회화는 비커를 전기로 넣고 순차적으로 온도를 상승하였다. 온도는 분당 5-10 ℃로 상승하도록 조절하였으며, 목적 온도에 도달하면 4시간 동안 회화하였다. 최종적으로 450 ℃에서 3시간 회화시킨 다음 실온에서 무게를 측정하여 시료 농축비를 계산하였다.

약 0.6 g의 회분을 마이크로파 용해장치 용기로 옮기고 질산-6, 염산-3, HF-1 mL을 가하여 가열판에서 15분 동안 미리 반응시키고 식은 다음, 마이크로파 용해장치로 아래 표 1의 조건처럼 작동하여 용액으로 제조하였다. 용해 용액을 눈금이 있는 50 mL 용량의 원심분리 튜브로 옮기고 1 M 질산으로 20 mL 눈금까지 채웠다. 불용성 잔류물이 있으므로 여과한 다음, Cs은 AAS로 나머지 원소는 ICP-AES로 측정하여 회수율을 계산하였다.

침출방법은 전기로를 사용하여 120 ℃에서 시료를 건조한 다음, 혼합산 (1 M HNO_3-2.5 M HCl) 500 mL을 비커에 넣어 제염지가 용액에 잠긴 상태로 가열판 위에서 2시간 가열하여 방사성

핵종원소를 침출하였다[1]. 용액의 최종부피는 500 mL로 맞춘 다음, AAS와 ICP-AES로 측정하여 회수율을 계산하였다.

Table 1. Operation condition of microwave digestion system.

Step	Power (W)	Time (min)
1	290	4
2	400	10
3	300	1
4	250	10

2.2 결과 및 논의

새 제염지 5장을 3개의 각각의 비커에 넣고 무게를 측정한 결과 34.24±0.05 g이었으며, 450 ℃에서 회화한 다음 측정한 회분의 무게는 0.59±0.00 g이었다. 즉 이 제염지를 회화할 경우 시료 농축비는 58.0이다. 따라서 이 시료의 회분 0.10 g은 제염지 5.80 g에 해당되므로 소량의 회분을 취하여 사용하여도 많은 양의 제염지를 사용한 것과 같은 농축효과를 얻을 수 있다. 회화한 다음 회분의 무게는 시료마다 다르므로 모든 시료 각각에 대하여 시료 농축비를 계산하여야 한다.

시료의 경우 수분함량을 측정하기 위하여 120 ℃에서 6시간 동안 가열한 다음 무게를 측정하고 200 ℃로 올리나 이 시료는 수분함량을 측정할 필요가 없으므로 200 ℃부터 시작하였다. 200 ℃부터 50 ℃씩 단계적으로 온도를 상승하여 각각의 온도에서 4시간씩 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 제염지를 마이크로파 용해장치로 용해한 다음 용액에 있는 금속 이온을 ICP-AES 및 AAS로 측정한 결과 표 2와 같이 Cs, Fe 및 Sr을 제외한 4개 원소 모두 회수율은 90% 이상이었다. Fe과 Sr의 낮은 회수율과 표준편차가 큰 것은 첨가한 양 (100 μg)에 견주어 제염지 34.24 그램에 각각 2138 및 145 μg로 과량으로 존재하기 때문으로 사료된다. Cs의 회수율이 낮은 원인은 450 ℃에서 휘발성 때문인지를[2] 확인하기 위하여 최대온도를 350 및 400 ℃로 낮추어 실험할 예정이다. 제염지 성분은 Ca, Si, Mg, Na, Fe, Sr, Zn 순서로 존재하였다.

침출방법으로 회수율을 측정한 결과 표 2에서 알 수 있듯이 Cs은 정량적으로 회수되었다. 그러나 침출할 때 HF을 사용하지 않아 Nb의 회수율이 35.0%로 감소하였다. 따라서 불산을 사용할 수는 TEFLON PFA (perfluoroalkoxy) 재질의 비커를 사용하여 HF-HNO_3-HCl의 혼합산으로 침출하는 방법이 효과적인 전처리방법으로 사료된다.

Table 2. Recovery of elements in paper towel.

	회수율 (%)						
	Co	Cs	Fe	Nb	Ni	Sr	Re
1	98.3	30.0	64.7	97.5	94.8	85.4	92.3
SD	2.1	0.0	32.8	7.6	4.4	15.2	2.4
2	88.0	97.8	88.2	35.0	86.1	87.2	87.8
SD	3.6	2.6	12.9	7.6	3.9	2.3	5.3

1 : 회화, 2 : 침출

3. 결론

우리 연구원이 보유하고 있는 중·저준위 방사성폐기물을 경주 처분시설로 이송하기 위한 준비의 일환으로 제염지에 대한 전처리 방법을 확립하였다. 잡고체 중 제염지에 대한 전처리 방법으로 회화방법보다 침출방법이 Cs의 휘발과 소요시간을 고려할 때 더 양호한 방법으로 확인되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였음.

5. 참고문헌

[1] Method of Air Sampling and Analysis, James P. Lodge, Jr. Editor.

[2] C. W. Sill, Volatility of cesium and strontium from a synthetic basalt, Nucl. & Chem. Waste Manage., 8(2), 97-105, 1988.

방사성폐기물고화체의 방사성 붕괴 생성물에 대한 열역학적 안정성 고찰: 세슘 또는 스트론튬을 포함하는 광물에 대한 연구

박태진, 백민훈, 최종원, 이용재*, Alexandra Navrotsky**
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*연세대학교, 서울시 서대문구 연세로 50
**The University of California at Davis, One Shields Avenue, Davis, CA
etjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

폐기물고화체 관련 연구 중 물질화학에 근거하여 높은 밀도와 안정성을 갖는 세라믹고화체의 장점을 유리화과정에 대체해 단수명핵종들(예: Cs, Sr)을 고체화하는 폐기물고화체의 개발이 상당한 관심을 받고 있다[1]. 이런 세라믹고화체의 평가 및 개발을 위한 연구들 중 제올라이트 형태의 aluminosilicate와 더불어 titanosilicate 광물에 대한 연구가 활발히 진행되고 있다[2,3]. 게다가, 단수명핵종들의 약 30년의 반감기를 고려하면 방사성 붕괴에 따라 존재할 수 있는 생성물, 즉 Ba, Y, Zr 등을 포함하는 고화체의 물질특성과 그 열역학적 안정성 역시 방사성폐기물고화체 연구에 매우 중요함을 알 수 있다. 그러나 현재 방사성 붕괴에 따른 붕괴생성물에 관한 연구는 상당히 부족한 것이 현실이다. 이런 연구를 위해선 광물들의 상변화 및 관련 물질들의 물질특성, 그리고 각 상에 대한 열역학적 안정성을 이해하는 것이 필수적이다.

본 연구에선 세슘 또는 스트론튬 등의 단수명핵종들을 고체화할 수 있는 광물구조의 세라믹고화체와 그 붕괴생성물의 열역학적 안정성에 대해 고찰한다. 제올라이트 형태의 aluminosilicate 광물에 대한 연구를 보완하기 위한 titanosilicate 광물 연구와 고온산화물용융액 칼로리미터를 이용한 형성엔탈피, 유리화반응엔탈피, 믹싱엔탈피 등의 측정을 소개한다. 이는 세라믹고화체의 열역학적 안정성, 유리상-결정상 간 에너지학(energetics), 각 원소들 간 고체상태 용해도의 이해에 필수적인 정보를 제공한다. 또한 도출된 결과를 토대로 세라믹고화체의 열역학적 안정성에 영향을 미치는 인자들을 비교하여 지배적 인자를 식별하고자 한다.

2. 본론

본 실험엔 Cs과 Sr의 제거를 위한 다중성분산화물(multicomponent oxides)을 평가하고 aluminosilicates 관련 연구를 보안하기 위해 광물구조 속의 Al 자리에 Ti이 치환된 pollucite, fresnoite, titanite 등의 titanosilicates가 사용되었다. 이 광물구조들은 SiO_4 그룹의 특성에 따른 세 가지 전형적인 silicates, 즉 framework silicate, pyrosilicate, neosilicate를 대표한다 (그림 1).

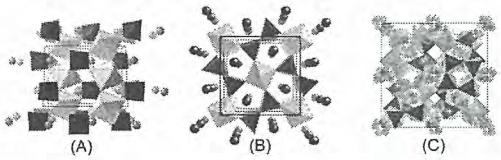


Fig. 1. Crystal structures of (A) $CaTiSiO_5$ (neosilicate), (B) $Sr_2TiSi_2O_8$ (pyrosilicate) and (C) $CsTiSi_2O_{6.5}$ (framework silicate).

2.1 베타붕괴에 따른 생성물의 열역학적 안정성

2.1.1 Cs-Ba-Ti-Si-O 시스템

Cs-pollucite ($CsTiSi_2O_{6.5}$)의 경우, 베타 붕괴에 따른 생성물의 두 가지 반응 시나리오, 즉 (1) $2Cs^+ = Ba^{2+}$ + vacancy; (2) $Cs^+ = Ba^{2+} + ½O^{2-}$, 를 고려하여 시료를 준비하였다. 여기서 첫째 반응은 베타붕괴 시 광물구조 내 charge-balance를, 둘째 반응은 베타붕괴에 따른 광물구조 내 세슘과 바륨의 일대일 치환을 각각 집중적으로 고려한 시나리오라 할 수 있다.

(1)이 (2)의 경우보다 열역학적으로 불안정함이 엔탈피 측정을 통해 확인되었고, 이는 vacancy의 증가가 광물구조의 안정성에 미치는 영향이 Ba 치환의 영향보다 더 지배적 인자임을 확인해준다.

2.1.2 Sr-Y-Ti-Si-O 시스템

베타 붕괴에 따른 중간 생성물의 시나리오, 즉 $3Sr^{2+}$ = $2Y^{3+}$ + vacancy, 를 고려한 fresnoite ($Sr_{2-x}Y_{2/3x}TiSi_2O_8$)와 titanite ($Sr_{1-x}Y_{0.67x}TiSiO_5$) 시료를 준비하였다. 두 광물구조 모두 Y 조성이 늘어날수록 유리화반응에 따른 고체상태 용해도가 감소하고 (그림 2), 결정화반응에 따른 구조전이가 일어남을 확인하였다. 또한 Y 치환이 증가(또는 vacancy가 증가)할수록 열역학적 안정성이 감소함을 엔탈피 측정 결과를 통해 확인할 수 있었다.

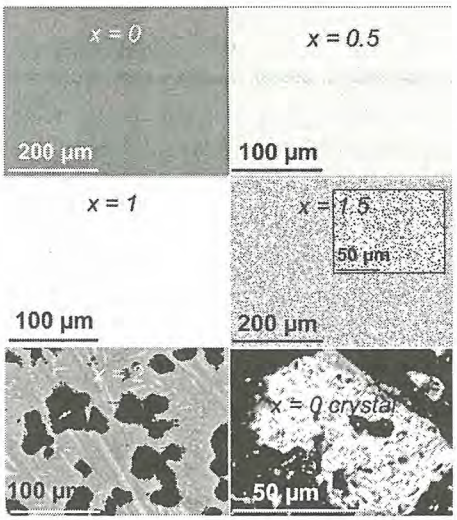


Fig. 2. BSE images of $Sr_{2-x}Y_{2/3x}TiSi_2O_8$ sample.

2.2 유리상-결정상 간 에너지학

유리상형성능력(glass forming ability)은 방사선 손상에 의한 물질의 무결정화(amorphization) 영향을 유추하게 하고, 유리화반응엔탈피(ΔH_{vit})를 통해 확인이 가능하다. 기존에 알려진 데이터와 본 연구의 결과를 토대로 본 2-산소 기준 (2-oxygen basis) 유리상형성능력은 다음과 같다: $Sr_2TiSi_2O_8$ > $CaAl_2Si_2O_8$ (anothite) > $Ba_2TiSi_2O_8$ > $CaTiSiO_5$ (표 1). 이를 통해 방사선 손상 시 Sr-fresnoite 세라믹고화체가 우선적으로 유리화되고 titanite가 나중에 유리화될 것을 예측할 수 있다.

3. 결론

세슘 또는 스트론튬 등의 단수명핵종을 고체화할 수 있는 광물구조를 갖는 세라믹고화체는 유리고화체보다 높은 안정성을 갖는 반면, 베타붕괴가 진행될수록 열역학적 안정성이 감소하였다. 안정성에 영향을 미치는 지배적 인자는 광물구조 내 vacancy의 증가임이 확인되었다. 유리고화체의 경우 베타붕괴가 진행될수록 (구조 내 Ba 또는 Y 치환이 증가할수록) 안정성이 감소하며 고체상태 용해도가 현격히 감소해 구성성분들이 이용됨(exsolved)을 확인하였다.

Table 1. The enthalpies of vitrification (ΔH_{vit}).

	ΔH_{vit} (kJ/mol)	
	reported	2-oxygen basis
SiO_2(cristobalite)	9	9
$CaAl_2Si_2O_8$(anorthite)	77.8	19.5
$Ba_2TiSi_2O_8$(fresnoite)	93.8	23.5
$CaTiSiO_5$(titanite)	80.8	32.3
$Sr_2TiSi_2O_8$(fresnoite)	68.5	17.1

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Ringwood, A. E.; Kesson, S. E.; Ware, N. G.; Hibberson, W.; Major, A., 1979, Immobilisation of High Level Nuclear Reactor Wastes in SYNROC, *Nature*, 278, 219-23.

[2] Kuznicki, S. M.; Bell, V. A.; Nair, S.; Hillhouse, H. W.; Jacubinas, R. M.; Braunbarth, C. M.; Toby, B. H.; Tsapatsis, M., 2001, A Titanosilicate Molecular Sieve with Adjustable Pores for Size-Selective Adsorption of Molecules, *Nature*, 412, 720-4.

[3] Mayward, P. J.; Vance, E. R.; Cann, C. D.; Doern, D. C., 1989, Crystallization of Titanosilicate Glasses for Nuclear Waste Immobilization, *J. Am. Ceram. Soc.*, 72, 579-86.

적정법을 이용한 제염지 중 EDTA 분석방법

홍성준, 김진길, 박성철, 이의동, 김효철, 이건화
하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10
sjhong83@naver.com

1. 서론

원전에서 금속 이온의 킬레이트(Chelate)로 사용되는 EDTA(Etheylene Diamine Tetra acetic Acid)는 착화(Complexation)을 통한 여러 금속이온들의 이동성을 통제·조절할 수 있다는 특징 때문에 원자력산업 분야에서 중요한 제염제로 사용되고 있다. EDTA와 같은 킬레이트 물질은 방사능을 띤 양이온 금속이온과 착화물을 유발시켜 방사성 핵종이 다른 음이온과 반응하려는 성질을 억제시키는 역할을 한다. 금속-EDTA 착화물은 최종처리가 소홀할 경우 시멘트나 다른 물질로 안정화된 양이온성 방사성폐기물의 침출성(Leachability)을 증가시켜 더 높은 이동성을 갖게 만들며, 활성탄에 의한 흡착시 지속적으로 흡착·유지를 어렵게 만들어 최종적으로 처리된 방사성 폐기물의 안정성에 악영향을 주게 된다. 이러한 이유로 방사성폐기물 처분장에 폐기물 인도 시 킬레이트가 0.1wt% 이상 존재할 경우 그 화학명과 농도를 명시하여야 하며, 1wt% 이상을 함유하는 폐기물은 고형화하여야 한다. 또한 최대 8wt% 이상 함유하지 않도록 규제하고 있다. 따라서 이들 고체 폐기물의 방폐장 인수시에 반드시 킬레이트 함량 분석이 요구되고 있다. 본 연구에서는 적정법을 이용해 제염지에 함유된 EDTA 농도를 분석할 수 있는 분석법을 개발함으로써 현장에서 빠른 시간내에 제염지에 함유된 EDTA 농도를 분석할 수 있는 간이 측정법을 확립하고자 한다.

2. 본론

2.1 분석방법

EDTA 분석은 KS M ISO 4325 방법을 바탕으로 수행되었다. 초기 제염지 중 EDTA 물질을 추출하기 위해 제염지를 80±5℃에서 24시간 충분히 건조시킨 후 약 60℃의 증류수에서 10분간 용출하였다. 이렇게 용출된 용액 100g을 채취하여 pH가 4.6±0.5가 될 때까지 5mol/L의 염산을 첨가한다. 아세트산염 완충 용액 5mL와 PAN 지시용액 0.4mL를 첨가하고, 약 60℃로 가열한 후 지시약의 색깔이 노란색에서 적포도주색으로 변할 때까지 0.01mol/L 황산구리(Ⅱ) 표준 용액으로 적정한다. 이 때 EDTA 농도에 따라 적정시약인 황산구리(Ⅱ) 표준 용액의 농도와 적정에 사용되는 시료량의 조절을 할 수 있다.

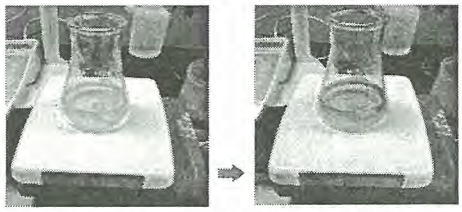


Fig. 1. Color variation of sample by titration $CuSO_4$.

2.2 계산방법

킬레이트제의 함량은 다음 식에 따라 EDTA의 질량 백분율로 산출한다.

$$\frac{VC}{10^3} \times 292 \times \frac{100}{m} \times Dilution\ Rate \qquad (1)$$

V : 적정에 사용된 황산구리(Ⅱ) 용액의 부피(mL)
C : 사용된 황산구리(Ⅱ) 용액의 실제 농도(CuSO4의 mol/L)
m : 시험 시료의 질량(g)
292 : EDTA의 상대 분자량
Dilution rate : 희석배수

2.3 분석방법의 신뢰성 평가

0.01mol/L EDTA용액을 제조하여 분석방법의 신뢰도를 평가하였다. 제조된 표준액 2mL를 제염지 10g에 적신 후 80±5℃에서 24시간 건조시켰다. 건조된 시료 10g에 200g의 증류수를 가한 후 pH를 조절하여 60℃ 온도에서 10분간 용출하였다.(Fig 2.) 이렇게 용출된 용액 100g을 채취하여 pH가 4.6±0.5가 될 때까지 0.5M의 염산을 첨가한후, 아세트산염 완충 용액 5mL와 PAN 지시용

액 0.4mL를 첨가하고 약 60℃로 가열한 후 지시약의 색깔이 노란색에서 적포도주색으로 변할 때까지 0.01mol/L 황산구리(Ⅱ) 표준 용액으로 적정하였다.

Fig. 2. EDTA extraction from wipes.

2.4 분석결과

제염지 중의 EDTA 분석결과는 적정용액인 $CuSO_4$가 사용된 양은 Blank값이 0.1mL였으며, 제염지로부터 용출된 시료에 대한 적정용액 소요량은 1.0mL 이었다. 이에 대하여 Blank값에 대한 보정을 하였고, 계산식에 의하여 산출된 값은 평균 5.1E-02wt% 였으며, 제염지에 함유된 EDTA의 농도를 이론적으로 계산하였을 때 5.84E-02wt%로 예측 되었다.

결과값에 대한 신뢰도 평가 결과, 표준편차는 3.0E-03wt% 으로 나타났고, 95% 신뢰구간은 5.15E-02±2.63E-03wt% 였으며, 이론적인 EDTA 계산값에 대한 회수율은 평균 88.2% 수준으로 나타났다. (Table 1, 2)

Table 1. Results of EDTA analysis.

시료명	적정용액 ($CuSO_4$mL)	Blank 보정	EDTA농도 (wt%)	EDTA 이론적 농도(wt%)
Blank	0.1	0	-	-
제염지1	1	0.9	5.52E-02	5.84E-02
제염지2	0.9	0.8	4.91E-02	
제염지3	0.9	0.8	4.91E-02	
제염지4	0.9	0.8	4.91E-02	
제염지5	1	0.9	5.52E-02	
평균	-	0.84	5.15E-02	

Table 2. Confidence assesment of analysis results.

시료명	편차	편차제곱	분산	표준편차
제염지1	-3.68E-03	1.35E-05	9.02E-06	3.00E-03
제염지2	2.45E-03	6.02E-06		
제염지3	2.45E-03	6.02E-06		
제염지4	2.45E-03	6.02E-06		
제염지5	-3.68E-03	1.35E-05		
95% 신뢰구간			5.15E-02±2.63E-03	
회수율(%)			88.2%	

3. 결론

제염지 중의 EDTA분석법을 위와 같이 실험하였을 때, 회수율은 약 88.2%정도로 나타났으며, 반복실험에 의한 재현성도 신뢰성 있는 것으로 나타났다. EDTA농도는 약 5.15E-02wt% 수준까지 문제 없이 분석이 가능한 것으로 나타났다. 현재 방사성폐기물 인도시 기준은 0.1wt%이므로, 기준치 이하의 농도에 대한 분석이 가능함에 따라, 제염지 중의 EDTA 간이 측정법으로 사용이 용이할 것으로 판단된다. 간이법의 특성상 정확한 수치를 얻기보다는 기준치 내외를 분류하는 것을 목표로 하지만, 보다 신뢰도를 높이는 방안으로는 황산구리의 수용액, 분석시료의 양 및 희석배율 조절 등의 방법을 통해 적정시약 사용 범위를 보다 늘림으로써 신뢰도를 높일 수 있을 것으로 판단된다. EDTA이외에 DTPA, NTA, 옥살산 등의 킬레이트의 총 함량에 대한 평가는 원전에서 사용되는 킬레이트제의 대부분에 해당되는 EDTA의 분석값에 해당 분율을 적용하여 Total chelate의 함량을 평가 할 수 있을 것이라고 판단된다. 이러한 간이 측정법의 도입 및 적용을 통해 보다 경제적이고 신속한 제염지중의 EDTA분석이 가능할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 한국산업규격 KS M ISO 4325, 2003.
[2] 한국방사성폐기물학회 2008 추계학술발표회 논문요약집, pp.162-163, 2008.
[3] ASTM manual D3113-92, 1998.

원자력시설 바닥 및 벽면의 알파/베타선 오염도 원격 측정용 장비 개발

서범경, 문제권, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
bumja@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 운영 중 또는 해체 과정에는 작업자들의 방사성 피폭과 방사성 물질의 환경으로의 방출 가능성이 있기 때문에 철저한 방사선학적인 측정 및 관리가 필요하다. 특히, 현재 해체가 완료되어 부지 및 시설을 최종 개방하기 위해서는 방사선학적으로 오염되지 않았다는 것을 입증하기 위한 최종 잔류방사능 측정이 수행되어야 한다.

오염도는 표면에 부착된 형태에 따라 고착성 및 유리성 오염으로 나눌 수 있으며, 이들 둘의 합을 총표면오염도라고 정의한다. 표면오염도는 휴대용 서베이미터를 이용하여 대상 표면에 접촉하여 총표면오염도를 측정하는 직접측정법과 스메어(smear) 법을 이용하여 대상 표면의 시료를 채취하여 계측기로 측정하여 유리성 오염도를 측정하는 간접측정법이 있다. 직접측정법은 고착성과 유리성 오염도를 구분할 수 없으며, 주위의 백그라운드가 높은 경우에는 정확한 오염도 측정을 할 수 없는 단점이 있지만, 측정이 쉬우면서 신속한 오염도 평가가 가능하기 때문에 현장에서 주로 이용되고 있는 방법이다.

직접법을 이용한 표면오염도 측정은 일반적으로 기체검출기 또는 섬광검출기를 이용하여 측정하며, 최근에는 알파선과 베타선의 오염도를 동시에 측정할 수 있는 대면적 섬광검출기가 많이 이용되고 있다. 이러한 직접법을 이용한 오염도 측정 시에 알파선과 베타선의 비정으로 인하여 정확한 값을 얻기 위해서는 측정 대상 표면과 검출기 면 사이의 거리를 일정하게 유지해야만 한다.

본 연구에서는 일반적으로 시설의 알파선과 베타선 오염도 측정용으로 주로 이용하고 있는, 알파/베타선 동시 측정용 섬광 검출기를 이용하여 넓은 면적의 오염도를 원격으로 측정하며, 알파선과 베타선의 오염 준위를 시각적으로 나타낼 수 있는 장비를 개발하였다. 개발한 장비를 이용하여 알파선과 베타선에 대한 적용성을 시험하였다.

2. 본론

2.1. 오염도 원격 측정 장비 제작

알파선의 경우는 공기 중에서 비정이 약 3 ㎝로서 측정 시의 작은 거리 차이에 의해서도 큰 오차가 유발될 수 있다. 그렇기 때문에 측정 대상면과 검출기 사이의 거리를 일정하게 유지하는 것이 가장 중요한 인자 중의 하나이다.

이러한 검출기와 측정 대상면의 거리 차이를 일정하게 유지하기 위하여 Fig. 1과 같이 X-축과 Y-축으로 움직일 수 있는 가이드를 장착한 프레임을 제작하였다. 검출기를 위치를 조정하기 위하여 X-축과 Y-축 각각에 대응하는 전동모터를 장착하였으며, 이들은 모두 원격으로 제어가 가능하도록 하였다.

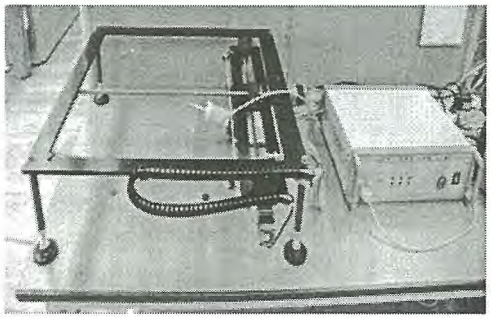


Fig. 1. Automatic alpha/beta contamination monitoring system.

제작한 오염도 측정용 프레임은 오염도 2500 ㎠의 면적은 한 번에 모니터링 할 수 있도록 제작하였으며, 특히 다양한 형태의 검출기를 장착할 수 있도록 착탈식으로 제작하였다.

2.2. 오염도 측정용 검출기 제어 장치

오염도 측정용 검출기의 위치 제어를 위한 장치는 5상 마이크로 스텝 드라이버를 이용하여 제작하였다. 검출기에서 측정된 알파선과 베타선의 계수값은 RS-232 통신 포트를 사용하여 컴퓨터를 이용하여 측정할 수 있도록 프로그래밍하였다. 또

한, 방사성 오염도가 높은 구역에서 작업 시에 작업자의 안전성을 확보하기 위하여 RF 무선통신을 구현하여 원거리에서 무선으로 오염도를 측정할 수 있도록 제작하였다.

제어장치는 이동 거리와 한 지점에서 측정 시간 등을 사전에 설정할 수 있으며, 모든 과정은 자동으로 진행할 수 있도록 제작하였다. 최종 측정이 끝나면 검출기는 원래의 위치로 복귀하도록 프로그램을 제작하였다.

2.3. 오염도 원격 측정장치 성능 시험

알파선과 베타선의 오염도 검출 성능을 평가하기 위하여 알파선원인 Po-210 (0.1 μCi)와 베타선원인 Tl-204(1 μCi) 및 Sr-90 (0.1 μCi)를 바닥에 Fig. 1에서와 같이 바닥에 놓고 원격으로 측정하였다. 측정 결과는 Fig. 2.에서와 같이 알파선과 베타선의 계수값이 각각 한 화면상에 나타나도록 제작하였으며, 알파선과 베타선의 오염도를 시각적으로 표시하기 위하여 위치면 방사선 계수값을 색깔로 나타낼 수 있도록 프로그램밍 하였다.

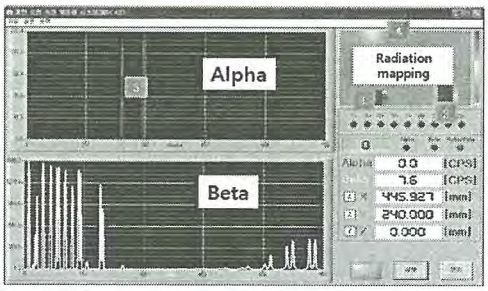


Fig. 2. Output screen of the alph/beta measurement system.

또한, 알파선과 베타선의 오염도 측정 시에 감마선에 의한 영향을 평가하기 위하여 Co-60 (1 μCi)를 측정한 결과 Fig. 2.의 4번과 같은 위치에 검출이 되는 것을 확인하였다. 이는 Co-60에서 방출되는 베타선에 의한 영향으로 Co-60 선원만을 제거하여 측정한 다른 베타선 측정 결과에는 거의 영향을 미치지 않는다는 것을 확인하였다. 이는 감마선에 의한 영향은 측정 시에 거의 무시할 수 있다는 것을 알 수 있다.

3. 결론

원자력시설의 바닥이나 벽면과 같은 넓은 지역의 오염도 측정 시에 측정 결과의 정확도를 높일 수 이있고, 작업의 효율을 향상시킬 수 있는 오염도 원격 측정용 장비를 제작하였다. 알파선과 베타선원을 이용하여 오염도 측정 성능을 평가한 결과, 오염 준위를 색깔로 표시하여 나타냄으로써 작업자가 오염 상황을 쉽게 확인할 수 있었다.

이러한 장치를 이용할 경우에는 기존의 수작업으로 수행한 시설의 오염도 검사를 모두 원격으로 측정할 수 있으며, 이는 작업자의 안전성을 확보할 뿐만 아니라 측정 결과의 신뢰도도 확보할 수 있다.

현재에는 편평한 면에 대해서만 적용할 수 있도록 제작하였지만, 향후 다양한 형상의 측정 대상물에 적용하기 위하여 검출기와 바닥면 사이의 거리도 자동으로 조절이 가능한 장치를 제작하여 부착하여 개발할 예정이다.

제4분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

빈 면

선진 핵연료 주기 고준위폐기물 처분시스템의 처분밀도 및 향상 방안

최희주, 이종열, 이민수, 조동건, 국동학, 최종원
한국원자력연구원, 대전 광역시 유성구 대덕대로 1045
hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 5년간의 연구를 통하여 가압경수로 사용후핵연료의 파이로 공정 처리로부터 예상되는 세라믹폐기물에 대한 처분시스템을 개발하였다[1, 2]. 파이로 공정으로부터 예상되는 고준위폐기물 물량과 방사선원을 평가하고, 이를 바탕으로 처분용기와 완충재 등을 설계하였다.

세라믹폐기물 처분시스템에 대한 예비 개념설계 결과에 따르면, 20,000 MtU 가압경수로 사용후핵연료로부터 14개의 세라믹고화체가 포함된 1,000여개의 처분용기가 발생된다. 지하 500 미터 깊이에 수평 처분터널 방식과 수직공 처분 방식 2가지에 대해 처분시스템을 설계하였다. 처분부지에 대해 국내에서 전혀 언급된 바가 없어, 한국원자력연구원 지하처분연구시설(KURT) 지질 자료를 바탕으로 설계를 수행하였다. 지하 암반 단열대를 반영한 처분터널 배치를 결정하였다.

본 논문에서는 고준위폐기물인 세라믹폐기물 수평터널 및 수직 처분공 처분시스템에 대한 설계 결과와 사용후핵연료 직접 처분과 처분밀도 관점에서 비교한 결과를 소개하고자 하였다. 또한 처분밀도 향상을 위한 다양한 접근 방법을 제시하고, 향후 계획을 언급하였다.

2. 본론

2.1 고준위폐기물

본 논문에서 고려한 파이로 공정 대상 사용후핵연료는 PWR 사용후핵연료에 국한하였다. PWR 사용후핵연료 특성은 기준 사용후핵연료로서 초기 농축도 4.5 wt%, 연소도 55 GWD/MtU, 방출 후 10년 냉각된 것이다. 파이로 공정으로부터의 물질수지를 분석하여 10 톤의 PWR 기준 사용후핵연료로부터 예상되는 세라믹폐기물량과 발열량은 Table 1에 나타내었다[1]. 고준위폐기물의 핵종별 방사능과 발열량을 쉽게 계산하기 위하여 자체적으로 전산 프로그램(A-SOURCE)을 개발하였다.

Table 1. Amount of ceramic wastes.

Items	Long-Lived Waste
	Monazite, LiCl + KCl
Major Nuclides	RE, TRU
Mass (kg)	664.9
Heat (W) 40 years after discharge of spent fuels	297
Density (g/cm^3)	3.57
Volume (L)	186.2

2.2 공학적방벽

고준위폐기물 처분시스템의 주요 공학적방벽은 처분용기와 완충재이다. 세라믹폐기물을 직경 26 cm, 높이 25 cm로 제작할 경우 예상되는 고화체는 14개 정도이며, 2개의 고화체를 저장용기(Fig.1 왼쪽)에 넣으면 7개의 저장용기가 필요하다. 처분용기는 구리-주철 이중용기를 고려하였으며, 구리용기 제작을 위하여 저온분사법을 적용하여 구리 소요량을 크게 절감하였다. 발열량을 고려하여 14개의 저장용기를 처분용기(Fig. 1 오른쪽)에 넣을 경우, 처분용기 당 약 600 W의 발열량이 예상된다. 처분용기 주변은 국내산 칼슘 벤토나이트로 구성된 완충재로 채운다. 완충재의 건조밀도는 1.6 g/cm^{3}이다.

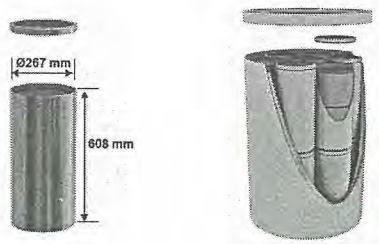


Fig. 1. Storage can and disposal canister.

2.3 지층 처분시스템

연구결과[2]에 따르면, 수직 처분공의 경우 최적의 처분밀도를 위해서는 처분용기 4개를 1개의

처분공에 넣으며, 처분터널 사이의 간격은 40 m 이며, 처분공 사이의 간격은 8 m이다. 처분터널 1개에는 32개의 처분공이 설치되며, PWR 사용후 핵연료 20,000 tU의 파이로 공정으로부터 예상되는 세라믹폐기물의 처분을 위해서는 이와 같은 처분터널 8개가 필요하다. 수평처분터널(Fig. 2)의 경우, 터널 간격은 25 m, 처분용기 간격은 2 m로 결정되었으며, 이와 같은 터널 16개가 필요하였다.

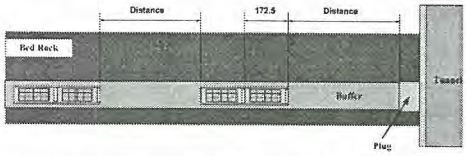


Fig. 2. Schematic of horizontal disposal.

2.4 처분밀도 분석 및 향상 방안

사용후핵연료를 파이로 처리하는 주요한 목적의 하나는 고준위폐기물의 양을 줄여 처분면적을 줄이고자 하는 것이다. 설계안을 바탕으로 사용후핵연료 직접 처분면적과의 비교를 Table 2에 나타내었다. 본 연구에서 고려한 지열구배, 지하조건, 완충재 열전달 특성을 고려할 경우 처분면적은 크게 줄었다.

Table 2. Comparison of disposal density.

Items	20,000 MtU basis
Number of waste blocks	28,200
Number of storage cans	14,100
Number of disposal canisters	1,007
Vertical deposition: 4 canisters	
- Number of deposition holes	252
- Number of disposal tunnels	8
- Deposition hole distance	8 m
- Length of a tunnel	280 m
- Tunnel spacing	40 m
- Disposal area	78,400 m^2
Horizontal deposition: 25 m tunnel spacing	
- Number of disposal tunnels	16
- Length of a tunnel	200 m
- Module spacing	2 m
- Disposal area	75,000 m^2

열 해석 경험에 의하면, 처분밀도를 향상시키기 위한 가장 쉬운 방안은 완충재의 열 전달 능력을 향상시키는 것이다. 다양한 첨가재를 이용하여 열 전도도를 향상시킬 수 있다. 저자들은 기존 완충재와 열 전도도가 향상된 완충재를 이용한 이중구조 완충재를 개발한 바 있다[3]. 열 해석 결과에 따르면, 처분공 내에 처분용기를 많이 넣는 것은 효과가 거의 없었다. 완충재와 처분용기 사이에 새로운 방벽을 추가하는 방안도 가능하다. 또한, 처분용기의 반경을 늘려 폐기물의 열 확산을 향상시키는 방안도 효과가 있었으며, 처분장 설계를 개선하여 모든 처분터널을 외곽에 위치하도록 설계하는 것도 어느 정도 효과가 있었다. 다음 단계 연구에서는 이와 같은 것들을 종합하여, 처분밀도를 20% 이상 향상시키고자 한다.

3. 결론

파이로 공정으로부터 예상되는 세라믹폐기물을 대상으로 물량과 선원항을 해석하고, 처분용기와 완충재를 개발하였다. KURT 주변 암반 특성을 반영하여, 수직공 처분방식과 수평처분터널 방식의 처분시스템을 열 해석을 기반으로 개발하였다. 처분밀도 관점에서 사용후핵연료 직접 처분방식과 비교한 결과, 수평처분 방식과 수직공 처분방식이 거의 유사하였으며, 2가지 방식 모두 처분밀도를 크게 향상시켰다. 처분시스템 설계 경험을 바탕으로 다양한 방법으로 처분밀도를 향상시킬 수 있는 방안을 제안하였으며, 향후 추가 연구를 통해 이를 실현시킬 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 최희주, 이종열, 이민수, 조동건, 국동학, 한국방사성폐기물학회 2010년 춘계 학술발표회 논문집, p.153, 2010.

[2] 최희주, 이민수, 국동학, 김현아, 한국방사성폐기물학회 2010년 추계 학술발표회 논문집, p.177, 2010.

[3] Heui-Joo Choi and Jongwon Choi, Nuclear Engineering and Design, Vol. 238, p.2815, 2008.

파이로 처리 방사성폐기물 처분장 원계영역 내 핵종 이동거리 영향

이연명, 정종태
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료는 최근까지 우리나라에서 발생할 수 있는 유일한 형태의 고준위 방사성폐기물로 분류되어 심층 암반 내에 직접 처분하는 방안이 검토되어 왔다. 최근 이를 파이로 처리(pyro-process)하는 건식재처리 방안이 모색되고 있는데, 우라늄자원을 재활용하고 TRU를 줄이며 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄일 수 있는 장점 때문이다. 파이로 처리를 통하여 발생되는 주요한 폐기물이 형태로는, 사용후 핵연료의 피복관을 탈피할 때 생성되는 금속폐기물과 LiCl-KCl 공용융염을 산화침전법으로 수집하고 걸러서 모나자이트(Monazite) 세라믹으로 고화한 세라믹폐기물이 있다. 금속폐기물은 소량이긴 해도 우라늄과 TRU, 그리고 핵분열생성물이 포함되며 비록 열 발생률은 낮아도 TRU같은 장반감기 핵종이 포함된다. 모나자이트 고화체 내의 주 핵종은 희토류지만 기타 장반감기 핵종도 포함되어 있다. 이러한 폐기물을 처분하기 위한 처분시스템은 복합폐기물 처분에 적합하도록 설계가 수행하고 있는데, 200m 심도에는 금속폐기물을, 그리고 500m 심도에는 세라믹 고준위 폐기물을 처분하는 것으로 A-KRS (Advanced Korea Repository System)로 부르고 있다. 최근 A-KRS에서 유출되는 핵종 거동에 관련된 FEP을 인지한 후 이로 부터 각 방벽별 핵종유출 시나리오를 도출하고 이를 정량적으로 평가함으로써 처분안전성 및 처분장의 성능을 평가하기 위한 연구가 수행되어 지고 있다. 우리나라의 환경에 비추어 그림 1과 같은 처분 시스템 개념이 전형적으로 상정될 수 있는데, 이러한 처분 시스템에서의 장기적인 핵종 유출에 관련된 정상 및 사고시나리오에 대한 평가는 처분 시스템에 대한 안전성 및 성능 평가 측면에서는 물론 설계에 대한 피드백을 위해서도 매우 중요하다. 이러한 평가를 위한 도구로서 상용 모사 프로그램인 GoldSim[1]을 이용하여 최근 템플릿 (template) 형태의 전산 프로그램으로 개발 하고 있다.[2-3]

Conceptual Modeling Scheme for *GoldSim* TSPA Model (associated with Various Waste Policy, N/F, F/F, & Biosphere Models w/Natural a/o Manmade Disruptive FEPs/Scenarios)

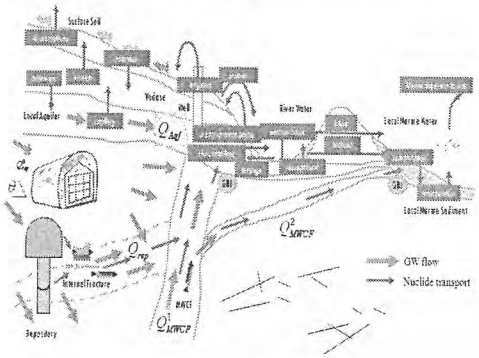


Fig. 1. 처분 시스템 개념.

불확실성은 낮추며 보수성은 가능한 한 줄이면서 신뢰도를 향상시키는 것을 목표로 개발되고 있는 이러한 템플릿은, 좌표계 상으로는 무차원이지만, 근계 및 원계 영역 내 지하 및 생태계를 포괄하는 처분 시스템 내 핵종의 이동을 보다 실재적으로 모사하는 프로그램이다. 처분 시스템 각 방벽으로 부터의 복잡한 핵종의 유출과 다양한 매질 내의 이동, 궁극적으로 인간 환경 내에서의 피폭선량에 관한 다양하고도 복합적인 시나리오의 형태에 구애받지 않고 보다 정확하게 정량적으로 평가할 수 있는 점이 가장 큰 특색이다. 방사성폐기물에서 지하수와의 접촉을 통해 유출된 핵종은 정상적인 지하수의 유동을 따라 이동하는 것이 가장 보편적이겠지만, 실제로 처분 환경 내에는 비정상적인 핵종의 유출과 근계 및 원계 영역 내 이동을 야기하는 다양한 시나리오가, 때로는 복합적으로도 존재할 수 있다. 이러한 시나리오는 처분시스템 내 핵종의 유출 및 거동에 관련된 여러 Feature, Event, 그리고 Process(FEPs)를 인지하여 그 발생확률과 FEP의 결과로서 나타나는 정량적 평가 결과의 심각한 정도 등을 고려하여 선별한 후 인지, 도출하게 된다. 한편 이 연구에서 다루게 되는, 처분 시스템의 원계영역(far-field)은 핵종의 유출을 최종적으로 억제하는 천연방벽으로

서 매우 중요한데, 이는 균열을 갖는 암반 매질로 기술 된다. 지하수는 이러한 암반 매질을 유동하며 핵종을 이류와 분산을 통하여 이동시키게 되고, 유동이 보다 집중될 수 있는 주요지하수유동경로(MWCF)를 갖는 구역에서는 보다 빠른 지하수 유동을 따라 핵종의 이동도 빠르게 진행될 수 있다. 이 연구를 통해서 이러한 MWCF의 존재를 가상하여 이 구역 내에서의 핵종의 이동이 MWCF내의 이동 거리에 따라 주요 핵종별로 어느 정도 민감한지 그 영향을 검토해 보았다.

2. 본론 및 토의

정상 시나리오에서는 처분장에서 유출된 핵종이 처분시스템을 빠져 나와 지하수의 유동을 따라 지표수를 통해 원계영역을 통하여 이동하여 이후 생태계에서 전이해 나가는 경우를 고려해 평가를 수행하게 된다. 원계영역은 대체로 균열을 갖는 비균질 암반 매질로 기술되지만 이 연구에서는 단일한 균열을 갖는 매질과 지하수의 유동을 집중시킬 수 있는 MWCF가 함께 존재한다고 가정하였다. 이러한 MWCF에서는 지하수의 유동 속도에 관계하는 지하수 유동량이나 밀도나 공극률, 균열의 특성에 관련된 암반의 물성, 그리고 핵종별 흡착계수와 같은 지화학적인 특성이 원계영역의 방벽기능상 모두 중요할 수 있지만 A-KRS 설계 측면상 MWCF내에서의 핵종 이동 거리, 즉 MWCF의 길이가 매우 중요할 수 있다. 따라서 이 연구를 통하여 특정 쥬요 핵종을 선별하여 MWCF내의 핵종 이동 거리의 변화를 그림 2와 같이 확률론적으로 고려하여 보았다. 두 처분 심도에 처분된 폐기물 내 주요 핵종을 200m 금속폐기물에서는 Nb-94 ($T_{0.5}$=20,300년)와 Sn-126 ($T_{0.5}=10^4$년)을 선별하고, 500m 세라믹 폐기물에서는 Tc-99 ($T_{0.5}$=213,000년)와 Cs-135 ($T_{0.5}=2.3\times10^6$년)를 선별하여, MWCF의 출구, 즉 생태계와의 접점 이 전에서의 핵종의 누출률, 즉 플럭스에 대해 그 피크치에 대한 변화를 그림 3과 같이 나타내 MWCF의 거리에 따른 영향을 검토 해 보았다. MWCF의 길이는 200m 심도에 대해서는, 320m × Uniform[1,100], 500m 심도에서는 468m × Uniform[1,100]으로 가정하여 각각 200개의 샘플링을 통해 몬테칼로 방식으로 계산을 수행하였다. 이 때 200m 심도의 폐기물은 처분후 100년, 500m 심도의 폐기물은 1000년후에 유출이 시작되는 것으로 가정하였다. 그림 3에서 보는 대로 반감기가 상대적으로 짧으며 200m 심도에 처분되는 Nb-94의 경우는 흡착계수를 1.0m^3/kg를 갖는데, MWCF의 길이에 대ks 방사능 유출률에 대한 피크치에 대하여 어느 정도는 민감도를 보이는 반면, 반감기가 길고 흡착계수도 $5\times10^{-2}m^3$/kg으로 낮은 Cs-135의 경우는 거의 그 민감도를 보이지 않는 것을 알 수 있었다. 그 외 두 핵종의 경우는, Tc-99는 긴 반감기 때문에, Sn-126의 경우는 낮은 흡착계수 때문에 그다지 두드러지는 결과를 보여주지는 않는 것으로 나타났다.

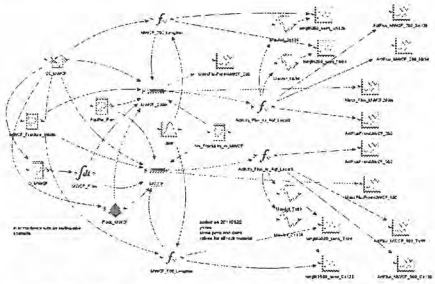


Fig. 2. 원계 영역에서 MWCF내 핵종 이동 거리의 확률론적 고려.

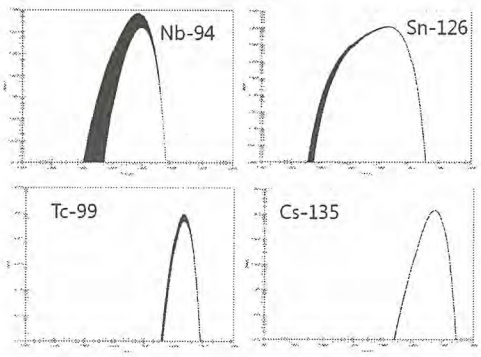


Fig. 3. 각 핵종에 대한 MWCF에서의 방사능 유출률 (균등분포, 샘플링 개수=200).

3. 참고문헌

[1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.

[2] Youn-Myoung Lee et al., "A GoldSim model for the afety assessment of an HLW repository," Progress in Nuclear Energy, 51, 746-759, (2009).

[3] Youn-Myoung Lee et al., "Evaluation of Nuclide Release Scenarios for a Hypothetical LILW Repository," Progress in Nuclear Energy, 53, 760-774, (2011).

방사선에 의한 처분용기 재료의 부식 영향

이민수, 최희주, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
minm@kaeri.re.kr

1. 서 론

원자력발전소에서 발생된 사용후 핵연료 및 고준위 폐기물은 높은 방사선과 장반감기로 인해 지상에 처분하기보다는 인간의 침입이 어려운 심지층에 처분하는 방안이 연구되고 있다. 처분용기는 내부의 방사성 물질을 오랫동안 보관하기 내부식성의 금속재료로 제작될 예정이다. 금속 처분용기의 처분환경에서의 내부식성을 조사하고, 그 부식률을 실험적으로 산정하는 것은 처분시스템 설계에서 중요한 설계인자가 된다.

통상적으로 부식에 영향을 주는 것은 지하수 중에 녹아있는 용존산소량이지만, 심부지하의 혐기성 조건에서는 sulfite나 chloride 등의 염에 의한 부식이 예상된다. 하지만, 그 이전에 방사성 물질이 밀폐된 처분용기의 경우에는 내부에서 나오는 방사선이 용기의 부식에 어떤 영향을 미치는지 예상하고 있어야 한다.

일반적으로 알려진 바에 따르면 방사선은 재료의 부식에 악영향을 주거나 줄 수 있는 환경을 야기한다고 알려져 있다[1]. 또 다른 의견으로는 처분용기의 부식률은 방사선이 있는 경우에는 1/10 수준으로 감소되었다는 실험적 보고도 있었다[2].

본 연구에서는 현재 한국원자력연구원에서 개발된 A-KRS 처분시스템에서 고려하고 있는 금속 재료들이 방사선에 노출되었을 때, 부식률에 어떤 영향을 미치는지 본 연구에서는 확인하려고 하였다.

2. 본 론

2.1 실 험

처분용기 제작에 사용될 수 있는 금속재료로 저온분사코팅동, 일반 압연동, 구상흑연주철, 티타늄, 스테인리스강 등 5종을 선정하고, 금속부식의 방사선영향을 가늠하고자 하였다(그림 1).

시험 방법은 두께 1mm, 너비 8.6 mm, 길이 20 mm 사각금속편을 벤토나이트 반죽 12g과 함께 10 ml 유리 바이알에 넣고, 방사선에 의한 부식시험을 실시하였다(그림 2). 벤토나이트 반죽은 증류수를 넣어서 함습율 62%로 하였다. 제작된 바이알들은 기밀이 유지된 유리병에 넣고, 다시 Al 금속용기에 2중으로 밀폐시킨 후, 하나로 Ir-192 생산 핫셀에서 장기간 조사시험을 실시하였다.

저온분사 코팅동, 일반압연동, 구상흑연주철은 각각 6개의 시편을 제작하여 6개월과 12개월로 3개씩 나누어 방사선 조사 시험을 실시하였으며, 티타늄(Gr 10)과 스테인리스강(STS304)은 각각 3개의 시편을 제작하여 12개월로 나누어 방사선 조사 시험을 실시하였다. 방사선 조사시편과 비조사 시편을 비교하기 위하여 동일한 사양의 시험 조건에서 상온에서 보관하였다.

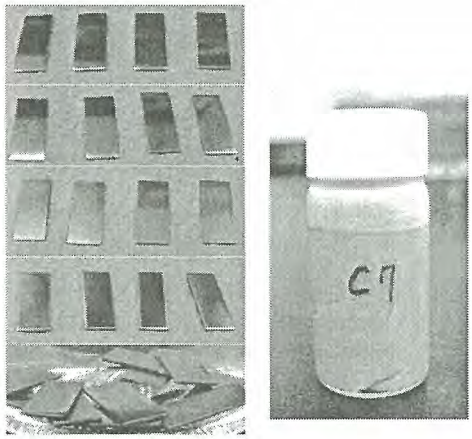


Fig. 1. 방사선영향 시험에 사용된 금속 시험편. 위로부터 저온분사코팅동, 압연동, 스테인리스강, 티타늄, 구상흑연주철(좌)와 시험 준비된 유리 바이알 모습(우).

2.2 실험 결과

실험기간 6개월 된 3종의 시편(저온분사코팅동, 압연동, 구상흑연주철)이 들어간 조사 및 비조사 바이알 18개를 해체하고 시험시편을 증류수로 초

음파 세척을 하였다(그림 3). 비조사 시편은 부식 생성물이 조사 시편에 비해 상대적으로 많아 보였으며, 부식피막이 금속표면에 단단히 부착되어 있었다. 하지만, 조사시편은 부식피막이 많지 않고, 금속표면에서 쉽게 떨어져 나왔다. 전반적으로 조사시편은 금속표면에서 부식이 용이하게 진행되지 않고 초기 발생된 부식 생성물 자체의 변화만 진행된 것으로 보였다.

세척된 구리 시편들은 2.5% HCl 용액에서 20~30초간 초음파로 표면의 부식생성물을 제거하였으며, 주철시편은 75%HCl 500ml와 3.5g hexamethylene tetramine을 혼합하여 만든 2L 수용액에서 초음파 로 1~2분간 부식생성물을 제거하였다. 피막제거가 처리된 각 시편은 질량감손법을 사용하여 부식두께를 산정하였다(그림4).

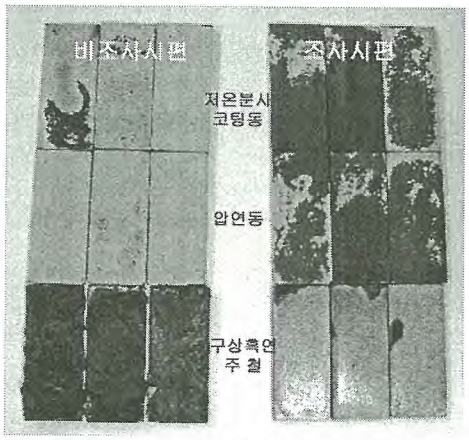


Fig. 2. 비조사 vs. 조사된 시편의 6개월 부식시편들 사진.

부식두께를 산정한 결과, 코팅동과 압연동은 비슷한 부식두께를 나타내었으며, 조사와 비조사시편의 부식두께 차이도 크지 않았다. 하지만 방사선을 조사한 시편은 조사하지 않은 시편보다 상대적으로 낮은 부식두께를 보였다. 특히 구상흑연 주철의 경우에는 비조사 시편의 부식두께가 10배 가까이 높았다.

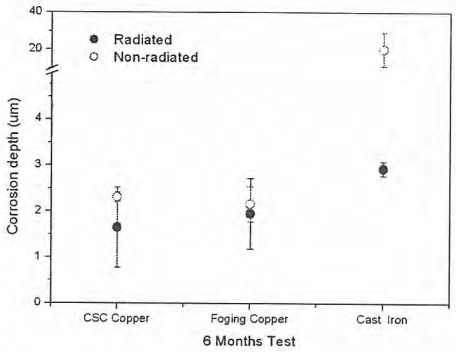


Fig. 3. 조사 vs. 비조사 금속시편의 6개월 부식두께 비교 그래프.

3. 결 론

처분용기 재료로 사용될 금속 5종에 대해 방사선 영향 시험을 계속 진행하고 있으며, 6개월된 시편들(코팅동, 압연동, 주철)에 대해 방사선에 의한 부식의 차이를 살펴보았다. 실험에서 나타난 결과로는 방사선이 조사되었을 경우에는 금속의 부식이 지연됨을 확인하였다. 앞으로 추가될 시험을 통해 보다 확실한 결과를 얻기를 예상하며, 방사선에 의해 부식이 지연되는 원인에 대해서는 좀 더 살펴볼 필요가 있다고 보았다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] N. R. Smart, A.P. Rance, L.O. Werme, Journal of Nuclear Materials 379 pp97-104, 2008.

[2] F. King, C. D. Litke and S. R. Ryan, Corrosion Science, Vol. 33, No. 12, pp. 1979-1995, 1992.

처분장내 수소 발생 영향 평가 (I)

강철형, 정종태
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
chkang@kaeri.re.kr

1. 서론

지하에 처분된 폐기물의 용기 등에 포함된 철 등의 금속들은 지하 환경에서 부식되어 수소를 발생하게 된다. 이렇게 발생된 수소는 인공방벽 내에 존재하는 공극수에 용해되어 인공방벽을 통하여 확산된다. 용해된 수소의 주위 암반으로의 확산이 수소의 발생율 보다 적다면 용기주변에 존재하는 수소의 농도는 용해도보다 커지게 되고 수소는 기체 형태로 존재하게 될 것이다. 기체 형태로 존재하는 수소의 압력은 증가되어 인공방벽이나 주변의 암반의 안정성에 영향을 줄 수도 있게 된다. 또한 이러한 압력의 증가는 인공방벽 내의 방사성 핵종을 포함한 공극수를 밀어내게 되며 핵종의 이동에 영향을 줄 수 있다. 따라서 처분장에서 발생되는 기체의 양과 그 이동 메카니즘을 평가하는 것이 필요하다.

실제로 용해된 수소의 확산과 수소 기체의 이동은 복합된 현상이나 이러한 현상에 대한 검증된 모델이나 평가에 사용될 자료들이 존재하지 않는다. 이 논문에서는 용해된 수소의 확산 현상의 모델링과 평가 결과를 설명하였다. 수소 기체의 이동 현상 다른 논문에서 다룰 예정이다.

2. 본론

처분장에서 폐기물의 용기 등의 부식으로 발생된 수소는 초기에는 완충재 내의 공극수에 용해되어 확산하게 된다. 발생되는 수소의 양이 폐기물 표면에서 용해되어 주위 암반 쪽으로 확산되어 나가는 수소의 양보다 많을 경우 수소의 농도는 증가하고 폐기물과 완충재 사이에 기체 형태의 수소가 축적되기 시작한다. 경계에 축적되는 수소 기체의 압력은 증가하고 이에 따라 공극수의 압력도 증가하게 된다. 공극수의 압력이 증가하면 공극수에 용해되는 수소의 양도 늘어나게 된다. 완충재를 탄성 변형체로 가정하면 폐기물과 완충재 사이에 축적되는 기체의 양과 축적된 기체의 압력 상이에는 다음과 같은 관계가 성립된다 [1, 2].

$$P = P_g - \frac{P_g}{2} + 0.5\sqrt{P_g^2 + 4KP_a V_s / V}$$

여기서 P : 축적된 기체의 압력 [MPa]
K : 완충재의 bulk modulus [MPa]
V : 탄성 변형된 부피 [m^3]
P_g : 지하수 압력 [MPa]
V_s : 기체 부피 [m^3]
P_a : 대기압 [MPa]

Goldsim [3]을 사용하여 평가 프로그램을 개발하여 이러한 수소의 거동을 모사하고 완충재에서의 용해된 수소의 특성을 평가하기 보았다. 또한 확산 계수와 철의 부식율에 대한 민감도 분석도 수행하여 보았다.

3. 평가 결과 및 토의

500m 지하에 위치한 처분장에 수직 처분된 고준위폐기물에서 발생되는 수소 기체에 대하여 평가하여 보았다. 이 평가에서 완충재의 유효확산계수는 2.0 x $10^{-11}m^2/s$로 철의 부식율은 5μm/y로 가정하였다 [1]. 또한 민감도를 보기 위하여 유효확산계수는 2.0 x $10^{-10}m^2/s$와 2.0 x $10^{-12}m^2/s$로 변화시키고 부식율은 1μm/y, 2μm/y, 10μm/y로 변화시켜 보았다.

그림 1은 부식율이 5μm/y일 때 주위 암반으로 확산되어 나가는 수소의 양을 나타내고 있다. 유효확산계수가 2.0 x $10^{-12}m^2/s$일 경우 확산되어 나가는 수소는 거의 없다. 그러나 유효확산계수가 증가할수록 확산되어 나가는 수소의 양은 늘어남을 볼 수 있다.

그림 2는 부식율이 5μm/y일 때 폐기물과 완충재 사이에 축적되는 수소 기체의 양을 보여 준다. 유효확산계수가 충분히 클 경우, 즉 2.0 x $10^{-10}m^2/s$일 경우는 축적되는 수소의 증가율은 시

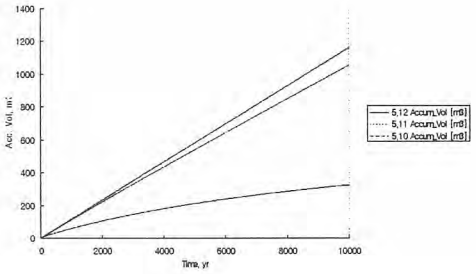


Fig. 1. Release Rate of dissolved hydrogen into the rock (corrosion rate : 5μm/y).

간이 감에 따라 감소되고 수소의 양은 수렴되어 가는 현상을 보인다. 그러나 유효확산계수가 작아지면 축적되는 수소의 양은 선형적으로 증가함을 볼 수 있다.

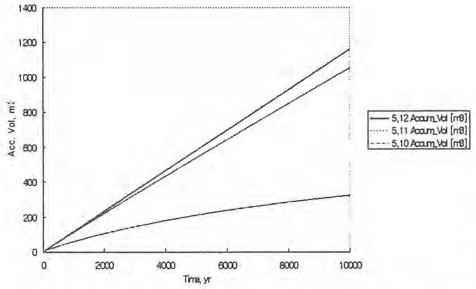


Fig. 2. Accumulated volume of hydrogen gas (corrosion rate : 5μm/y).

그림 3은 유효확산계수가 2.0 x $10^{-11}m^2/s$ 일 경우 폐기물과 완충재 사이에 축적되는 수소 기체의 압력을 보여 주고 있다. 수소 기체의 압력은 철의 부식율에 따라 6MPa에서 18MPa 범위의 값을 가지며 부식율이 작을수록 압력은 낮아짐을 알 수 있다.

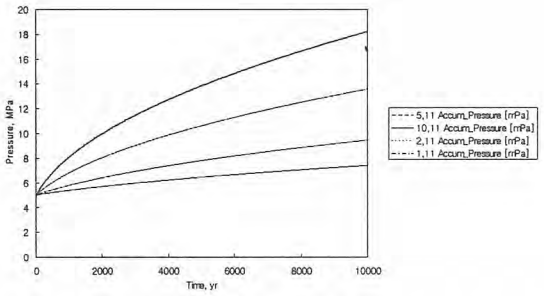


Fig. 3. Accumulated pressure of hydrogen gas (diffusion coefficient : 2.0 x $10^{-11}m^2/s$).

이 논문에서는 철 등의 금속 성분의 부식으로 발생된 수소가 완충재에 존재하는 공극수에 용해된 후 주위의 암반으로 확산되는 이동 현상의 모델링하고 평가하여 보았다. 실제로는 수소 기체가 어떤 압력 이상에서는 완충재를 투과해 나가게 된다 따라서 본 평가에서 얻어진 압력에 도달할 확률은 거의 없다고 볼 수 있다. 이와 같은 수소 기체 이동에 대한 분석은 다른 논문에서 자세히 평가될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] H12 : Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, JNC (2000).

[2] Tanai, K, and et al., "A preliminary of Cas diffusion and Migration," JNC TN8400 99-045 (in Japanese) (1999).

[3] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group (2006).

핵종의 수착메카니즘이 암반확산에 미치는 영향 평가

박정균, 백민훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ckpark@kaeri.re.kr

1. 서 론

방사성핵종의 암반에로 확산을 예측/평가하는데에는 암반매질의 공극률, 핵종의 수착능, 암반의 기하학적 인자값들이 관여한다. 이중 공극률은 암반확산에 직선적으로 영향을 미치는 비례관계를 가지지만, 수착능은 사용하는 확산모델에 따라 단순한 역비례관계를 설정하기도 하지만, 핵종특성에 따라 실험관측치와 상당한 오차가 존재하는 경우가 많으므로 확산과 수착을 좀 더 구체적으로 정의한 확산모델이 필요하다. 이에 일환으로 핵종들의 수착메카니즘들을 살펴보고, 수착특성에 따라 나타나는 확산양태를 분석해 본 후, 이를 통합해 반영할 수 있는 확산모델에대해 살펴보고자 한다.

2. 연구 내용

원자력연구원부지에 있는 지하시험시설(KURT)에서 풍화확암을 채취하여 원주 f5.2*cm* 길이20*cm* 로 가공하였다. 핵종들은 한쪽면만으로 확산해 들어갈수 있도록 밑면만을 제외하고 암석외부는 실리콘으로 피복한 다음, 아크릴로 다시2*cm* 두께로 외벽을 만들어 장기간 확산시켰다. 실험대상핵종은 비수착성핵종으로 삼중수소수(THO, tritiated water)와 유기염료인 우라닌(uranine, Na-fluoroscence)를 사용하였고, 수착성핵종으로는 Np, Co, Sr, Cs, U, Eu, Th 를 사용하였다. 실험장치를 글로브박스안에 장착하여 실험기간동안 지화학적 물성변화를 최소화하였다. 용액은 KURT지하수로서 여기에 THO, Co, Sr, Cs, Np, Th, U등 핵종을 용해시켜 암석내로 침투되게 하였다. 9개월 후, 암석을 꺼내어 Fig.1와같이 길이방향으로 반 쪽으로 나눈 후 자가방사분석으로 THO와 Np 의 농도분석을 시행하였다. 그 후, 암석을 다시 1cm 단위로 잘게 세분한 후, 이들을 단계적 화학추출법을 써서 암석에 수착된 핵종들의 수착량과 수착유형을 분석하였다.

Fig. 1. Half cut rock core after diffusion.

3. 실험결과 및 해석

실험결과를 Fig.2에 실었다. 비수착성핵종인 트리티움은 이미 20cm 길이의 암석전체로 골고루 확산해 들어갔다.

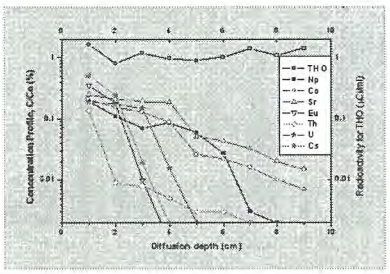


Fig. 2. Concentration profiles of nuclides.

수착성핵종 중 Eu, Cs 는 확산깊이가 4cm 수준이였고, Co, Sr, Np, Th, U등 핵종들은 약 9cm 깊이까지 확산첨두가 침투해 들어갔다. 이들은 자기방사분석방법으로 THO 와 Np-237 의 암석내 핵종농도분포영상을 분석하여 확산깊이를 검증하였다. Np-237 의 경우, 암석내 깊이 2-3cm 이내에 핵종이 주로 수착되어 있고, 약 5cm 이상에서는 농도는 낮지만 확산첨두는 더 깊이 침투해 들어간 모습이 관찰된다. 계산한 겉보기확산계수는, Eu, Cs는 10^{-12} m^2/s 수준이고, Co, Sr, Th 는 10^{-10} m^2/s 수준으로 가장 크고, Np, U은 그 중간 값을 가졌다. 순차적화학추출법으로 핵종들의 주된 수착메카니즘을 분석해본 결과를 Fig.3에 실었다. Sr, Eu, Cs 는 이온교환으로 암석과 주로 결합하였다. 특이하게도, Co 와 U 는 암석표면과 접촉한 초기에는 이온교환이 주축을 이루다가 암석안으로 깊이 침투해 들어갈수록 철/망간산화물과 결합

이 주된 수착기구로 작용하였다. 이는 Co 와 U 의 경우, 농도가 낮을 경우 철/망간산화물과 결합이 우선적으로 일어나지만, 용액과 암석간 접촉면과 같이 높은 농도로 장시간 접촉시에는 이온교환이 계속 일어나 지배적인 위치를 점하는 것으로 파악된다. 한편, Np 의 경우에는, 반대로, 암석과 접촉초기부분에서는 철/망간산화물과 결합이 주로 일어나지만 깊이 들어갈수록 이온교환이 주를 이루는 것으로 바뀐다. 이는 Np 가 U 에 비해 수착속도가 느리기 때문에, 핵종과 암석이 처음 접하는 확산첨두에서는 U 가 Np 보다 철/망간산화물과 결합을 먼저 하고, Np 는 상대적으로 속도가 빠른 이온교환을 먼저하는 것으로 파악된다. 그리고, 장기간 접촉이 이루어진 확산접촉면 근처에서는 Np 가 느리지만 지속적으로 철/망간산화물과 결합을 늘려나가 독점적인 영역을 구축한 것으로 판단된다.

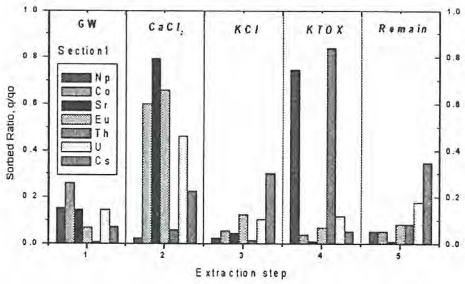


Fig. 3. Dissolved amounts of nuclides after extractions.

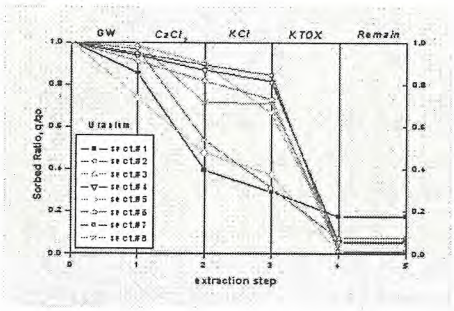


Fig. 4. Remained amounts of nuclides after extractions.

이상에 핵종별 수착특성을 확산모델 및 확산계수 계산에 적용해보면, 우선 흔히 쓰이는 확산모델은 식(1)과 같이 표현할 수 있다. 여기서, 겉보기확산계수(D_a)는 암석의 공극률에 직접적으로 비례하고, 분배계수에는 반비례하는 관계를 가진다. 그러므로 풍화암은 신선암에비해 공극률이 10배정도 크고, 핵종들의 분배계수크기에 반비례해 D_a값의 순서가 정해져야하지만 실험결과는 그렇지않다. 이는 핵종들의 수착가역성 및 표면확산을 고려하지 않았기 때문이며, 식(2)같이 이를 고려한 모델을 설정하여 구하면 표면확산계수(D_s)는 핵종의 수착가역성에 비례하며 실험결과와 부합되는 결과를 보여준다.

$$D_a = \frac{D_\epsilon}{\rho K_d} = \frac{\epsilon D_p}{\rho K_d} = \frac{\epsilon \delta D_v}{\tau^2 \rho K_d} \quad (1)$$

$$D_a = \frac{\epsilon D_p + (1-\epsilon)\rho K_d D_s}{\epsilon + (1-\epsilon)\rho K_d} \quad (2)$$

5. 결 론

암반에 수착가역성의 정도에 따라 핵종들은 다른 확산양태를 나타내었다. Np같은 핵종은 수착반응속도가 수착양태를 결정지었다. 이온결합이 주를 이루어 수착가역성이 가장 큰 Sr은 큰 확산계수값을 가지며 표면확산이 크게 확산과정에 기여하였다. 반면에 수착 가역성이 작은 Np, Th, Cs등은 표면확산 작용이 약해 상대적으로 작은 겉보기확산계수를 가졌다.

6. 참고문헌

[1] J.Berry, K.Bond, M.Cowper, A.Green, and C.Linklater, *Radiochimica Acta* **66/67**,447, 1994.

[2] Y.Ohlsson and I.Neretnieks, *Diffusion data in granite*, SKB/TR97-20, 1997.

[3] J.Crank, *Mathematics of Diffusion*, Oxford Univ.Press, NewYork 1956.

[4] H.Sato, *Nucl.Tech.* **127**,199, 1999.

[5] C.K.Park, and P.S.Hahn, *Kor. J. Chem. Eng*, 26(5) 1279, 2008.

몬모릴로나이트 영구음전하자리의 Eu(III) 및 Cu(II) 이온 흡착거동 비교

박경균, 정의창, 박양순, 최광순, 김종구, 박순달
한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nkkpark@kaeri.re.kr

1. 서론

진흙광물은 흙이나 점토질암 등의 주성분으로서 금속(수)산화물들을 부수광물로 함유하고 있으며 엽상규산염류로 분류된다. 1:1 또는 2:1 비율의 층을 형성하고 있는 $SiO_{3/2}OH$ 사면체판과 $Al(OH)_{6/2}$ 팔면체판에서 Si(IV) 또는 Al(III) 원소가 서로 다른 산화수의 원소에 의해 치환되면 영구음전하자리가 생성된다. 한편, 모서리에 존재하는 수산기(실라놀 또는 알루미놀 작용기)는 높은 pH에서 양성자가 이탈함으로써 음전하자리를 생성한다. 영구음전하자리는 정전기적 상호작용에 의해, 그리고 수산기자리는 표면착물 생성에 의해 금속이온을 흡착할 수 있는데, 각각 바탕이온 농도와 pH의 영향을 크게 받는다. 같은 형태의 진흙광물들이라도 치환된 이온이나 공존하는 부수광물들의 종류와 양에 따라 화학적 특성에서 차이를 보일 수 있다. 본 발표에서는 굳은산의 Eu(III) 이온과 굳은산-무른산 경계의 Cu(II) 이온에 대한 몇 가지 몬트모릴로나이트 시료의 흡착특성을 비교하고 그 차이를 두 금속이온의 화학특성 차이와 진흙광물 표면의 불균질성을 바탕으로 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험

Bentonite(Aldrich), Na-montmorillonite (SWy-2) 및 Ca-montmorillonite(STx-1)를 시료로 사용하였다. 탄산제거, Na-형 변환 그리고 유기물 제거를 위해 진흙을 각각 80 °C 1 M AcOH-AcONa(pH4.8), 1 M $NaClO_4$ 및 70 °C H_2O_2 용액으로 세척하였으며 증류수로 염을 세척하였다. 수분을 제거한 진흙에 대하여 $Cu(trien)_3^{2+}$ 흡착법으로 양이온교환용량을 측정하였으며, XRD 측정 및 열분석법을 적용하여 정제과정이 시료에 미치는 영향을 조사하였다. 수용액의 pH=4.0-4.5, $NaClO_4$ 농도=0.001 M, 진흙 농도=1 g/L인 조건에서 Eu(III)과 Cu(III) 이온을 당량분율이 서로 다르게 가해주면서 흡착변화를 조사하였다.

2.2 정제과정이 진흙 특성에 미치는 영향

정제 후에 측정한 양이온교환용량(CEC) 값을 생산자 제공 값과 비교했을 때, Na-montmorillonite는 서로 일치했으며, 생산자 제공 값이 없는 bentonite도 정제 전후 측정값이 서로 일치하였다. 반면에 Ca-montmorillonite는 생산자 제공 값보다 15% 낮게 측정되었다. 정제하지 않은 것이 21% 낮게 측정된 것을 고려하면 정제의 영향보다는 측정법 차이에 의한 영향으로 보인다. Ca-montmorillonite의 정제 전후의 XRD 측정결과를 그림 1에 나타내었다. 001 basal reflection을 비교하면 정제과정에 의해 바탕면간 간격이 감소했음을 보였다.

Ca-montmorillonite의 정제 전후의 TGA 측정결과를 그림 2에 나타내었다. 정제 전의 시료는 100-150 °C 범위에서 무게 감소를 보였으나 정제 후의 시료는 나타내지 않았다. 결정수를 함유하는 성분이 제거된 것으로 보인다. Na-montmorillonite 및 bentonite도 유사한 XRD 및 TGA 측정 결과를 보였다.

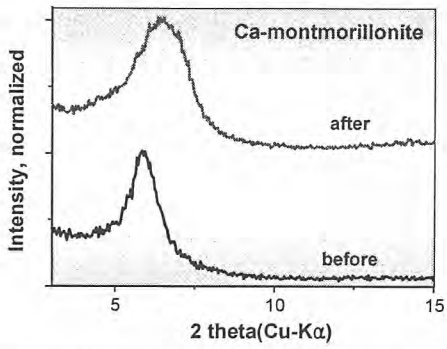


Fig. 1. Measured XRD of Ca-montmorillonite before and after purification .

2.3 Eu(III) 및 Cu(III)의 당량분율에 따른 흡착률 변화

Ca-montmorillonite에 대하여, 일정한 pH에서 Eu(III)-Cu(III) 당량분율을 변화시키며 흡착률을

측정하고, 이 결과로부터 흡착상수 ($Q=X_S/([M]_{aq} \cdot X_m)$, 여기서 X_S, X_m 및 $[M]_{aq}$는 각각 흡착된 금속이온 농도, 최대 흡착자리 농도=CEC 및 금속이온의 용존 평형 농도를 나타내며 흡착자리를 용존화학종으로 간주하였다)를 계산한 결과를 각각 그림 3 및 4에 나타냈다. 용액의 pH가 5보다

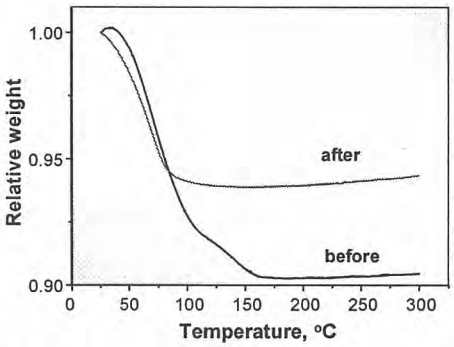


Fig. 2. Measured TGA of Ca-montmorillonite before and after purification.

낮으므로 흡착반응은 이온교환반응이다. Eu(III)의 당량분율이 증가할수록 Eu(III)와 Cu(II)의 흡착률

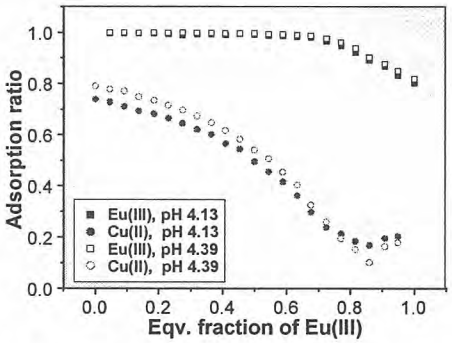


Fig. 3. Adsorption ratio of Eu(III) and Cu(II) against equivalent fraction of Eu(III).

이 감소했다. 그러나 분율이 0.85이상으로 증가하면 Cu(II)의 흡착률이 다시 증가했다. 이것은Eu(III) 흡착에는 영향을 미치지 못하지만 Cu(II) 흡착을 증가시킬 수 있는 또 다른 흡착자리가 존재하는 것을 의미하는 것으로서, 두 이온의 이온반경 및 수화에너지, 그리고 진흙표면의 불균일성 등을 바탕으로 이해되어야 한다. Eu(III)의 당량분율에 의존하는 동일한 현상이 bentonite에서도 발견되었으나 Na-montmorillonite 에서는 발견되지 않았다.

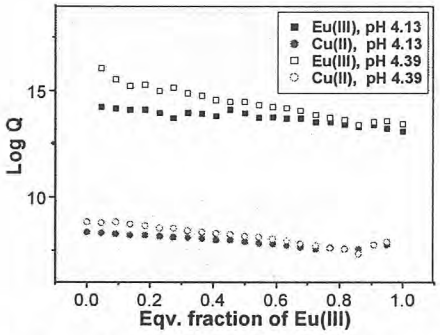


Fig. 4. Adsorption isotherm of Eu(III) and Cu(II) against equivalent fraction of Eu(III).

3. 결론

진흙층 표면의 영구음전하자리가 구성원소의 치환에 의해 불균질성을 나타낼 수 있고, 그 결과로 금속이온의 실험농도에 따라 이온교환에 의한 흡착상수가 서로 다르게 측정될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다. (과제번호: 2011-0001955).

옥살산 매질에서 Ni-Resin에 의한 Ni의 흡착 및 음이온교환수지법에 의한 정제

이창헌, 최광순, 김정석, 이명호, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nchlee1@kaeri.re.kr

1. 서론

국내의 원자력발전소에서 발생하는 중·저준위 방사성폐기물을 효율적으로 관리하기 위하여 지난 수년간 비파괴분석이 가능한 ^{60}Co, ^{134,137}Cs 및 ^{144}Ce의 재고량으로부터 ^{55}Fe, ^{59,63}Ni, ^{90}Sr, ^{94}Nb 및 ^{99}Tc 등과 같은 규제 핵종들의 재고량을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 척도인자(scaling factor)를 개발해 왔다. 이 핵종들을 정량하기 위해서는 시료의 매질원소뿐만 아니라 공존하는 핵종들로부터 이 핵종들을 개별적으로 분리해야 한다. 본 연구를 위하여 2차에 걸쳐 개발된 ^{55}Fe, ^{59,63}Ni, ^{90}Sr, ^{94}Nb 및 ^{99}Tc 분리기술은 시료의 유형에 따라 조금씩 다르지만 약 97±5%의 신뢰도를 갖는다. 그러나 척도인자의 신뢰도를 높이기 위해서는 가능한 이 핵종들에 대한 많은 분석결과를 얻어야 하기 때문에 매우 신속한 분리기술의 개발이 꾸준히 요구되어 왔다. 본 연구에서는 원자력발전소에서 방출하는 폐기물보다 매질이 더 다양한 한국원자력연구원의 중·저준위 방사성폐기물을 대상으로 폐기물의 매질원소와 ^{55}Fe, ^{90}Sr, ^{94}Nb 및 ^{99}Tc로부터 ^{59,63}Ni을 신속하게 분리할 수 있는 기술을 개발하고 이를 바탕으로 회수율을 측정하고 신뢰도를 평가하였다.

2. 실험

2.1 기기 및 장치

모의 방사성폐기물 시료용액에 첨가한 금속원소의 농도를 측정하기 위하여 여러 원소들을 동시에 분석할 수 있는 유도 결합 플라스마 원자방출분광기(ICP-AES, Jobin Yvon, France), 그리고 분리관으로부터 시료용액과 용리액을 빠르게 용출시키기 위하여 연동펌프를 사용하였다.

2.2 시약 및 모의 비방사성폐기물 용액

중·저준위 방사성 폐기물의 화학조성을 조사한 후 시료용해액과 화학조성이 유사한 모의 방사성폐기물 시료용액을 ICP-AES 검정용 표준용액(Spex, U.S.A.)을 혼합하여 제조하였다.

2.3 분리관 준비

폴리프로필렌 재질의 분리관(용량: 8 mL, 높이: 65 mm, Alltech, U.S.A.)을 사용하였다. Ni-Resin 분리관은 950 mg의 Ni-Resin(Eichrom, U.S.A.)을 그리고 음이온교환수지 분리관은 5 mL의 음이온교환수지[Bio Rad, AG 1×8(100~200 mesh)]를 충전시켜 사용하였다.

3. 결과 및 토의

3.1 옥살산 매질에서 Ni 과 공존원소의 흡착거동

^{55}Fe, ^{90}Sr, ^{94}Nb 및 ^{99}Tc을 분리한 후 회수한 옥살산 매질의 시료용액에는 Ni과 함께 Al, Zn, Mn, Ti, Mo, Co, Cu, Zr, Pb, Sn 및 Sb이 존재하고 있다. 음이온교환수지와 양이온교환수지법은 Ni에 대한 선택성이 작아서 잘 적용되지 않는다. 아세트산 매질에서 양이온교환수지법으로 Na, K 및 Cs과 같은 알칼리 금속원소로부터 Ni을 선택적으로 분리할 수 있다[1]. Ni과 함께 공존하는 Ca, Mg, Al, Mn, Cr 및 Ti 등은 dimethylglyoxime(DMG)으로 ^{59,63}Ni radioactive source를 만드는 과정에서 함께 침전되지 않는다[2]. 그러나 DMG와 용해성 착물을 형성하는 Cu와 특히 ^{60}Co은 섬광계수법에 의한 ^{63}Ni 계측에 큰 영향을 미치므로 미리 제거해야 한다[3]. 본 연구에서는 ^{99}Tc(화학운반자: Re)과 ^{90}Sr(화학운반자: Sr)을 분리한 후 회수한 옥살산 매질의 용액에 함유되어 있는 Al, Ti, Zn, Mn, Co, Cu, Pb, Se, Zr, Mo, Sn 및 Sb으로부터 Ni을 선택적으로 분리할 수 있는 기술을 개발하였다. 특히 분리시간을 단축시키기 위하여 80 mL의 옥살산 용액의 매질을 바꾸기 위하여 증발 건조시키지 않고 직접 Ni 분리에 사용할 수 있도록 하였다.

3.1.1 Ni의 흡착 선택성

일정량의 Al, Ti, Zn, Mn, Co, Cu, Pb, Se, Zr, Mo, Sn, Sb 및 Ni이 함유되어 있는 옥살산 용액(pH 8.5)을 950 mg의 Ni-Resin이 충전되어 있는 분리관에 흘려 넣고 Ni의 흡착선택성을 조사하였다. 2 mg의 Ni과 함께 미량의 Co와 Cu가 흡착되

었으며 그림 1에서와 같이 100 mL의 옥살산 용액으로 분리관을 씻어도 약 10% 정도가 잔류해 있었다. 잔류 Co와 Cu는 10 mL의 2 M HCl으로 회수할 수 있다.

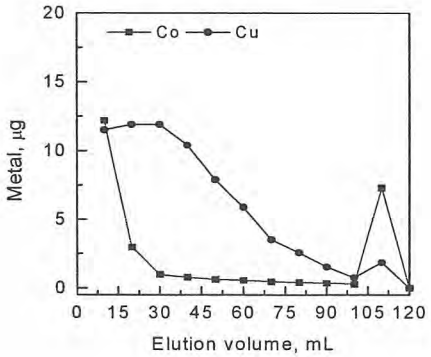


Fig. 1. Elution behaviour of Co and Cu retained on the Ni-Resin column.

3.1.2 Ni 흡착에 미치는 용리액의 흐름속도 영향

Ni-Resin은 Ni을 선택적으로 침전시킬 수 있는 DMG를 안정한 폴리머에 코팅시킨 흡착제로서 DMG의 소수성 때문에 수용액의 흐름이 매우 느리다. 연동펌프를 사용하여 분리관의 아래 용출구로 용액을 뽑아내도록 고안하였다. 따라서 용리액의 흐름속도에 따라 Ni의 흡착거동이 다를 것으로 예측하고 1.2~7.0 mL/min의 범위에서 Ni 흡착에 미치는 흐름속도의 영향을 조사하였다. 그림 2에 나타낸 바와 같이 조사한 흐름속도 범위에서 95% 이상의 Ni이 흡착되었지만 4.5~7.0 mL/min 범위에서는 가끔 $Ni(DMG)_2$ 침전이 폴리머로부터 벗겨져 나가는 것이 확인되었다. 본 실험에서는 1.6 mL/min을 적합한 흐름속도로 선택하였다.

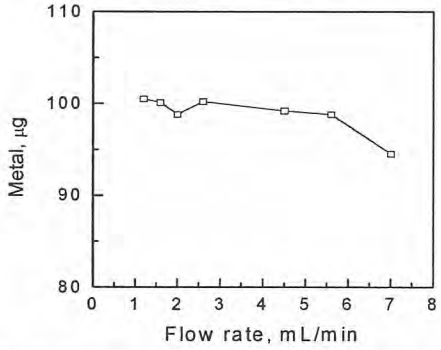


Fig.2. Flow rate effect of loading solution on recovery of Ni on the Ni-Resin column.

3.1.3 음이온교환수지법에 의한 Co 및 Cu의 제거

Ni-Resin에 흡착되어 있는 2 mg의 Ni과 함께 미량의 Co와 Cu를 10 mL의 9 M HCl으로 회수할 수 있다. Co와 Cu를 제거하기 위하여 9 M HCl 매질의 음이온교환수지 분리관에서 용리거동을 조사하였다. 그림 3에 나타낸바와 같이 9 M HCl 매질에서 Ni을 Co와 Cu로부터 매우 순수하게 분리할 수 있었다.

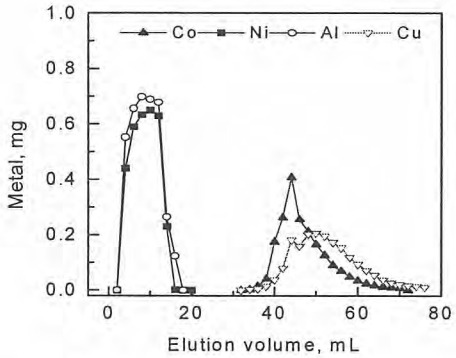


Fig. 3. Elution behaviour of Ni and co-existing metals on the anion exchange resin column

3.2 Ni 분리 시스템에서 Ni의 분리신뢰도 평가

Ni-Resin 분리관에서 2 mg의 Ni을 흡착시킨 후 음이온교환수지 분리관 위에 직렬로 배치시킨 다음 Ni-Resin 분리관에 20 mL의 9 M HCl을 흘려 넣으면서 용출액이 직접 음이온교환수지로 흘러 들어가게 하여 Ni만 선택적으로 회수하였다. 5개의 모의시료를 대상으로 Ni의 회수신뢰도를 평가한 결과 회수율은 99.0%, 표준편차는 0.008 mg이었으며 상대표준편차는 0.45%이었으며, 분리시간은 이틀에서 하루로 단축되었다.

4. 참고문헌

[1] Chang Heon Lee, Moo Yul Suh, Kwang Yong Jee, Won Ho Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 272, 187-194, 2007.

[2] Chang Heon Lee, Kie Chul Jung, Kwang Soon Choi, Kwang Yong Jee, Won Ho Kim, J. Korean Radioactive Waste Society, 3(4), 309-317, 2005.

[3] Chang Heon Lee, Myung Ho Lee, Sun Ho Han, Yeoung-Keong Ha, Kyuseok-Song, J. Radioanal. Nucl. Chem., 288, 319-325, 2011.

자연계에서 우라늄 이동에 결정적 영향을 주는 생촉매제 발견 및 규명

이승엽, 오종민, 백민훈, 조혜륜, 정의창, 최종원
한국원자력연구원, 방사성폐기물기술개발부
seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

자연계에서 우라늄의 이동은 많은 핵종들 중의 주관심 대상이며, 지금까지 많은 학자들이 실내 실험 및 야외 관찰 등을 통해 우라늄의 이동 메카니즘 규명에 힘을 써 왔다. 결과적으로 수용액상의 우라늄 종(species) 및 용해도 등의 많은 화학적 상수값과 데이터가 축적되었으며, 모델링을 통해 실제 현장 상황을 예측하기도 하였다. 하지만, 현장에서의 우라늄 거동을 정확히 예측하기는 매우 어려운 부분이 많았으며, 이러한 원인중의 하나가 자연계에 생존하고 있는 미생물의 역할을 전혀 고려하지 않았다는 점을 들 수 있다. 또한, 지하수 중에 녹아 있거나 존재하고 있는 우라늄의 산화상태가 대부분 U(VI)로 인식되어 왔으나, 본 연구에서는 U(IV)의 존재 가능성을 제시하고 그들의 특성을 살펴보았다.

지하환경은 다양한 종류의 혐기성미생물들이 서식하고 있으며, 이들 중의 일부는 산소가 희박한 조건에서 용존 금속원소들을 환원시키거나 콜로이드와 같은 광물 형성 작용을 일으킬 수 있다. 본 연구에서 황산염환원미생물(SRB)에 의해 용존 U(VI)가 환원되면서 U(IV)-콜로이드로 변하는 과정을 관찰하였다. 또한, 이러한 U(IV)-콜로이드가 U(VI)보다 지하환경에서의 이동이 매우 빠를 가능성이 있음을 실험을 통해 처음으로 증명하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 미생물은 *Desulfovibrio desulfuricans*와 *Desulfovibrio vulgaris* 두 종류의 황산염환원박테리아(SRB)가 사용되었다. 100 mL의 성장배지에는 lactate(10 mM), Fe-sulfate(2 mM)가 있고, 50 μM 농도의 우라늄이 주입되었다. 실험은 약 45일간 이뤄졌으며 우라늄을 포함한 미량원소들의 농도 변화를 살펴 보았다.

2.2 SRB-우라늄 반응

SRB는 물 속의 황산염을 환원하여 황화물로 만들며, 이 때 다른 양이온인 철과 결합되어 황화철광물이 만들어진다. 이 과정에서 만들어지는 황화철은 대부분 맥키나와이트(mackinawite, FeS)라는 광물이며, 초기에는 매우 작은 나노입자의 형태를 띤다. SRB의 환원작용이 활발해짐에 따라 점점 더 많은 맥키나와이트와 그들의 결정성이 좋아지고 입자들의 크기도 점점 커진다. 초기 우라늄의 농도 변화는 이러한 황화광물의 형성과 밀접과 관련이 있고, 용존우라늄들이 대부분 나노입자인 맥키나와이트에 흡착되어 수 일내에 급격한 우라늄 농도 감소를 보인다(그림 1).

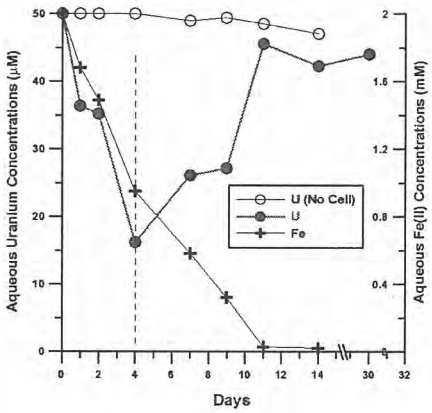


Fig. 1. Changes of aqueous U and Fe concentrations via activity of *D. desulfuricans*.

하지만, 시간이 흐르면서 우라늄의 농도가 다시 서서히 증가하는데, 이러한 변화는 미생물들의 직접적인 환원작용보다는 황화광물의 환원작용에 의해 나타나는 현상으로 보인다. 대부분의 우라늄은 6가에서 4가로 환원되고 콜로이드 크기(< 20 nm)의 입자를 갖는 용존 형태를 보인다(그림 2).

2.3 지하환경에서의 우라늄핵종 이동

방사능으로 오염된 토양이나 지하수에서 방사성핵종들은 빠른 확산을 보인다. 일반적으로 우라늄과 같은 액티나이드(actinides) 핵종성분들은 물속에 용해되면 이온상태로 존재하여 주변의 광물

및 암석표면에 흡착된다. 따라서, 거리에 따라 대부분의 용존 핵종들은 멀리 이동하지 못하고 점차 토양 혹은 광물/암석 표면에 흡착되거나 침전되면서 물 속의 핵종 농도는 점차 감소되어야 한다. 하지만, 최근의 발표된 논문에서 플루토늄과 같은 핵종들이 먼 원거리까지 확산된다는 사실이 보고되었다[1]. 이러한 현상에 대해서 일부 학자들은 핵종들의 콜로이드 이동설을 주장하게 되었고 다양한 실험들이 진행되었다. 하지만, 무기 혹은 유기 콜로이드에 흡착되어 이동하는 핵종만이 관찰되었을 뿐, 핵종 자체의 콜로이드는 확인하지 못하였다. 본 연구에서는 우라늄 핵종 자체의 콜로이드화 현상을 관찰하였으며, 미생물로부터 형성된 황화광물이 우라늄의 콜로이드화 작용을 촉진한다는 사실을 처음으로 보고 한다.

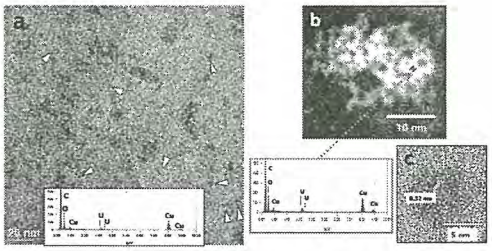


Fig. 2. A high-resolution electron microscopic image of U(IV) nanoparticles.

3. 결론

지하환경에서 핵종들의 거동은 자체 콜로이드화 형성작용에 의해 크게 달라지며, 여기에는 박테리아의 역할과 생황화광물의 생성이 연관되어 있다. 특히, 미생물에 의해 변환된 우라늄 U(IV)-콜로이드는 입자가 작아 침전하지 않을 뿐만아니라, 주변의 광물 및 암석에 잘 흡착되지 않고 매우 먼 거리까지 이동할 수 있다. 따라서, 지하환경에서의 우라늄 종(species)은 산화/환원상태의 화학적인 특성 외에 지하미생물들에 의해 영향받아 변한 우라늄 phase에 의해 지하수에서의 이동성이 크게 달라질 수 있음을 간과해서는 않된다.

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Novikov, A. P. *et al.*, 2006, Colloid transport of plutonium in the far-field of the Mayak Production Association, Russia. Science, 314, 638-641.

GoldSim을 이용한 중저준위 방사성폐기물 천층처분장 기준모델의 핵종누출 평가

김태형, 박경호, 김원직, 박재우
제주대학교, 제주특별자치도 제주시 아라일동 1 제주대학교 에너지공학과
kimth@jejunu.ac.kr

1. 서론

GoldSim은 미국 GoldSim Technology Group LLC에 의해 개발, 상용화된 범용 유동 해석 시뮬레이션 패키지로 그래픽 유저 인터페이스(GUI)와 객체지향(Object-oriented) 프로그램방식을 사용하기 때문에 손쉽게 유동이 존재하는 시스템을 모사할 수 있다.[1] GoldSim은 기존에 처분 안전성 평가에 광범위하게 사용된 AMBER와는 다르게 처분안전성을 평가함에 있어 지하 핵종 이동 모델과 생태계 모델을 따로 계산할 필요없이 처분고에서 인간생활권까지의 시스템 전체를 하나의 모델로 평가할 수 있다. 이러한 장점들로 인해 GoldSim은 국내외적으로 활용 폭이 확대되고 있으며, 특히 방사성 폐기물 처분 안전성 평가에 널리 사용되고 있는 시뮬레이션 프로그램이다.

본 연구에서는 IAEA에서 천층처분 기준모델인 Vault test case 에 대하여 GoldSim 을 이용하여 구현하였으며, 처분장 폐쇄후 처분고에서 인간생활권까지의 핵종누출에 대한 평가를 진행하였다.

2. 본론

2.1 고려한 천층처분장 모델

핵종누출 평가를 위해서 IAEA 기준모델 중 Vault case 인 South Africa의 Vaalputs에 위치한 천층처분장을 대상으로 하였다. GoldSim의 구현에 필요한 처분고의 제원 및 부지특성에 관한 자료는 IAEA 발간물을 참고하였다.[2] 고려된 기준 처분장은 지표상에 격납건물이 위치하고 근지표층에 폐기물 드럼이 매몰된다. 처분장에는 총 20개의 콘크리트 처분고가 존재하며, 750,000드럼의 폐기물이 처분될 예정이다. 하나의 처분고에는 21.1 m(W) X 83.6 m(L) X 10 m(H) 크기를 가지며 37,500 드럼이 저장된다. Fig.1. 은 Vault test case 에 대한 처분고의 제원과 폐기물의 저장방식을 보여준다. 콘크리트 처분고에 저장된 방사성폐기물은 장시간 경과 후 지하수에 용해되어 콘크리트 처분고에서 누출되게 된다. 누출된 방사성핵종은 4종의 불포화대 (Red sand, Brown sand, White kaolinite, Weathered granite)를 거쳐 포화대를 지나 최종적으로 생태계인 우물로 이동하도록 설계하였다. Fig. 2.은 처분장 지층의 구성도를 보여준다.

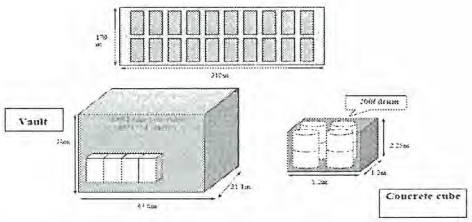


Fig. 1. Proposed waste system dimensions for the Vault test case.

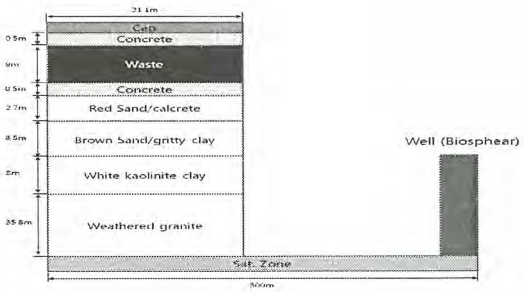


Fig. 2. Computational model for disposal repository

2.2 평가

인공방벽인 처분고는 시설이 폐쇄된 후 500년에 완전 파괴된다는 가정 하에 평가를 수행하였다. 또한, 500년이 경과한 후 외부로부터 처분고 내로 유입되는 물의 침투율은 0.018 m/yr 으로 가정하였으며, 분석에 사용된 방사성 핵종은 총 14종으로 방사성 붕괴사슬과 딸핵종의 생성을 고려하여 평가하였다. Table 1.는 GoldSim 구현에 사용된 핵종별 초기재고량이다. 인공방벽으로부터 누출된 핵종은 4종의 각기 다른 불포화대를 통과해 포화대를 지난다. 포화대에서 지하수 유동은 균열을 통한 흐름이며, 본 모델에서는 이러한 균열을 하나의 유동관으로 표현하였다. 이 때, 이

유동관을 통한 지하수량은 1,212 m^3/yr 이다. 실제로 우물을 통해 유입되는 지하수의 총량이 8,300 m^3/yr 임을 감안하면, 나머지 7,088 m^3/yr는 오염되지 않은 지하수량이다. 본 연구에서는 위에서 열거한 여러 가정들을 종합하여 모사에 적용하고 각 영역으로부터 핵종누출을 평가하기 위하여 시간에 따른 핵종누출률(Flux)을 평가하였다.

Table 1. Radionuclides inventory at time of repository closure, and decay chains considered.

Element	Inventory(Bq)	Daughters
^{3}H	1.0E+15	
^{14}C	1.0E+13	
^{59}Ni	2.0E+10	
^{63}Ni	1.0E+15	
^{90}Sr	1.0E+14	
^{99}Tc	3.0E+10	
^{129}I	6.0E+09	
^{137}Cs	8.0E+15	
^{234}U	5.0E+10	^{230}Th-^{226}Ra-^{210}Pb-^{210}Po
^{238}U	5.0E+10	^{234}U-^{230}Th-^{226}Ra-^{210}Pb-^{210}Po
^{238}Pu	2.0E+10	^{234}U-^{230}Th-^{226}Ra-^{210}Pb-^{210}Po
^{239}Pu	3.0E+10	^{235}U-^{231}Pa-^{227}Ac
^{241}Pu	3.0E+10	^{241}Am-^{237}Np-^{233}Pa-^{233}U-^{229}Th
^{241}Am	2.0E+10	^{237}Np-^{233}Pa-^{233}U-^{229}Th

2.3 결과 및 고찰

GoldSim 에서는 모든 이동 경로에 대해서 핵종누출률을 계산할 수 있으나, 여기에서는 대표적 관심대상인 처분고에서 불포화대로의 핵종 이동과 포화대에서 우물로의 핵종이동에 대한 결과를 제시하였다.

Fig.3.는 처분고로부터 불포화대(red sand)로의 핵종유출률(flux)를 보여준다. 폐쇄 후 500년이 지난 후 방사성핵종이 처분고로부터 빠져나오게 되는데 반감기가 비교적 짧은 ^{3}H, ^{90}Sr, ^{137}Cs는 약 2000년경 유출되는 양이 거의 없음을 알 수 있다. 붕괴에 의해 생성된 actinide 딸핵종들이 모핵종에 비해 천천히 장시간 누출됨을 확인할 수 있다. Fig.4.은 포화대에서 우물로의 핵종유입률을 보여준다. ^{129}I, ^{99}Tc, ^{238}U 등과 같은 장수명의 분배계수가 낮은 핵종이 전체 농도를 주도함을 알 수 있다. 처분고에서 불포화대로 누출이 확인됐으나 포화대에서 우물로 유출되지 않은 ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{233}Pa 등의 몇몇 핵종들은 타 핵종에 비해 상대적으로 분배계수가 높아서 지층에 잔류한 것으로 보인다.

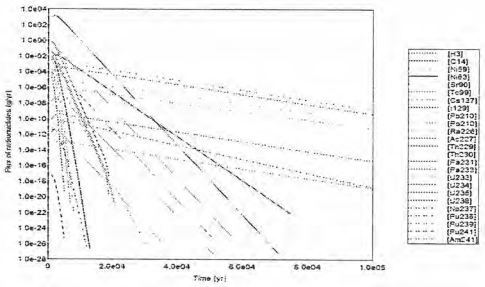


Fig. 3. Flux of radionuclides moving from the repository to the unsaturated zone.

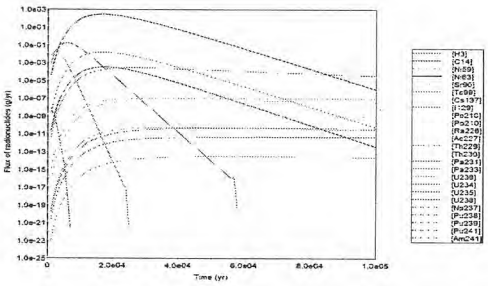


Fig. 4. Flux of radionuclides moving from the saturated zone to the well.

3. 결론

본 연구는 IAEA의 천층처분 기준모델 중 Valut case를 모델로 삼아서 GoldSim코드로 방사성 핵종 누출량을 평가하였다. 이를 통해 처분장으로부터 인간생활권에 이르기까지의 기본 경로 대하여 방사성핵종별로 누출률을 확인하였다. 향후에 처분고로부터 유출된 방사성 핵종이 인간에게 미치는 방사선적 영향을 평가하기 위한 기초자료로 활용 될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] GoldSim Contaminant Transport Module User's Guide Ver.5, 2009.

[2] Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities vol.2, IAEA publication, 2004.

암석의 열전도도를 이용한 암반손상대 평가에 관한 연구

이창수, 전석원, 권상기*, 최종원**
서울대학교, 서울특별시 관악구 대학동
*인하대학교, 인천광역시 남구 용현동 253
**한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
cslee@snu.ac.kr

1. 서 론

일반적으로 굴착손상영역(Excavation Damaged Zone, EDZ)은 굴착으로 인해 터널 주변암반이 원래의 암반과 다른 열, 수리, 역학적인 특성을 나타내는 영역을 의미한다. 이러한 굴착손상영역은 지하 약 500 m에 건설되는 고준위 방사성 폐기물 처분장과 같은 구조물에서의 구조적인 안정성에 크게 영향을 미치게 된다. 이러한 이유로 여러 선진 국가에서 지하처분 연구시설을 건설하고, 현장 및 실험실 시험을 통해 굴착손상영역에 대한 수많은 연구를 수행하였다. 하지만 수행된 기존의 연구들에서는 실험실 시험 및 현장시험을 통해 굴착손상영역이 암석 및 암반의 수리, 역학적인 물성에 미치는 영향에 대해 주로 연구를 하였다. 이에 본 연구에서는 KAERI Underground Resaerch Tunnel (KURT)의 건설과정에서 발생된 굴착손상영역을 암석의 공극률 변화와 열전도도의 변화로 평가하고자 하였다

2. 굴착손상영역에서의 암석의 열전도도 변화

2.1 연구대상지역

굴착손상영역에 관한 연구는 터널입구로부터 약 60 m 떨어진 회차구간에서 수행되었다. 연구대상 지역 암석의 역학적인 특성을 알아보고자 17개의 암석시편에 대해 일축압축시험과 탄성파 속도 측정을 수행하여 표 1에 정리하였다.

Table 1. 암석의 역학적 특성.

암석물성	평균값
탄성계수 (GPa)	59.68
일축압축강도 (MPa)	109.28
P파 속도 (m/s)	4771
S파 속도 (m/s)	2489
비중 (-)	2.65
공극률 (%)	1.01

2.2 암석의 열전도도시험

본 연구에서는 한국지질자원연구원에서 고안하여 만든 Divided-bar 시험장비를 이용하여 암석의 열전도도를 측정하였다. 시험장치의 맨 위와 아래면의 온도를 각각 40도와 20도로 설정하였으며, 실내 온도는 25도를 유지하며 열전도도 시험을 수행하였다(그림 1).

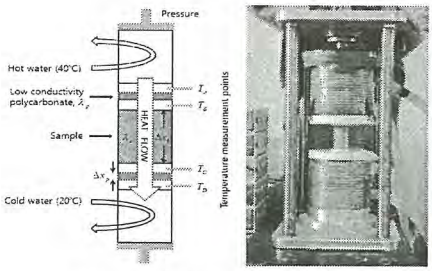


Fig. 1. Divided-bar 시험장비.

본 연구에서는 암석 sample과 시험 장비간의 접촉에서 발생하는 접촉저항을 고려하여 Beardsmore와 Cull (2001)에 제시된 식 (1)을 이용하여 암석의 열전도도를 구하였다.

$$\frac{\Delta x_s}{\lambda_{s(corrected)}} = \frac{\Delta T_s}{(\Delta T_1 + \Delta T_2)} \times \frac{1}{C} - R \quad (1)$$

Δx_s: 시편의 높이, λ_s: 시편의 열전도도
ΔT_s, $T_B - T_C$, ΔT_1: $T_A - T_B$, ΔT_2: $T_C - T_D$
T_A, T_B, T_C, T_D: 온도측정지점 A, B, C, D에서의 온도

식 (1)는 1차함수로서, 다양한 길이의 표준시편에 대한 열전도도시험으로부터 상수 C^{-1}와 R을 구할 수 있다. 본 연구에서는 5개의 서로 다른 폴리카보네이트를 이용하여 C^{-1}와 R을 각각 8.9451과 0.5975로 구하였다.

2.3 열전도도시험 결과

그림 2는 터널 벽면거리에 따른 굴착 전, 후의 열전도도 변화를 나타낸 것이다. 굴착 전의 열전

도도 평균값은 3.03 W/mK(2.73~3.32 W/mK)로 나타난 반면, 굴착 후의 열전도도 평균값은 2.43 W/mk(1.73~2.99 W/mK)로 나타났다. 굴착 전, 후의 열전도도를 살펴본 결과, 평균값을 기준으로 열전도도가 약 20 % 정도 감소한 것을 알 수 있었으며, 열전도도의 변화범위는 대략 1.8 m인 것으로 판단되었다.

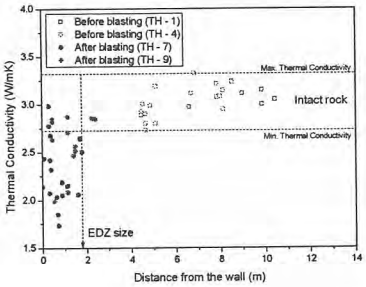


Fig. 2. 벽면거리에 따른 열전도도 변화.

일반적으로 암석의 열전도도는 암석의 공극률이 증가할수록 감소하는 것으로 보고된다. 이는 상온에서의 0.03 W/mK인 공기의 열전도도에 비해, 화강암의 주요 광물의 열전도도는 상온에서 약 1.6~7.7 W/mK 로 훨씬 더 크기 때문에 공극률의 증가는 암석의 열전도도의 감소로 나타나게 된다(Horai, 1971). 그림 3에 잘 나타나 있듯이, 그러한 경향은 본 연구에서도 확연히 드러났다.

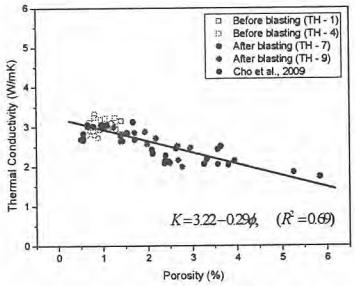


Fig. 3. 암석의 공극률과 열전도도와의 상관관계.

그림 4에 나타나있는 굴착손상영역에서의 공극률 변화(이창수 외, 2011)와 본 연구의 결과를 종합해 볼 때, 굴착손상영역에서의 열전도도의 변화는 발파로 인한 발파 충격과 응력의 재분배로 인해 미세균열의 발생과 기존 균열의 확장으로 인해 공극률이 변화하게 되고, 이러한 공극률의 변화가 열전도도의 감소를 야기한 것으로 판단된다.

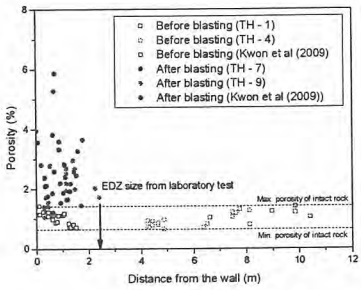


Fig. 4. 벽면거리에 따른 암석의 공극률 변화.

3. 결 론

KURT의 건설과정에서 발생된 굴착손상영역을 암석의 열전도도의 변화로 평가하고자 하였다. 암석의 열전도도의 경우, 무결암에 비해 약 20% 정도 감소하는 것으로 나타났으며, 그 범위는 대략 1.8 m 인 것으로 판단되었다. 굴착손상영역에서의 열전도도 감소는 발파 충격과 응력의 재분배로 인한 미세균열의 발생과 기존 균열의 확장으로 증가된 공극률로부터 야기된 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적 방벽 성능실증 기술개발 과제(53324-11)로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Beardsmore, G.R., Cull, J.P., 2001, Crustal Heat Flow. Cambridge University Press.

[2] Horai, K., 1971, Thermal conductivity of rock-forming minerals. J. Geophys. Res., Vol. 76, p. 1278-1308.

[3] 이창수, 전석원, 권상기, 2011, 한국원자력연구소 내 지하처분연구시설에서의 암반손상대 평가에 관한 연구, 한국방사성폐기물학회 춘계학술논문요약집. p. 331-333.

제4분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

빈 면

멀티 패커를 이용한 순간충격시험에서 screen 길이가 수리전도도 예측에 미치는 영향

이항복, 지성훈, 고용권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)
hblee@kaeri.re.kr

1. 서론

순간충격시험은 좁은 대수층 지역의 수리전도도를 측정하기 위한 효과적인 방법이다. 이 방법은 특히 양수량을 일정하게 유지하기 어려운 낮은 투수성을 가지는 암반 대수층에서 더욱 유용하게 사용될 수 있다. 복잡한 구조를 가지는 암반 대수층 내에서 수리전도도의 공간적 분포를 자세하게 파악하기 위해서 더블 패커를 이용한 멀티 레벨 순간충격시험이 많이 수행되고 있다. 이 때 패커 사이의 간격은 보통 대수층으로부터 지하수의 흐름이 이뤄지는 스크린 구간의 길이와 동일하게 평가된다. 그러나 특정한 멀티 패커 시스템의 경우에 패커 사이의 간격보다 실제 스크린의 길이가 상당히 짧은 상태를 보인다. 이 경우에 좁은 스크린을 통해 지하수가 빠르게 흐르면서 예기치 않은 비선형 흐름을 만들 수 있고 이것이 순간충격시험의 반응에 영향을 미치고 수리전도도를 예측하는데 불확실성을 증가시킬 수 있다. 이러한 영향은 물의 흐름속도가 빠를 때 극대화될 수 있기 때문에 투수성이 좋은 대수층에서 보다 분명히 나타날 수 있을 것으로 보인다.

본 논문에서는 짧은 스크린 구조가 멀티 패커 시스템을 통한 순간충격시험의 수리전도도 예측에 어떠한 영향을 미칠 것인가에 관해 다루었다. 먼저 비선형 흐름에 대한 효과가 기존의 순간충격시험 해석 모델에 반영되어 수정 모델을 만들었다. 이를 실제 현장 시험 반응에 적용하여 그 타당성을 입증하고 기존의 선형 해석 모델을 이용하여 결과 값을 비교 분석하였다.

2. 본론

높은 투수성을 가지는 대수층에서 순간충격시험 반응을 해석하기 위한 기존 모델에 짧은 스크린 구간을 통과할 때 발생할 수 있는 비선형 흐름의 효과를 베르누이 방정식을 이용해 수정 모델을 유도하였다. 이를 verification하기 위해 실제 순간충격시험이 시행되었다. 연구지역은 경기변성암 복합체 내에 위차하며 주로 선캄브리아기의 편마암류와 중생대의 화강암으로 구성되어 있고 3-11m 정도의 충적층으로 덮여 있다. 암반은 전체적으로 크게 풍화되지 않은 상태이고, 몇몇 유동성 단열들이 불규칙하게 분포하고 있다. 연구지역에는 수리지질학적 특성을 파악하기 위해 Fig. 1과 같이 10개 이상의 시추공이 다양한 깊이와 크기로 설치되어 있다.

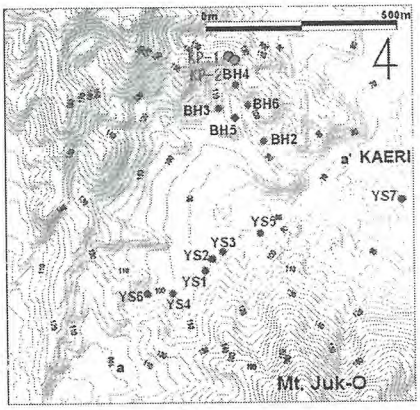


Fig. 1. Well field of the study area.

이 중 YS-4 시추공에서 시험이 시행되었는데 YS-4 시추공은 총 깊이가 350 m이고 공의 직경은 0.076 m이며 스크린과 케이싱의 직경은 각각 0.044, 0.026 m이다. 본 연구에서 사용된 멀티 패커 시스템은 패커와 측정부분, 케이싱, 펌핑 포트로 구성 되어 있으며 interval을 자유롭게 변화시키면서 시험할 수 있다. (246 - 264 m)구간에서 순간충격시험이 실시되었고 이 구간의 수위는 지표보다 약 3.8 m정도 높은 자분정이었다. 따라서 지표 위에 투명 아크릴 관을 제작하여 시추공 상부와 수리적으로 단절 후 연결을 하여 순간적으로 수위가 회복하도록 하고 그 반응을 자동수위측정기를 통해 관찰하였다. 자동수위측정기의 위치는 최대한 안정수위에 가깝게 하였는데 둘 사이의 위치 차이가 심하게 되면 반응의 실제 값이

왜곡될 수도 있기 때문이다. 0.711, 1.089, 1.847, 2.988m의 다양한 수위변화를 주면서 측정 오차를 줄이기 위해 각 경우마다 몇 번의 실험을 반복 수행하였다.

Fig. 2는 네 가지 수위변화에 따른 순간충격시험의 반응을 나타낸 것이다. 가속 효과에 의한 극초반의 약한 불규칙성을 제외하고는 모든 경우가 진동하는 형태를 보였고, 이는 기존의 연구에 의하면 높은 투수성을 지니는 대수층에서 주로 발견되는 현상이다. 그러나 경향을 비슷하지만 각 경우에서 진동 폭의 차이를 보인다. 수위 변화가 작을수록 반응의 진동 폭은 더 큰 것을 관찰할 수 있다. 만약 비선형적인 과정이 관여되지 않았다면 normalized된 순간충격시험의 반응은 모든 수위 변화의 경우에서 일치해야만 한다. 그러므로 반응 그래프를 통해서 이 지역의 수리 반응은 비선형적인 현상에 의해 영향을 받고 있고 이는 데이터 분석에 영향을 미칠 수도 있음을 암시한다.

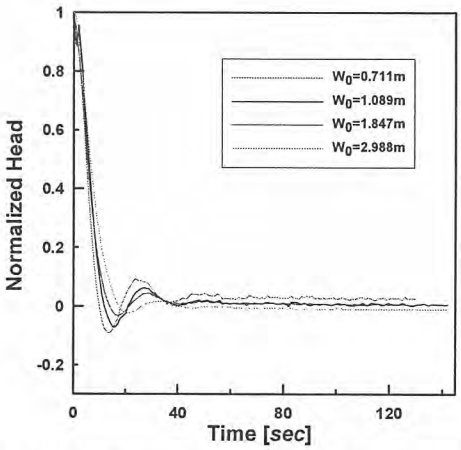


Fig. 2. Normalized head responses for the slug tests at 246-264m depth in YS-4 well with the initial displacements: 0.711, 1.089, 1.847,and 2.988m.

Fig. 3은 본 논문에서 유도된 수정 모델과 기존의 선형 해석 모델을 현장에서 얻은 순간충격시험 반응에 적용한 그래프이다. 두 경우 모두 대체적으로 반응과 잘 맞는 것을 볼 수 있고, 두 번째 진동 반응과는 약간의 차이를 보인다. 수정 모델을 통해서 추정한 시험 구간의 수리전도도는 약 4.62×10^{-6} ~ 6.01×10^{-5} m/s 의 값을 보여준다. 기존의 선형 해석 모델을 통해서는 3.64×10^{-6} ~ 4.03×10^{-5} m/s 의 수리전도도값을 구하였다. 같은 수위 변화의 경우로 비교해 보았을 때, 수정 모델을 통해 얻은 수리전도도값이 최대 50% 정도 더 크게 나타나는 것을 확인할 수 있었다. 짧은 스크린을 통해서 지하수가 빠르게 흐르게 되고 이에 따라 발생한 비선형흐름은 비선형적 수두 손실을 일으켜 이 같은 경우에 실제 수리전도도보다 더 낮게 나타날 수 있다. 따라서 이러한 효과가 고려된 수정 모델에서 추정된 보다 높은 값이 수리전도도가 실제 연구 지역의 수리전도도를 잘 반영한 것이라 할 수 있다.

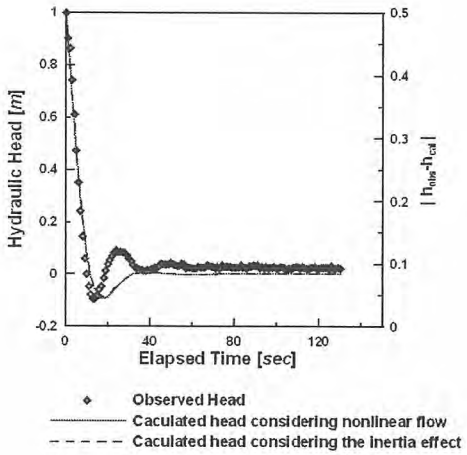


Fig. 3. Type curve matching of the slug test results with the initial displacement of 0.711m.

3. 결론

본 연구에서 멀티 패커 시스템을 통한 순간충격시험에서 패커 구간에 비해 스크린이 매우 짧을 경우에 수리전도도에 어떠한 영향일 미칠 것인가에 관해 수정 모델을 통해 고려하였다. 암반 대수층에서 다양한 순간충격시험이 시행되었고 그 결과를 이용해 효과 정도를 평가하였다. 수정 모델을 통해 얻은 수리전도도가 기존의 선형 해석 모델을 통해 얻은 값보다 전체적으로 큰 값을 보였는데 이는 짧은 스크린을 통한 비선형 흐름의 효과로 인한 수두 손실을 반영했기 때문으로 판단할 수 있다. 따라서 스크린 구간과 패커 구간이 일치하지 않는 시스템의 경우에는 이러한 비선형적 흐름에 의한 수두 손실의 영향을 고려하여야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

관측공 자료 이용한 단일 단열내 지하수 유동의 불확실성 분석

고낙열, 지성훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 처분시설의 계획을 위해 부지 주변의 수리지질학적 특성을 조사할 때, 광역 규모나 부지 규모에서는 현장에서 발견된 단열대를 이용하여 지하수 유동 상태를 모의하게 된다. 그러나 단열대를 이루는 각각의 단열에 대한 자료에는 불확실성이 있기 때문에 모의 결과 역시 불확실성을 갖게 되며, 이는 처분 시설의 안전성 평가에 대한 불확실성으로 나타난다. 따라서 단열의 수리지질학적 특성과 연결성에 대한 불확실성을 되도록 정확히 평가하는 것이 처분 시설의 안전성 평가에 큰 영향을 줄 수 있다.

이 연구에서는 다수의 관측정에서 관통되는 것으로 확인된 하나의 단열에 관한 현장 자료를 이용하여 수리 시험 결과를 해석하였고, 단열의 수리적 특성을 이해하고 불확실성을 평가하는 방안에 대해 고찰하였다.

2. 단일 단열 자료를 이용한 지하수 유동 모델 작성

2.1 관측정에서 확인된 단열

사용 후 핵연료의 처분장으로 선정된 핀란드의 Olkiluoto 섬에서 관측된 자료를 이용하여 연구를 진행하였다. 지하 공간에서 심도 25 m 정도의 관정(KU1, KU2, KU3)을 설치하고, 그곳에서 발견된 단열 자료를 이용하여 하나로 연결된 것으로 예상되는 단일 단열을 선정하였다.

2.2 수리 시험의 모의 영역

이용된 관정에서 이루어진 수리시험 해석을 위해, 투수량계수 분포를 작성하였다. 결정론적 방식의 분석을 위해 kriging 방법을 이용하였고, 불확실성 분석을 위한 확률론적 방식의 분석을 위해 동일한 통계적 특성을 갖는 투수량계수 분포를 다수 작성하여 이용하였다.

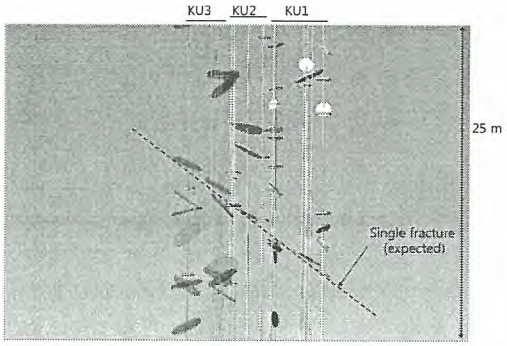


Fig. 1. Schematic layout of boreholes and the expected single fracture (dotted line).

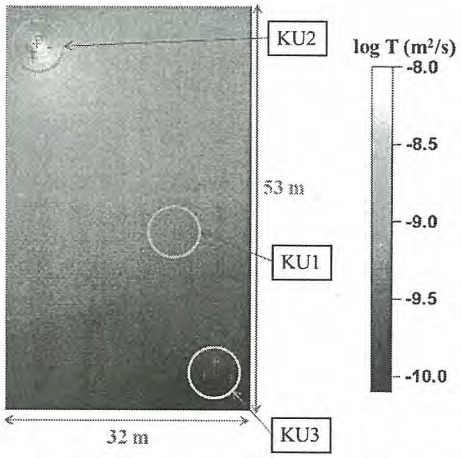


Fig. 2. Transmissivity field by kriging.

확률론적 분석을 위한 투수량계수 분포는 우선 관측 자료를 통계적으로 분석하고, 분석된 것과 동일한 통계 특성을 갖는 임의의 투수량계수 값을 발생시킨 후, simulated annealing 방법을 통해 kriging 분포와 동일한 공간적 분포 특성을 갖도록 작성되었다.

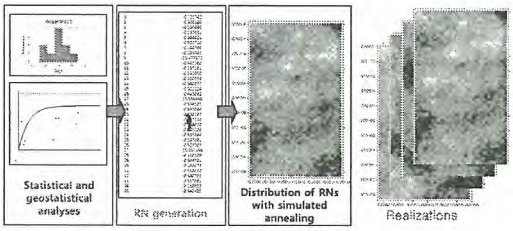


Fig. 3. Method for generating random realizations used in probabilistic analysis.

3. 수리 시험 모의 결과

현장에서 측정된 각각의 관정에서의 지하수 유량 자료를 모의 결과와 비교하였다. kriging 자료를 이용한 모의에서는 대체적으로 관측값과 비슷한 경향을 보여주었다. 확률론적 분석에서는 전체적인 분포와 평균값 모두 관측값에 비해 모의 결과가 더 큰 값을 보여주었으나, 모의 결과의 분포 내에 결정론적 분석 결과가 포함되는 것을 보여주었다.

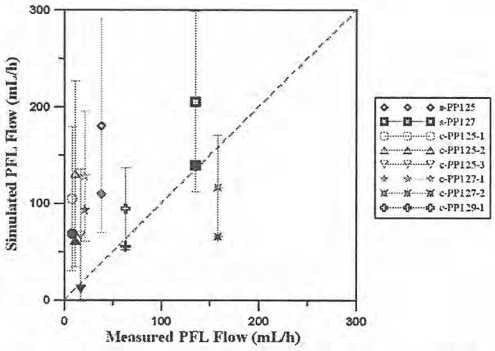


Fig. 4. Comparison of the measured and simulated PFL flow in the used boreholes.

4. 결론

국지적으로 분포된 관정에서의 단열 관측 자료를 이용해 단일 단열 주변의 수리지질학적 특성을 구성하고 현장에서 이루어진 수리 시험을 모의하였다. 확률론적 분석에서 관측값보다 다소 큰 값을 보였는데, 이는 관정 주변에서 관측된 투수량계수값이 주변의 암반 영역의 값에 비해 매우 크거나 크게 측정되었고, 수리지질학적 특성의 공간적 분포에 대한 통계 분석에서 투수량계수의 상관성(correlation length)이 과다하게 평가된 것으로 생각된다. 이런 현상을 해결하기 위해서는 각 관정 주변의 특성을 보다 잘 나타내주고, 단열과 암반 경계에서 발생하는 수리지질학적 특성의 불연속성을 보다 잘 표현할 수 있는 모델의 작성이 필요할 것으로 생각되었다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드린다.

6. 참고문헌

[1] Diersch, H.-J.G., 2005. Discrete feature modeling of flow, mass and heat transport processes by using FEFLOW, in: WASY GmbH (Eds.), FEFLOW: Finite Element Subsurface Flow and Transport Simulation System. White Papers Vol. 1. WASY GmbH, Berlin, Germany, 149-196.

파이로폐기물 처분시스템 흡수선량 평가에 대한 소고

국동학, 조동건, 이민수, 이종열, 최희주
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

PWR 사용후핵연료는 파이로공정을 거친 후에 총 5가지의 폐기물의 형태로 생성되고, 그 중에서 고준위폐기물로 분류됨과 동시에 처분되어야하는 폐기물은 크게 금속폐기물과 세라믹폐기물로 나눌 수 있다. 이 두 가지 폐기물은 각자 고유한 용기 내에 담겨져 심지층 공학적방벽으로 구성된 처분시스템 내에 보관된다. 이 처분용기 수명에 많은 영향을 미치는 메카니즘은 부식이며, 처분용기 외부로 나오는 방사선에 의한 흡수선량으로 인해 공학적방벽인 벤토나이트는 방사화전리되어 다량의 부식인자들을 생성할 가능성이 높기 때문에 이 부분에 대한 평가가 필요하다. 본 연구에서는 이미 수행했던 평가와 다른 평가방법을 통하여 기존의 평가방법을 검증함과 동시에 벤토나이트 외에 처분용기 주변을 감쌀 수 있는 지하수 및 90℃의 수증기에 대한 추가적인 평가를 통하여 파이로폐기물 처분시스템의 흡수선량에 대한 평가를 조금 더 현실화하고자 하였다.

2. 본론

파이로폐기물은 총 우라늄과 TRU를 포함하는 금속폐기물, LiCl+KCl과 희토류 및 일부 TRU를 포함하는 세라믹(Monazite)폐기물, 요오드와 테크네슘을 포함하는 Off-gas, 세슘을 포함하는 Off-gas, 그리고 스트론튬과 일부 세슘을 포함하는 LiCl 폐기물 5가지로 구분할 수 있으며, 이 중에서 현재 처분의 대상으로 구분하는 폐기물은 금속폐기물과 세라믹폐기물이다. 이들의 기본적인 특징은 표 1과 같다. 여기서 수치들은 PWR 사용후핵연료 10MtHM을 파이로공정 처리한 후의 값이며, 농축도는 4.5wt%, 연소도는 55 GWd/MtU, 10년 냉각된 사용후핵연료를 기준으로 설정된 값이다. 고준위폐기물 처분에 관하여 앞선 연구를 수행한 스웨덴에서는 폐기물의 방사선에 의해서 공학적방벽이 받는 흡수선량이 방사화전리를 일으킬 수 있는 1 Gy/yr 수준 이하이어야 한다고 정하고 있다[1]. 따라서 향후 모든 평가결과는 이 값을 기준으로 분석하고자 하며, 두 가지 폐기물 중에서 세라믹 폐기물의 경우에 대한 비교 분석을 수행하였다.

Table 1. PWR SF 10MtHM에 대한 폐기물의 특징.

항목		금속	세라믹
주요 핵종		U, TRU	RE, TRU
무게 (kg)		3136.4	664.9
밀도 (g/㎤)		5.70	3.57
부피 (L)		549.9	186.2
폐기물 블럭	직경(㎝)	30	26
	높이(㎝)	10	25
	갯수	77.8	14.1

2.1 기존 평가결과 검증

파이로폐기물은 중성자를 생성할 수 있는 우라늄과 TRU들이 거의 대부분 제거된 상태이기 때문에 중성자에 의한 선량이 감마선보다 훨씬 미미하며, 국동학 등[2]은 세라믹폐기물의 경우 감마선에 의한 벤토나이트의 흡수선량은 MCNPX를 사용하여 0.0115 Gy/hr로 평가하여 현재 제안된 세라믹폐기물 처분시스템이 앞서 언급한 선량기준 이하임을 주장하였으며, 본 연구에서는 MicroShield를 사용하여 위의 내용을 검증하고자 하였다. 서로 다른 프로그램의 비교평가를 위하여 아래와 같은 조건을 맞추었으며, 주로 프로그램 설정의 자유도가 떨어지는 MicroShield에 맞도록 조정하였다.

- MicroShield의 선원항 부분 균질화
- 각 차폐층에 대한 재질특성분포 반영
- 방사선 에너지 그룹수 조절 (18 그룹)
- 선량단위 통일 (MeV/㎠/sec)

MCNPX 계산의 상대오차는 3%이내의 값을 나타내었으며, 표 2에 비교결과를 표기하였다. Case ①은 MicroShield의 결과를, Case ②는

MicroShield 조건으로 맞춘 MCNPX 결과를, Case ③은 국동학 등[2]의 원본 계산조건을 그대로 적용한 경우를 나타낸다.

Table 2. 선량계산 결과 비교.

Case	① MicroShield	② MCNPX	③ MCNPX
Energy Group	18 Group (0~11MeV)	18 Group (0~11MeV)	44 Group (0.01~20MeV)
Photon Intensity (photons/sec)	2.833E+14	2.833E+14	2.114E+14
Tally (MeV/㎠/sec)	7.772E+05	9.210E+05	8.15E+05

표 2에서 보는 바와 같이 Case ②의 경우가 조금 더 높게 나타났으며, 이는 선원항 균질화 과정에서 기인한 차이와 MicroShield는 선량을 특정 포인트에서 나타내는 반면, MCNPX 계산은 측정의 정확도를 높이기 위해 같은 거리에 있는 얇은 원통형 tally volume을 사용하였기에 발생한 차이 때문인 것으로 판단된다. Case ③의 경우에는 ORIGEN-ARP 5.0에서 자동으로 생성하는 Gamma-44 Group Energy에서 0.01 MeV 이하 영역의 광자들을 고려하지 않았기 때문에 총 광자선량에 차이가 있으며, 그 차이로 말미암아 최종 선량평가의 값은 Case ①과 거의 유사하게 나타났다. 따라서, 국동학 등[2]의 기존 계산에 대한 검증계산이 합리적인 수준이내에서 수행된 것으로 판단할 수 있다.

2.2 심지층 지하수에 대한 흡수선량평가

공학적 방벽(벤토나이트)과 용기 표면 사이에 존재하는 공간에 지하수가 가득 차 있을 때, 심지층 지하수에 대한 흡수선량을 평가하여 표 3에 나타내었다.

2.3 90℃ 수증기에 대한 흡수선량평가

처분공 내에서는 방사성폐기물의 발열에 의해 처분용기 표면온도가 최대 90℃까지 상승할 수 있으며, 이때에는 수증기 형태의 분위기가 형성될 것으로 예상된다. 90℃ 수증기 분위기의 밀도는 3.81E-4 g/cc, 핵종은 H: 8.4%, N: 18.3%, O: 73.3%로 산출되었으며 이에 대한 흡수선량을 평가하여 표 3에 나타내었다.

Table 3. 대상 물질별 흡수선량 비교.

대상 물질	흡수선량 (Gy/hr)	상대 비율 (%)
벤토나이트	1.1476E-02	100.00
지하수	4.3102E-03	37.56
90℃ 수증기	4.3274E-03	37.71

모든 MCNPX 결과는 3% 이내의 상대 오차를 보였으며, 세 가지 경우 모두 서두에 언급한 1 Gy/hr의 기준을 훨씬 밑도는 결과를 나타내었다. 수증기의 경우 지하수에 비해서 질소가 존재하였지만, 전체적인 흡수선량 계산에는 큰 영향을 미치지는 않는 것으로 나타났다. 벤토나이트의 흡수선량이 높은 것은 물에 비해 상대적으로 선량을 흡수할 수 있는 기타 핵종들이 많기 때문인 것으로 판단된다. 향후 연구에서는 구체적으로 어느 핵종에 주로 에너지가 흡수되는 지를 추가적으로 연구할 예정이다.

3. 결론

파이로폐기물을 처분할 경우 처분용기 주변의 물질(지하수, 수증기, 벤토나이트)이 받게 되는 흡수선량을 MCNPX를 사용하여 평가하였으며, 일부의 경우에는 MicroShield로 검증하였다. 평가결과 세가지 물질 모두 기존의 선진국에서 제시한 기준을 만족하였으며, 비교검증 결과도 양호한 것으로 나타나 향후 추가적인 연구에 신뢰성을 확보하였다.

4. 참고문헌

[1] SKB TR-99-06, Deep repository for spent nuclear fuel, 1999.

[2] 국동학, "Pyroprocess waste disposal system design and dose calculation", 한국원자력학회지, 발간예정 (승인번호 11-06).

처분환경에서의 셀레늄의 화학종

민제호, 김승수*, 이재광*, 박태진*, 백민훈*
충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전시 유성구 대학로 79
*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
jhmin1031@gmail.com

1. 서 론

^{79}Se는 반감기가 매우 크므로($1.1x10^6$ 년), 방사성 폐기물의 처리방법에 따라 처분장에서 주요 관심핵종 중의 하나가 될 수 있다. 셀레늄은 환원환경에서 Se(IV), Se(cr), Se(-II)로 존재할 것으로 예상된다. 그러나 국내심부처분환경(pH=8.5~9.5, Eh≦-350 mV)에서 Se(IV)로의 존재는 미미할 것이고, Se(IV)는 철 부식물에 잘 흡착되는 것으로 알려져 있다. Se(cr)는 산화상태에서 거의 용해되지 않는다고 알려져 있지만, 환원조건의 증류수에 용해도가 약 $10^{-5\sim6}$ mol/L로 연구되었다[1]. Se(cr)가 환원조건에서 지하수를 만나면 아래반응식과 같이 hydrogen selenide(HSe^-)로 용해된다.

$$Se(s) \rightarrow HSe^- - H^+ - 2e^-$$

이러한 HSe^-는 알칼리조건에서 아래식과 같이 polyselenide(Se_4^{2-})를 형성할 것으로 생각된다. Se_4^{2-}는 음이온 polyselenide로 알려져 있으며, 천연 암반이나 벤토나이트에 흡착되기 어렵고, 이에 대한 연구는 거의 이루어지지 않고 있다.

$$4HSe^- - 4H^+ - 6e^- \rightarrow Se_4^{2-}$$

이에 본 연구에서는 Visaul MINTEQ를 이용하여 환원조건의 증류수와 KURT(Korea Underground Research Tunnel) 지하수 조건에서 Se의 화학종 상태를 계산하고, 처분환경에서 Se의 화학종이 어떠한 형태로 존재할 것인지를 알아보았다.

2. 계 산

2.1 화학종 계산

환원조건(Eh=-350 mV)의 증류수와 KURT 지하수에 용해되어있는 이온들의 농도 조건에서 10^{-5}~10^{-7} mol/L Se의 화학종을 Visual MINTEQ 코드를 이용하여 계산하였다. KURT 지하수에 용해되어 있는 이온들의 농도는 Table 1에 나타내었고, 여기에 사용된 열역학상수는 Table 2에 나타내었었다.

Table 1. Concentrations of solubed ions in the KURT GW.

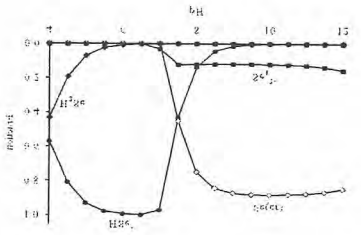
ion species	concentration (mol/L)
Na	8.65E-04
Ca	3.57E-04
CO_3+HCO_3	1.36E-03
Cl	5.92E-05
S	2.17E-04
F	2.00E-04
Si	6.69E-03
Fe	3.58E-07

Table 2. Thermodynamic constants of selenium.

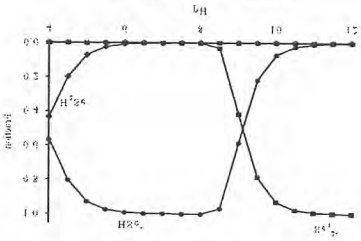
Reaction	log K
$Se(cr) + H^+ + 2e^- \rightarrow HSe^-$	- 7.69 (SKB, 2006)
$HSe^- + H^+ \rightarrow H_2Se$	3.8 (Nagra,2002)
$4HSe^- - 4H^+ - 6e^- \rightarrow Se_4^{2-}$	14.4 [1]
$2HSe^- + Fe^+ - 2H^+ - 2e^- \rightarrow FeSe_2$	16.83 (Nagra,2002)

3. 결 과

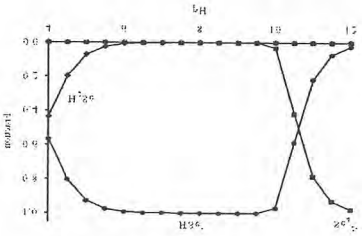
Fig. 3.1에서와 같이 증류수에 10^{-5} mol/L HSe^-가 존재 할 경우 pH8 이상에서 Se_4^{2-}가 셀레늄의 주 화학종으로 계산되었다. 하지만, 10^{-3} mol/L 이상에서는 Se(cr)이 형성되기 시작되면서 Se_4^{2-}의 비율이 급격히 감소하였다. 이는 Se농도가 높아짐에 따라 Se_4^{2-}가 Se(cr)로의 화학종 변화가 있음을 예상할 수 있다. 즉, Se(-II)가 모여서 Se(cr)을 형성할 때 중간단계에서 Se_4^{2-}을 형성하는 것으로 보인다. 이러한 Se_4^{2-}는 알칼리 영역에서 10^{-4}~10^{-6} mol/L 사이에서 주로 생성되는 것으로 계산되었다.



(a) $[Se]_{tot.}=10^{-3}$ mol/L

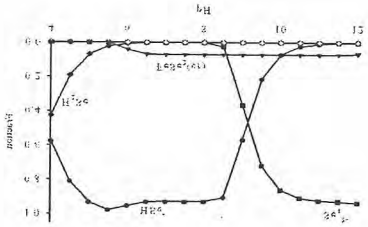


(b) [Se]tot.=10-5 mol/L

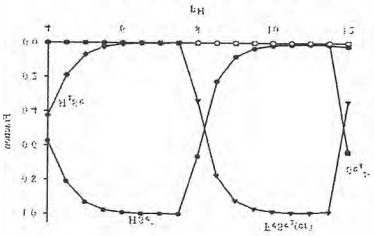


(c) [Se]tot.=10-7 mol/L

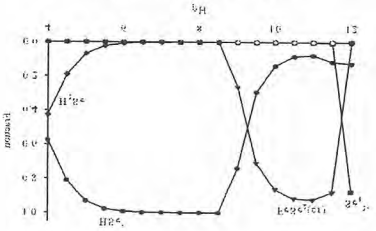
Fig. 3-1. species of selenium in the Milli-Q water, Eh=-350 mV, I=0.



(a) [Se]tot.=10-5 mol/L



(b) [Se]tot.=10-6 mol/L



(c) [Se]tot.=10-8 mol/L

Fig 3-2. species of selenium in KURT groundwater, Eh=-350 mV, I=0.02.

KURT 지하수의 이온들이 존재 할 경우, Se의 화학종을 계산한 결과는 Fig. 3.2에 나타내었다. 지하수에는 Fe 이온이 약 3.6 X 10^{-7} mol/L 정도 용해되어있고, 이러한 Fe는 Eh=-350 mV 에서 Fe(II)로 존재한다. Fe(II)와 Se이온이 만나면 난용성 Ferroselite($FeSe_2$)를 형성한다. Fig. 3.2(a)에서 Se_4^{2-}는 철 농도가 셀레늄 농도에 비해 낮아 $FeSe_2$를 형성하고 남은 셀레늄으로 인해 계산된 것이다. 하지만 지하수에서는 Fig.3.2(b)와 Fig.3.2(c)와 같이 10^{-6} mol/L 이하의 Se농도에서는 Se가 알칼리 영역에서 $FeSe_2$를 형성하여, 증류수와는 달리 Se_4^{2-}는 형성되지 않았다.

4. 결 론

Se는 pH 8 이상의 증류수에서 Se_4^{2-}가 주 화학종이지만, KURT 지하수에서는 용해되어 있는 Fe 이온에 의해 $FeSe_2$가 생성되어 Se_4^{2-}의 생성을 저지하는 것으로 나타났다. 이에 실제 처분장에서 Se_4^{2-}의 존재가능성은 희박할 것으로 생각된다. 이와 같이 처분환경에서 형성되는 핵종의 화학종을 명확히 이해하는 것은 처분안전성 평가에 있어서 매우 중요하고 요소로 정확하고 지속적인 연구가 필요하다.

5. 참고문헌

[1] Y. IIDA, T. YAMAGUCHI, T. TANAKA and S. NAKAYAMA, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHINOLOGY, Vol. 47, No. 5, P. 431-438 (2010).

KURT 지하수에서 테크네튬의 용해도

김승수, 민제호*, 백민훈
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전시 유성구 대학로 79
nsskim@kaeri.re.kr

1. 서 론

핵분열생성물 중 Tc^{99}는 반감기가 매우 크며 ($2.1x10^5$년), 자연수 중에서 TcO_4^-로 존재하는 것으로 알려져 있다. 이 TcO_4^-는 용해도가 매우 클 뿐더러 음이온으로 존재하여 처분장 주변 암석에 잘 흡착하지 않을 것으로 예상되므로, 방사성폐기물 처분장에서 주요 관심핵종 중의 하나로 고려되고 있다. 그러나 원자가가 7가인 TcO_4^-는 환원성 지하수에서 Tc(IV)로 환원되어 용해도가 낮고, 흡착성이 증가하여 처분장에서 이동성이 낮을 수도 있다.

본 연구에서는 KURT(KAERI Underground Research Tunnel) 지하수에서 TcO_2의 용해도를 측정하였으며, 실험과 유사조건에서 지화학코드를 이용하여 계산한 용해도 및 외국의 문헌치와도 상호 비교하였다.

2. 실험 및 계산

2.1 용해도 실험

KURT 지하수에서 TcO_2의 용해도를 측정하기 위하여 Eckert & Ziegler Isotope Products로부터 구매한 amonium pertechnetate에 아연분말을 넣어 환원시켜 TcO_2를 제조하였다. KURT 지하수에 hydrazine의 양을 다르게 소량 첨가한 용액들에 TcO_2를 넣었다. 12, 26, 35일 경과한 다음, 각 용액들의 상등액을 취하여 0.02 μm 공극크기를 갖는 polyethersulfone 필터로 여과하였다. 여과된 시료용액은 용기벽에 테크네튬의 흡착을 막기 위하여 고순도 질산 1방울을 적가한 후 LSC(Liquid Scintillation Counter)로 분석하였다. 용해되어있는 이온들의 농도 조건에서 10^{-7}~10^{-9} mol/L 테크네튬의 화학종을 PHREEQC와 Visual MINTEQ 코드를 이용하여 계산하였다. KURT 지하수에 용해되어 있는 이온들의 농도를 Table 1에, 계산에 사용된 열역학상수를 Table 2에 나타내었다.

Table 1. Constitutes in the KURT GW.

Ion species	Concentration (mol/L)
Na	$7.6x10^{-4}$
K	$7.0x10^{-6}$
Ca	$4.3x10^{-4}$
CO_3+HCO_3	$6.5x10^{-3}$
Cl	$6.1x10^{-5}$
S	$2.2x10^{-4}$
F	$1.8x10^{-4}$
Si	$1.5x10^{-3}$
Fe	$9.0x10^{-7}$

Table 2. Thermodynamic constants of technetium.

Reaction	Log K
$TcO_4^- + 4H^+ + 3e^- = TcO(OH)_2 + H_2O$	-29.4
$TcO(OH)_2 + H^+ = H_2O + TcO(OH)^+$	2.5
$TcO(OH)_2 + H_2O = H^+ + TcO(OH)_3^-$	-10.9
$TcO(OH)_2 + CO_3^{2-} + 2H^+ = TcCO_3(OH)_2 + H_2O$	19.3
$TcO(OH)_2 + CO_3^{2-} + H^+ = TcCO_3(OH)_3^-$	11
$2H^+ + TcO(OH)_2 = TcO^{2+} + 2H_2O$	3.87
$TcO^{2+} + 3H_2O = 3H^+ + TcO(OH)_3^-$	-14.9
$TcO^{2+} + CO_3^{2-} + H_2O = TcCO_3(OH)_2$	15.25
$TcO^{2+} + CO_3^{2-} + 2H_2O = TcCO_3(OH)_3^- + H^+$	6.95
$TcO^{2+} + 3H_2O = TcO_4^- + 6H^+ + 3e^-$	-33.43
$TcO_2 \cdot 1.6H_2O(s) + H^+ = TcO^{2+} + 2.6H_2O$	4.4

3. 결 과

환원전위가 Eh= -0.2~-0.4 V 조건에서 얻은 본 실험결과를 타문헌값들과 비교하였다 (Fig. 1). 이 그림에서 보는 바와 같이 중성 pH영역(6~8.5)에서 Eh가 -0.1 V 이하인 용액에서 TcO_2의 용해도는 $5x10^{-8}$~$1x10^{-9}$ mol/L 영역의 값을 갖는 것으로 나타났다. TcO_2는 수용액중에서 $TcO_2 \cdot xH_2O$로 수화되는데, 이 경우 x의 값이 1.6부근의 값을 갖는 것으로 알려져 있다. 테크네튬의 용해도는 중성 및 약염기 조건에서 산화환원전위가 Tc(IV)를 유지할 경우, 지하수의 조성 및 pH의 영향을 크게 받지 않는 것으로 알려져 있다.

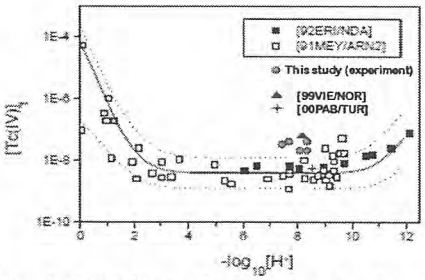
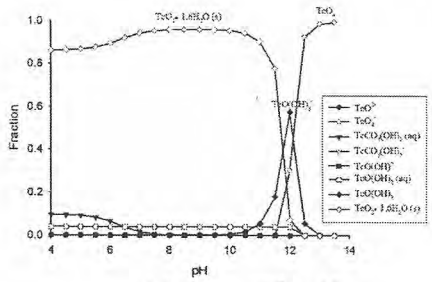
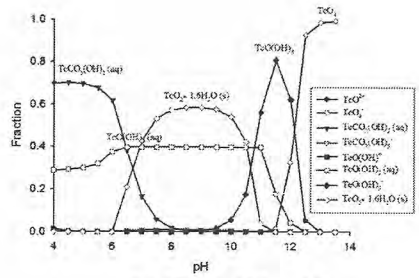


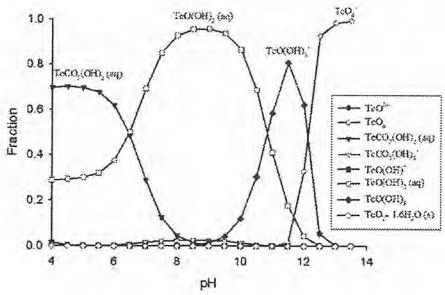
Fig. 1. Solubilities of technetium in the reducing groundwater.



(a) $[Tc]_{tot.}=10^{-7}$ mol/L



(b) $[Tc]_{tot.}=10^{-8}$ mol/L



(c) $[Tc]_{tot.}=10^{-9}$ mol/L

Fig. 2. Major aqueous technetium species in the KURT groundwater at Eh=-0.35V. The species were calculated with a Visual MINTEQ code.

Visual MINTEQ 코드를 이용하여 테크네튬의 농도에 따른 용액중 화학종들의 분포와 $TcO_2 \cdot 1.6H_2O(s)$의 데이터를 이용하여 용해도를 계산한 결과를 각각 Fig. 2 와 Fig. 3에 나타내었다. 이 그림들로부터 KURT와 같이 중성 및 약염기 영역의 pH를 갖는 화강암 지하수의 경우, 주 용해 화학종이 $TcO(OH)_2$로 예상되며, pH 10 이상에서는 $TcO(OH)_3^-$가 주용해 화학종으로 나타났다. 그러나 용액중 농도가 pH 12 이상과 같이 강한 염기용액에서는 TcO_4^-가 Tc(IV)로 환원되는 전위가 매우 낮아서 테크네튬이 Tc(VII)로 존재하여 용해도가 증가하는 것으로 알려져 있다.

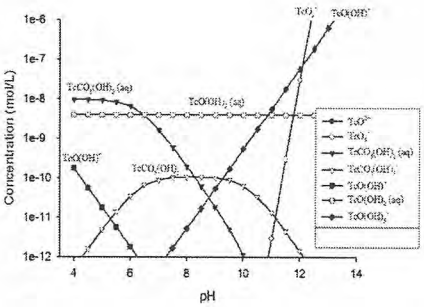


Fig. 3. Major aqueous technetium species and solubilities of $TcO_2 \cdot 1.6H_2O$ in the KURT groundwater condition at Eh=-0.35V.

4. 결 론

6~8.5 pH영역에서 Eh가 -0.2 V 이하인 화강암 지하수에서 TcO_2의 용해도는 $5x10^{-8}$~$1x10^{-9}$ mol/L 영역의 값을 갖는 것으로 나타났다. 이 pH 영역에서 주 용해화학종이 $TcO(OH)_2$로 예상되지만, pH 10~12와 pH 12 이상에서는 각각 $TcO(OH)_3^-$와 TcO_4^-가 주용해 화학종으로 나타났다.

5. 참고문헌

[1] Pilkington, N. J., *J. Less-Common Met.*, **161** (1990) 203 - 212.

단열다공 암반에서의 유사 콜로이드 이동이 고준위 폐기물 처분장에 미치는 영향

정미선, 강철형, 정종태
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
jeongms@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물의 처분을 위하여 많은 나라에서는 심지층 처분 방법을 채택하고 있다. 심지층 처분에 대한 연구는 대부분 폐기물로부터 유출된 핵종에 관한 것이었다. 그러나 핵종뿐만 아니라 단열 내 존재하는 콜로이드에 대한 중요성이 확산되면서 이에 대한 연구도 최근 활발히 진행되고 있다.

본 연구에서는 기존의 연구를 확장시켜, 다른 프로그램에서 계산된 핵종의 이동 결과값을 유사 콜로이드 이동의 입력 데이터로 사용하여 좀 더 실질적인 처분 안전성 평가에 기여하고자 하였다.

2. 수학적 모델링

Fig. 1은 단열 단공 암반에서의 콜로이드 및 핵종들의 이동을 나타낸 것이다. 단열에서는 자연 콜로이드(natural colloids)가 존재하며, 이러한 콜로이드에 핵종들이 흡착하게 됨으로 인해서 유사 콜로이드(pseudo-colloids)를 생성하게 된다.

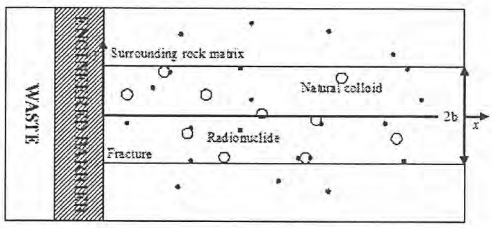


Fig. 1. The pseudo-colloid and the radionuclide migration in a fractured porous media.

이때 단열 내의 지하수에 존재하는 유사 콜로이드 이동에 관한 지배 방정식은 다음과 같다.

$$\epsilon_1\xi_1\frac{\partial C_{1i}(x,t)}{\partial t}+\epsilon_1\xi_1 v_1\frac{\partial C_{1i}(x,t)}{\partial x}-\epsilon_1\xi_1 D_1\frac{\partial^2 C_{1i}(x,t)}{\partial x^2}$$
$$+\epsilon_1\xi_1\lambda_i C_{1i}(x,t)-\epsilon_1\xi_1\lambda_{i-1}C_{1(i-1)}(x,t)+\epsilon_1\xi_1\Lambda_i C_{1i}(x,t)$$
$$+\epsilon_1 S_{1i}(x,t)-\epsilon_1 S_{2i}(x,t)=0$$
$$x>0,\ t>0 \qquad (1)$$

여기서, ϵ_1은 단열에서의 전체 체적에 대한 지하수의 체적율을 나타내며, $C_{1i}(x,t)$은 콜로이드의 단위 체적당 흡착된 핵종의 농도 [kg/m^3]를 나타내고 있다. v_1은 단열내에서의 콜로이드의 속도 [m/yr]이며, D_1은 콜로이드 이산 계수 [m^2/yr], λ_i 은 핵종의 붕괴 상수[1/yr], Λ_i은 여과계수 [1/m], ξ_1은 단열내에서의 자연 콜로이드의 체적 분율 상수를 나타낸다. $\epsilon_1 S_{1i}(x,t)$은 단열 벽면에 흡착된 유사 콜로이드 비율을 나타내며, $\epsilon_1 S_{2i}(x,t)$은 유사콜로이드로부터 떨어져 나온 핵종들의 비율을 나타낸다.

단열내 지하수에서의 핵종들의 농도는 다음 식 (2)와 같다.

$$\epsilon_1\frac{\partial C_{2i}(x,t)}{\partial t}+\epsilon_1 v_2\frac{\partial C_{2i}(x,t)}{\partial x}-\epsilon_1 D_{2i}\frac{\partial^2 C_{2i}(x,t)}{\partial x^2}+\frac{q_i(x,t)}{b}$$
$$+\epsilon_1\lambda_i C_{2i}(x,t)-\epsilon_1\lambda_{i-1}C_{2(i-1)}(x,t)-\epsilon_1 S_{3i}(x,t)+\epsilon_1 S_{2i}(x,t)=0$$
$$x>0,\ t>0 \qquad (2)$$

윗 식에서 v_2는 핵종의 속도 [m/yr], D_{2i}는 각 핵종들의 이산 계수 [m^2/yr], $2b$는 단열의 두께 [m],$\epsilon_1 S_{3i}(x,t)$는 단열 벽면에 핵종들의 흡착율을 나타내며, $q_i(x,t)$는 핵종의 주변 암반으로의 확산유속 [kg/m^2·yr] 이다.

$$q_i(x,t)=-\epsilon_p D_{pi}\left.\frac{\partial N_i(x,y,t)}{\partial y}\right|_{y=b} \qquad (3)$$

여기서 y는 단열의 중심으로부터의 거리 [m], ϵ_p는 암반의 공극률, D_{pi}는 암반에서의 핵종의 확산계수 [m^2/yr], 그리고 $N_i(x,y,t)$는 암반내에 존재하는 지하수에서의 핵종의 농도 [kg/m^3]를 나타낸다.

$$R_{pi}\frac{\partial N_i(x,y,t)}{\partial t}-D_{pi}\frac{\partial^2 N_i(x,y,t)}{\partial y^2}$$
$$+R_{pi}\lambda_i N_i(x,y,t)-R_{p(i-1)}\lambda_{i-1}N_{i-1}(x,y,t)=0$$
$$x>0,\ t>0,\ y>0 \qquad (4)$$

여기서 R_{pi}는 암반에서의 핵종의 지연 계수이다.

단열 벽면에 흡착된 핵종들의 농도, $C_{3i}(x,t)$ [kg/m^3]은 다음과 같다.

$$(1-\epsilon_1)\frac{\partial C_{3i}(x,t)}{\partial t}+(1-\epsilon_1)\lambda_i C_{3i}(x,t)\quad,\ x>0,\ t>0 \qquad (5)$$
$$-(1-\epsilon_1)\lambda_{i-1}C_{3(i-1)}(x,t)+\epsilon_1 S_{3i}(x,t)=0$$

단열 벽면에 흡착된 유사콜로이드 농도는

$$(1-\epsilon_1)\xi_2\frac{\partial C_{1i}(x,t)}{\partial t}+(1-\epsilon_1)\xi_2\lambda_i C_{1i}(x,t)\ ,\ x>0,\ t>0 \quad (6)$$
$$-(1-\epsilon_1)\xi_2\lambda_{i-1}C_{1(i-1)}(x,t)-\epsilon_1 S_{1i}(x,t)=0$$

이며, ξ_2는 단열벽면에 흡착된 콜로이드의 체적분율 상수를 나타낸다.

단열에서의 핵종과 벽면에 흡착된 핵종, 그리고 단열내에서의 핵종과 유사 콜로이드 사이에 일정한 흡착 평형 관계를 가지고 있다고 가정하였다.

$$K_{d1}=\frac{\xi_2}{\xi_1},\ K_{d2i}=\frac{C_{3i}(x,t)}{C_{2i}(x,t)},\quad K_{d3i}=\frac{C_{1i}(x,t)}{C_{2i}(x,t)} \quad (7)$$

초기 조건과 경계 조건은 다음과 같이 정의하였다.

$$N_i(x,\infty,t)=0,\qquad x>0,\ t>0 \quad (8)$$

$$N_i(x,b,t)=\frac{C_{1i}(x,t)}{K_{d3i}},\qquad x>0,\ t>0 \quad (9)$$

$$N_i(x,y,t)=0,\qquad x>0,\ t>0 \quad (10)$$

$$v_2C_{2i}(0,t)-D_{2i}\frac{\partial C_{2i}(x,t)}{\partial x}\bigg|_{x=0}=\frac{f_i(t)}{A},\ t>0 \quad (11)$$

$$C_{1i}(\infty,t)=0,\qquad t>0 \quad (12)$$

$$C_{1i}(x,0)=0,\qquad x>0 \quad (13)$$

여기서 $f_i(t)$는 임의의 함수를 나타내며, A는 단열의 단면적 [m^2]을 나타낸다.

따라서 라플라스 변환을 이용하여 반해석해를 구할 수 있었다.

$$\widetilde{N}_i=\sum_{m=1}^{i}\frac{\widetilde{C_{1m}}}{K_{d3m}}\left(\prod_{r=m}^{i-1}\frac{R_{pr}}{D_{p(r+1)}}\lambda_r\right)\sum_{n=m}^{i}\frac{\exp[-\Phi_n(y-b)]}{\prod_{\substack{l=m\\ l\neq m}}^{i}\left(\Phi_n^2-\Phi_l^2\right)} \quad (14)$$

$$\widetilde{C_{1i}}=\sum_{j=1}^{i}u_{ji}(s)a_j(s)\exp[\alpha_j(1-\gamma_j)x] \quad (15)$$

3. 해석 결과

본 연구에서는 단일 핵종의 유사 콜로이드 이동에 대해 해석을 하였으며, 외부로부터 받은 파일들을 이 모델링에 적용하기 위하여, 입력된 데이타값들로부터 임의의 함수를, 라플라스 변환의 정의를 이용하여, 다음 식(16)과 같이 가정하였다.

$$g(s)=\int_0^{t_1}e^{-st}(a_1t+b_1)dt+\int_{t_1}^{t_2}e^{-st}(a_2t+b_2)dt+ \cdots+\int_{t_{i-1}}^{t_i}e^{-st}(a_it+b_i)dt=\sum_{n=1}^{i}e^{-st}f(s) \quad (16)$$

여기서 $g(s)$는 식(11)에서 사용된 $f_i(t)$의 라플라스 변환된 식을 나타내며, a_i과 b_i은 두 입력값 사이의 관계를 나타내는 상수이며, $f(s)$는 이러한 관계를 통해서 만들어진 임의의 함수이다.

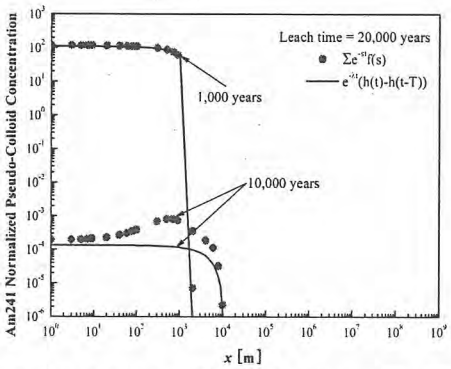


Fig. 2. Am241 pseudo-colloid concentration with $e^{-\lambda t}(h(t)-h(t-T))$.

Fig. 2는 Am241의 유사 콜로이드 이동을 나타낸 그래프로서, 계산 결과를 비교하기 위하여 $e^{-\lambda t}(h(t)-h(t-T))$에 대한 함수를 경계조건의 입력값으로 사용하였다. 이때의 침출 시간은 20,000년이며, 1,000년과 10,000년일 경우에 대한 거리에 따른 유사 콜로이드 이동을 나타내었다. 1,000년의 경우, 두 함수 모두 약 10^3m 까지는 일정한 값을 가지다가 이후 급격히 감소하는 비슷한 경향을 나타내고 있다. 그러나 10,000년의 경우 다소 다른 경향을 나타내고 있지만, 두 함수 모두 10^{-4}의 값을 가지고 있으므로 처분장 안전성 평가에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 판단된다.

4. 결론

본 연구에서는 단일 핵종에 대한 유사 콜로이드 이동이 고준위폐기물 처분장 안전성에 미치는 영향을 연구하였다. 외부 프로그램으로부터 획득한 결과값들을 임의의 함수로 가정하여 본 연구에서 획득한 유사 콜로이드 이동 모델링에 적용 가능하며, 이로써 좀 더 실질적인 처분 안전성 평가를 모사할 수 있을 것이라 사료된다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업에 의해 지원되었음.

환기시스템이 적용된 고준위 방사성 폐기물 처분장 내 온도에 관한 CFD 연구

윤찬훈, 최종원, 권상기*, 김진*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
*인하대학교, 인천 남구 용현동 253
chyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분장의 안정성을 확보하기 위해서는 깊은 심도로 인한 각종 열적 문제와 폐기물에서 발생하는 열에 의해 발생되는 처분장 암반의 온도상승 문제를 방지하는 것이 필수적이다. 그리고 사고로 인한 잠재적 부유성 방사성 물질, 방사성 붕괴로 발생되는 가스, 화학반응으로 발생되는 유독가스, 지하 화재시의 흄 등을 차단하고, 확산을 억제하면서 신선한 공기의 흐름을 유도할 수 있도록 설계되어야 한다. 특히, 고준위 방사성 폐기물 처분장의 경우 처분장 내부 열원으로 인해 공기의 부력효과가 나타나게 되고, 이는 곧 처분장 내부에 큰 자연환기압력을 형성시켜 방사성 부유 분진을 제어함에 어려움을 가져올 수 있다. 이러한 이유로 고준위 방사성 폐기물 처분장의 관리에 있어서 적절한 환기시스템의 적용은 반드시 필요한 과정이라고 볼 수 있다.[1] 이에 본 연구에서는 한국원자력연구원 지하처분연구시설(KAERI Underground Research Tunnel, KURT) 내부 히터실험구간 대기 인자의 실측을 통해 결정된 열전달계수를 이용하여, 환기시스템이 적용된 고준위 방사성 폐기물 처분장 내 온도변화를 CFD(Computational Fluid Dynamics)를 이용하여 해석하였다.

2. 본론

2.1 처분시스템

본 연구의 처분시스템 암반은 KURT암반의 물성을 이용하였으며, 폐기물의 처분 형태는 수직처분방식을 선택하였다. 초기조건으로는 지표 온도 15℃, 저장심도 500m로 설정하였으며, 30℃/km의 지열구배를 감안하여 처분장 내부 암반과 대기의 온도를 30℃로 적용하였다. 또한 강제대류조건에서의 열전달계수는 7.46 $W/m^2 \cdot K$를 사용하였으며,[2] 처분터널의 입구는 콘크리트 방벽에 의해 폐쇄된 상황으로 가정하였다.

2.2 환기시스템

처분터널의 입구가 콘크리트 방벽으로 막혀있는 상황에서 강제대류조건을 만들기 위해 본 연구에서는 송·배기 환기시스템을 그림 1과 같이 적용하였다. 막장에서 5m 이격된 지점까지 직경 0.35m 의 덕트를 삽입하여 신선한 공기를 넣도록 하였으며, 입구로부터 5m 지점까지 같은 직경의 배기 덕트를 설치하여 처분터널 내 공기를 배출시킬 수 있도록 하였다.

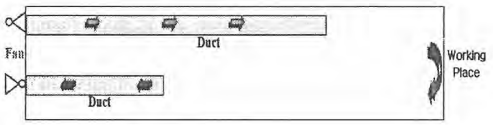


Fig. 1. Blowing & exhausting ventilation system.

2.3 사용후핵연료(PWR)의 열 방출량

수치해석에 사용한 PWR의 기준 열 방출량은 식(1)에 의해 결정하였다.[3]

$$q(t) = 14545.7 \times (40+t)^{-0.75756}\ W/MTU \quad \text{------} (1)$$

식(1)에서 40은 냉각시간, t는 지하에 처분되는 기간을 의미한다. 본 연구에서는 처분용기 1개에서 발생되는 열량을 PWR 집합체 1개가 포함된 우라늄 0.46톤에서 발생되는 열량으로 가정하였다.

2.4 해석 형상

처분장 내 대기온도의 분석을 위해 사용된 해석코드는 PHOENICS (Parabolic Hyperbolic Or Elliptic Numerical Integration Code Series)로서 영국에서 개발된 상용 CFD 유체 유동 해석 프로그램이다. CFD 해석을 위해 수직처분시스템의 형상을 그림 2와 같이 너비 5m, 높이 6.15m의 처분터널 형상을 기본으로 하여 4방향(상, 하, 좌, 우)으로 10m 씩 확장하였다. 유입공기의 풍속은 0m/s ~ 2m/s, 온도는 20℃ ~ 30℃ 범위에서 변화시켜 처분터널의 대기 및 완충재의 온도를 분석하였다.

그리고 해석은 비정상상태(Unsteady)로 10년을 10단계로 나누어 수행하였다.

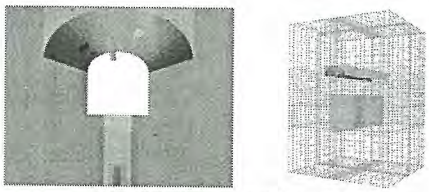


Fig. 2.Configuration of Simulation.

2.5 해석결과

그림 3은 풍속 0.5m/s, 온도 30℃일 때 처분터널 중앙부의 기류분포를 벡터 스케일로 나타낸 것으로서, 폐기물을 중심으로 기류분포가 양분되어있는 형태를 보인다. 이와 같은 결과는 풍속과 온도에 상관없이 동일하게 나타났다.

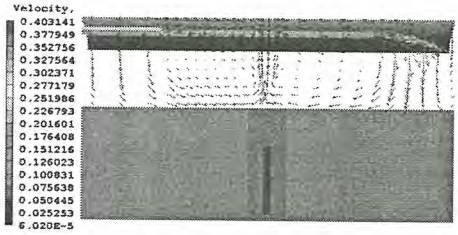


Fig. 3. Distribution of air flow.

2.5.1 유입공기의 풍속에 따른 온도변화

외기의 온도는 30℃로 고정시키고 풍속을 0m/s부터 2m/s까지 증가시켜 해석한 결과를 그림 4에 나타냈다. 환기설비가 없는 경우, 10년 후 대기의 온도는 33.38℃, 완충재의 온도는 48.05℃로 나타났으며, 외기의 풍속이 증가되면서 대기온도는 약 7.22 % ~ 8.27%, 완충재 온도는 4.14% ~ 4.58% 가량 감소하였다.

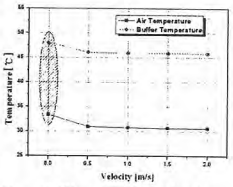


Fig. 4.Change of velocity.

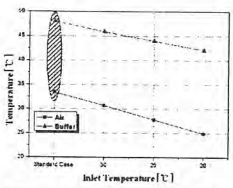


Fig. 5.Change of Temperature.

2.5.2 유입공기의 온도에 따른 온도변화

그림 5는 외기의 풍속을 1.5m/s로 고정시키고 온도를 30℃에서 20℃까지 낮추어 해석한 결과이다. 30℃의 외기 공급 시 10년 후 처분터널 대기는 환기설비가 없는 경우에 비해 약 3℃, 완충재는 약 2℃가량 감소하였다. 그리고 20℃ 공급 시 대기와 완충재의 온도가 각각 24.92℃, 42.09℃까지 하강하며 풍속에 따른 온도변화 결과에 비하여 비교적 큰 25.34%, 12.4%의 저감효과를 나타냈다.

3. 결론

고준위 방사성 폐기물에서 발생되는 열을 제어하고 처분터널의 적절한 대기환경을 조성하기 위해 환기시스템을 풍속과 온도의 측면으로 나누어 해석한 결과, 유입공기의 풍속이 증가함에 따라 처분터널의 대기온도는 약 7.22% ~ 8.27% 가량 감소하는 효과를 나타냈다. 그리고 유입공기의 온도 감소에 따른 대기온도의 저감효과는 약 8.03% ~ 25.34%로 나타났다. 즉, 처분터널의 대기온도를 낮추기 위해서는 유입공기의 풍속을 증가시키는 것 보다 온도를 낮추어 공급하는 것이 최대 20% 가량 우세한 효과를 보였다. 이와 같은 결과로 판단해 볼 때, 냉각시스템이 없는 환기시스템일지라도 풍속을 조절함으로써 열 제어가 가능하다. 그러나 막대한 운용비용으로 인해 장기적 환기시스템의 유지가 어려운 경우 냉각시스템이 적용된 단기적 환기시스템의 운용이 고준위 폐기물 처분장에 가장 효과적일 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적 방벽 성능실증 기술개발 과제로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김진, 권상기, "한국형 방사성 폐기물 처분장을 위한 환기시스템 전략", Journal of the Korean Radioactive Waste Society, vol. 3(2), pp.135~148(2005).

[2] 윤찬훈, 권상기, 김진, "KURT 내 열전달계수 결정에 관한 실험적 연구", Journal of Korean Society for Rock Mechanics, Tunnel & Underground space, 19(6), pp.507~516(2009).

[3] 최희주 외, (2008), "한국형 고준위 폐기물 처분시스템", 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템 개발 기술보고서, KAERI/TR-3563/2008.

고준위폐기물처분장의 열해석에서 재포화 현상의 중요성

조원진, 김진섭, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
wjcho@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 심지층처분장은 지하 500 m - 1000 m 깊이에 위치한 안정된 지층 내에 건설된 터널 형태의 구조물이다. 심지층처분장에서는 처분동굴 바닥에 수직으로 처분공을 굴착하고, 그 속에 고준위폐기물을 밀봉한 처분용기를 넣은 후 처분용기와 처분공 암반 벽 사이의 공간을 완충재(buffer material)로 충전시킨다. 처분동굴 내의 처분공들이 모두 폐기물로 채워지면, 처분동굴과 연결터널들을 뒷채움재(backfill material)로 채운 후 처분장을 폐쇄한다.

고준위폐기물은 처분장 폐쇄 후에도 상당기간 동안 붕괴열을 방출하므로, 처분장의 장기성능은 처분장 주위 온도분포의 영향을 크게 받는다. 따라서 처분장의 첨두온도(peak temperature)에 대해 다양한 기준이 제시되고 있다. 우리나라에서 심지층처분장 후보매질로 고려하고 있는 포화 경암층 내에 건설된 처분장의 경우에는 완충재에 온도 제한이 설정되어 있다. 즉 처분용기의 외벽과 처분용기를 둘러싸고 있는 완충재 사이 계면에서의 첨두온도가 100 ℃를 초과하지 않아야 한다는 것이다. 이러한 온도 제한은 고준위폐기물처분장의 설계와 처분밀도에 중요한 제약으로 작용한다. 온도 제한으로 인해 한 개의 처분공에 정치시킬 수 있는 고준위폐기물의 양과, 일정 처분장 면적 내에 처분할 수 있는 폐기물의 총량이 제한되기 때문이다. 따라서 고준위폐기물, 처분용기, 완충재, 뒷채움재로 구성된 공학적방벽시스템의 열해석은 고준위폐기물 처분의 경제성을 좌우하는 측면이 있을 뿐만 아니라, 실제 심지층처분장을 수용할 수 있는 충분한 면적의 부지를 확보할 수 있는가 하는 관점에서도 중요하다.

공학적방벽시스템의 열해석에서는 특하 완충재 내에서의 온도 분포가 중요하다, 왜냐하면, 완충재 내의 온도는 뒷채움재 또는 근계암반 (near-field rock)의 온도보다 훨씬 높으며, 더욱이 완충재에서는 폐기물로 부터의 붕괴열의 발생, 주위 근계암반으로 부터의 지하수의 침투 및 이에 따른 완충재의 팽윤 등 열-수리-역학적 복합거동이 일어나기 때문이다.

심지층처분장이 폐쇄된 후, 주위 근계암반에 존재하는 지하수가 처분장 내로 침투함에 따라 완충재의 포화가 일어나며, 이 현상을 재포화 (resaturation) 라고 한다. 이 연구에서는 재포화 현상이 고준위폐기물처분장 공학적방벽시스템의 열해석에 미치는 영향을 분석하였다.

2. 모델링 및 해석

열해석에 고려된 시스템은 한국형기준처분장 (Korea reference repository, KRS) 공학적방벽시스템으로, 그 개념도를 그림 1에 나타내었다 [1]. 처분용기에 포장된 PWR 사용후핵연료는 탄소강과 구리의 이중용기로 이루어진 처분용기 내에 포장된다. 원통형 처분용기의 외경은 1.02 m이고, 길이는 4.83 m이다. 처분용기는 직경 2.02 m인 수직 처분공에 정치된다. 처분공 벽과 처분용기 사이의 공간은 건조밀도 1.6 Mg/m^3 인 압축벤토나이트로 채운다. 처분동굴은 건조밀도 1.6 Mg/m^3 인 벤토나이트-모래 혼합물(30:70)로 뒷채움한다.

처분장 폐쇄후 시간의 경과에 따른 공학적방벽시스템 내의 온도분포를 TOUGH2 컴퓨터코드[2]를 이용하여 분석하였다. TOUGH2 컴퓨터코드 는 불포화 매질에서 다상(multiphase) 및 다성분(multicomponent) 유체 혼합물의 다차원(multi-dimensional) 열 및 유체 흐름을 수치 모사하기 위한 컴퓨터코드이다. 이 코드에서는 유체의 이류(advection) 흐름을 Darcy의 법칙을 다상으로 확장시켜 모사한다. TOUGH2 컴퓨터 코드를 이용하여, 한국형기준처분장 공학적방벽시스템의 단면을 반경 방향으로 대칭인 2차원 격자구조로 모델링하였다. 모델링에서 좌우 대칭 조건이므로, 공학적방벽시스템의 수직 단면의 절반 부분만 고려하였다.

건조밀도 1.6 Mg/m^3 인 벤토나이트 완충재는 재포화 현상이 일어남에 따라 수분함량이 증가하게 되며, 수분함량의 증가에 따라 완충재의 열전도도, λ(W/mK)는 다음 식과 같이 선형적으로 증

가한다.

$$\lambda = 4.588\ \omega + 0.124$$

여기서 ω는 함수비이다.

만일 재포화 현상이 공학적방벽시스템의 열해석에 고려된다면, 완충재와 뒷채움재의 열전도도는 시간이 경과함에 따라 증가하게 된다. 열전도도의 증가는 처분용기로부터 발생되는 열을 주위 근계암반으로 발산시키는 것을 촉진하여, 완충재 내에서의 온도를 감소시킨다. 공학적방벽시스템 내의 온도 분포에 미치는 재포화 현상의 영향을 분석하기 위해, 재포화현상을 고려하여 계산한 처분용기와 완충재 사이의 계면에서의 첨두온도를 통상적으로 사용되는 일정한 완충제 열전도도 (1.0 W.mK)를 사용하여 계산한 첨두온도와 비교하였다. 그 결과 재포화 현상을 고려한 경우가 일정 열전도도를 사용한 경우에 비해, 처분용기-완충재 계면에서의 첨두온도가 약 10 ℃ 정도 감소하는 것으로 나타났다 (그림 2). 이러한 비교 결과는 재포화 현상을 고려하여 열해석을 수행한다면, 주어진 온도 제한 조건을 만족시키면서 한 처분공 내에 처분할 수 있는 사용후핵연료의 양을 30% 정도 증가시킬 수 있다는 것을 의미한다 (그림2).

3. 결론

한국형기준처분장(Korea reference repository, KRS) 공학적방벽시스템을 대상으로 TOUGH2 컴퓨터 코드를 이용하여, 고준위폐기물처분장의 폐쇄 후 일어나는 재포화 현상이 처분장 열해석에 미치는 영향을 분석하였다. 재포화 현상을 고려하면, 주어진 온도 제한 조건을 만족시키면서 한 처분공에 정치할 수 있는 사용후핵연료의 양을 약 30% 정도 증가시킬 수 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] J. Lee et al., "Concept of a Korean reference disposal system for spent fuels," J. of Nucl. Sci. Tech., 44, 1565-1573 (2007).

[2] K. Pruess, C. Oldenburg and G. Moridis, "TOUGH2 User's Guide, Version 2.0, Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL-43134 (1990).

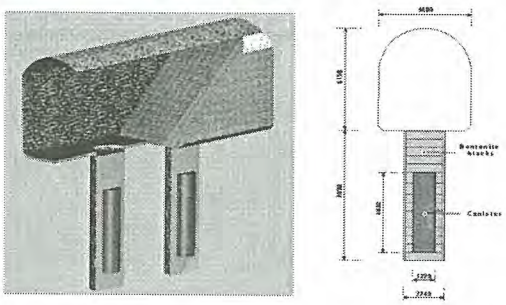


Fig. 1. 한국형기준처분장(KRS) 공학적방벽시스템 단면도.

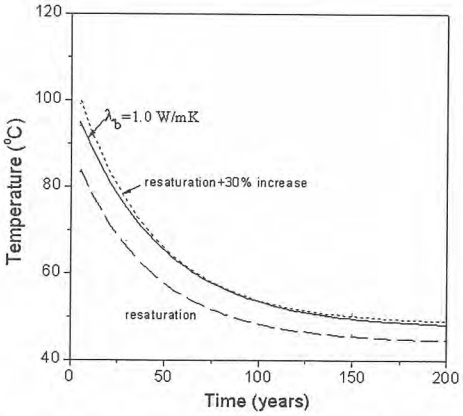


Fig. 2. 재포화 현상을 고려한 완충재에서의 첨두온도 변화.

다목적 심부환경 현장 조사 시스템 국내외 현황

김건영, 박경우, 고용권, 김병우, 정해룡*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
*한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kimgy@kaeri.re.kr

1. 서론

인간생활권으로부터 사용후핵연료를 영구 격리하는 방법으로써 심지층 처분은 세계적으로 가장 안전한 것으로 받아들여지고 있다. 선진 외국에서는 장기적 계획에 따라 사전 연구·기술개발을 통해서 자국 고유 지질환경에 적합한 처분시스템을 개발하고 검증·실증과정을 수행하고 있다. 그러나 이러한 고준위폐기물 처분의 장기적 안전성은 선진외국으로 부터 보장 받을 수 없음은 물론, 심지층 처분 관련 기술은 한국의 심지층 환경의 특수성을 고려하여야 하기 때문에 국내지질환경에 적합한 기술개발이 우선되어야 한다.

처분심도의 심지층 조사를 위해서는 지질, 수리지질, 지구화학, 구조지질 등의 조사기술확보 뿐 아니라 다양한 지질학적 조사기술들을 현장에서 신속하게 정확하게 활용할 수 있는 운영기술의 확보가 필수적이다. 또한 현장에서의 부지특성조사시 수리적 혹은 지화학적 측정과 분석 방법은 신뢰성이 확보된 지하수 특성 평가를 위해서 매우 중요한 요소다. 특히 지하수의 지화학 및 수리 특성 평가는 이러한 현장 분석기술의 확보만으로도 뚜렷이 향상될 수 있다. 이를 위하여 선진 각국에서는 자국의 지질특성 및 처분시스템 개념에 적합한 이동식 심부환경 현장 조사 시스템(모바일랩)을 개발하여 실제 처분부지 혹은 연구부지의 부지특성조사에 활용하고 있으며 시스템의 성능을 지속적으로 향상시키고 있다. 여기에서는 다목적 심부환경 현장조사 시스템(모바일랩)에 대한 해외 사례로서 스웨덴과 미국의 사례 및 기술개발 동향을 소개하고 아울러 현재 한국원자력연구원에서 개발중인 내용을 함께 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 스웨덴의 사례

스웨덴은 심지층 처분기술 개발의 과정 중에 1980년내 후반부터 현장조사용 모바일 랩을 개발하여 사용하고 있다[1]. 특히 에스포 지하암반연구프로젝트(Aspo HRL Project)에서 수리전도도값이 10^{-8}~10^{-6} m/s 범위인 대부분의 구간에 대해 이 장비를 활용하서 부지특성 조사가 수행되었다[2]. 초기 스웨덴의 현장 조사용 모바일 랩은 두 개의 트레일러로 구성되었다. 하나는 수리지질 조사용 모바일 랩으로서 펌핑작업과 프로브를 내릴 수 있는 시스템 등으로 구성되어 있다. 다른 하나는 지화학 조사용으로서 시추공으로 내리는 프로브와 교신하고 화학데이타를 기록하기 위한 컴퓨터 시스템으로 구성되어 있었다. 이후 스웨덴 SKB사는 모바일랩의 기능 및 부속장치들을 지속적으로 향상시켜왔으며 현재는 심부시추공의 현장조사시 일반적으로 심부시추공 조사용 모바일 랩, 실험분석용 모바일 랩, 데이터 수집 및 편의시설용 모바일랩 등의 3개의 모바일랩이 한 조가 되어 업무를 수행한다(Fig. 1). 현장조사 시스템은 지속적으로 개발되어 스웨덴의 최종 고준위폐기물 처분장 선정까지 오스카샴과 포스마크의 최종 두개의 후보부지에 위치한 심부시추공의 조사에서 핵심적인 역할을 수행하여 수리지질 및 수리화학 자료를 생산하여 왔다[3].

Fig. 1. Mobile lab. of SKB, Sweden [3].

2.2 미국의 사례

미국의 심지층 처분 연구는 Sandia National Lab. (SNL)에서 주로 수행하고 있으며 SNL 역시 부지특성조사를 위해 심부환경 조사용 모바일랩을 개발하여 운영하고 있다. SNL에서 운영하고 있는 모바일 랩은 미국 HydroResolutions LLC

사에서 개발한 MIATA (Mobile Integrated Aquifer Testing & Analysis)라는 모바일 랩으로 주로 야외 수리시험을 위해 만들어졌다(Fig. 2).

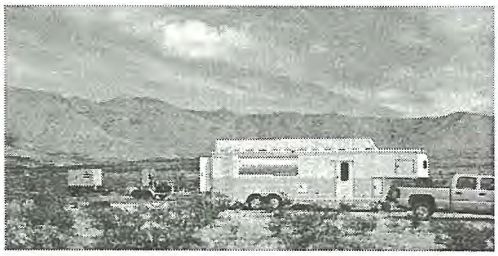


Fig. 2. Mobile lab. (MIATA) of SNL made by HydroResolutions LLC.

MIATA로 적용가능한 수리지질시스템은 매우 다양하여 지하 방사성폐기물처분장이 건설될 수 있는, 투수성이 매우 낮은 부지부터 카르스트 시스템이 있는 매우 높은 투수도의 부지까지 수리시험이 가능하다. MIATA의 구체적인 기능으로써는 0.25~2,000 gpm 범위 내 유량 모니터링, 15마력 이상의 모터와 230볼트와 460볼트의 전력을 이용하는 양수펌프에 대해 전류량 변화를 통한 유량 조절, 오염 제거 유체 저장 및 순환 장치, DAS (Data Acquisition System), 시간 제약없는 전력 공급 장치, 전자식 수질 모니터링, 수압 조절 및 모니터링, 기압 및 기온 모니터링, 공기 가압 장치, 저투수성 부지에서의 수리시험을 위한 straddle-packer hydraulic testing tool (HTT), 패커와 연결선 내 온도에 의한 압력 요동 현상을 최소화하기 위한 압력 유지 시스템 장치 등이 있다. 이 MIATA는 캐나다 온타리오주에 건설되고 있는 Canadian Deep Geologic Repository (DGR) 부지의 특성화 사업에 이용되었으며, 미국 WIPP 부지와 Yucca Mountains 부지의 특성화 사업에도 이용되었다. 그 외 프랑스, 스위스, 일본, 대만, 독일, 영국의 부지 특성화 사업에도 적용되었다.

2.3 한국원자력연구원(KAERI) 기술개발 현황

현재 한국원자력연구원에서 개발중인 다목적 심부환경 현장조사 시스템(모바일랩)은 심지층 처분을 위한 한반도 지질환경 평가 기술 개발을 위한 핵심기술의 하나로서, 신뢰성을 확보한 심부환경 현장조사 및 분석을 가능하게 함이 주 목적이다.

KAERI의 심부환경조사용 모바일랩은 실험실과 이동장치가 일체로 되어있는 수리지질 조사용 모바일랩과 실험실과 이동장치가 분리되어 운영할 수 있는 수리화학 조사용 모바일랩 등 2개로 제작하였다. 수리지질조사용 모바일랩은 조사 지역에 수리지질조사를 목적으로 굴착한 조사용 관정에서 수행할 수 있는 다양한 현장 수리시험을 수행하고, 결과적으로 도출되는 각종 자료를 현장에서 저장/처리하기 위해 설계되었다. 수리지질조사용 모바일랩은 크게 유량 측정 부분, 순수 순환장치 부분, 시추공검층 부분, 자료처리장치 부분으로 구성된다. 수리화학 조사용 모바일랩은 처분부지의 지하수의 화학특성 평가와 주변 모암, 광물, 방사성폐기물과의 화학적 상호반응 및 지하수의 유동특성과 처분부지의 전반적인 수리적 특성을 이해하는데 매우 유용한 도구로 사용될 목적으로 제작되었다. 주요 장비로는 지하수 현장 시료채취 및 전처리 장치, 원위치 지화학 파라미터 모니터링 시스템, 급수 및 배수장치, 시료보관용 냉장장치 및 기타 분석기기 및 수리시험기기의 작동을 위한 전기배선 및 이를 컨트롤할 수 있는 전기시스템으로 이루어져 있다. 제작된 심부환경조사용 모바일랩은 향후 실제 현장에 적용하여 성능평가가 이루어질 예정이다.

3. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 201017102002D).

4. 참고문헌

[1] SKB TR-86-16, 1986, Site investigation Equipment for geological, geophysical, Hydrogeological and hydrochemical characterization, SKB, 140p.

[2] SKB TR-91-21, 1991, Äspö Hard Rock Laboratory. Field Investigation methodology and instruments used in the preinvestigation phase, 1986-1990, SKB, 140p.

[3] SKB P-07-149, 2007, Oskarshamn site investigation Complete chemical characterisation in KLX13A Results from two investigated borehole sections: 432.0 - 439.2 m, 499.5 - 506.7 m. SKB, 43p.

Consideration of water pressure change at a hydraulic test in a sparsely fractured rock

S.-H. Ji, Y.K. Koh, and J. Choi
Korea Atomic Energy Research Institute, 989 Daedeokdaero, Yuseong, Daejeon, 305-353, Korea
shji@kaeri.re.kr

1. Introduction

In KURT, whose host rock is massive granite, there is a 500 m long borehole, and the hydraulic tests such as constant head withdrawal and recovery tests were conducted at several packed-off intervals of the borehole. Figure 1 shows the fracture numbers and estimated interval transmissivities from the hydraulic tests. In the intervals with many fractures, the estimated transmissivity from the constant head withdrawal test is similar to that from the recovery test. However, at the intervals with few fractures, those from the constant head withdrawal test are ~ 1 order smaller than those from the recovery test. Several phenomena can be suspected as the cause of this observation, but the nonlinear groundwater flow in a fracture due to a highly imposed hydraulic gradient [*Ji et al.*, 2008] and trapping zone effect from the directional anisotropy of flow [*Boutt et al.*, 2006] cannot be the reason, because the imposed hydraulic gradient and groundwater flow direction are equal between the constant head withdrawal and recovery tests.

Considering that the water pressure decreases during the constant head withdrawal test while it increases during the recovery test, the change of water pressure may lead to a small change in aperture, and it may make the difference between the hydraulic test results. The difference between them then increases as the number of fractures in the packed-off interval decreases (Figure 1), which indicates the possibility that the influence of the water pressure change on the aperture decreases in the intervals with many fractures because it diffuses into many fractures. To verify this idea, a change in an aperture is directly observed in this study when the water pressure is changed.

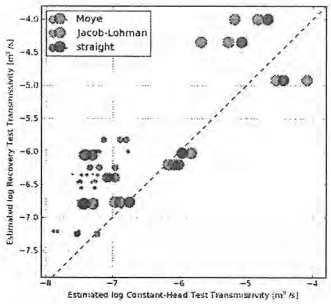


Fig. 1. Estimated transmissivity from hydraulic tests at DB-1 in KURT. The size of circle represent the number of fractures in the test interval.

2. Approach

For direct observation of the fracture aperture during a test, a special double packer system is designed. It is composed of three parts: outer pipe, inner pipe and acrylic pipe. Eight rubber packers to mechanically isolate a specific zone in a borehole are attached to the outer pipe, and an observation window is located between the upper and lower packers in the outer pipe. The inner pipe is a passage for a borehole camera and cables, and a barrier to shut out the influence of the assigned water pressure to the test zone on the camera. It is coupled with the acrylic pipe for direct observation of a fracture using a borehole camera, and placed inside the outer pipe. Note that the outer and inner pipes are made of the stainless steel and can be extended to the target zone using pipes with same

diameters.

In the test interval, preliminary hydraulic tests such as a constant head withdrawal and recovery tests are conducted. The constant head withdrawal test results are analyzed with the Moye, Jacob-Lohman and straight line model while the recovery test results Horner models.

3. Results

From the constant head withdrawal test, the transmissivity of the test zone is estimated to 3.6×10^{-9}, 4.8×10^{-9} and $5.2\times10^{-9}\,m^2/s$ with the Moye, Jacob-Lohman and straight line models, respectively. It is about 0.2 times smaller than the estimated one from the recovery test, which is $2.7\times10^{-8}\,m^2/s$. Note that the initial and assigned heads are 22.7 and 11.2 m, respectively, in our constant head withdrawal test.

To reveal the relation between the water pressure and aperture, the aperture and steady state injection rate of water are measured while various water pressures are imposed. The hydraulic head is initially 1.4 m. When the experiment begins, it abruptly increases to 50.5 m, and is kept in a constant although it oscillates slightly due to the injection pump. The injection rate is the maximum at the beginning of the experiment, and stabilized to 1.06×10^{-3} m^3/d. The target fracture was recorded using a borehole camcorder. Immediately after the water pressure of 5 bars is imposed, the aperture is increased by 1.25 times in average. Then, as the time is elapsed from the pressurizing it gradually gets large, and is stabilized when the elapsed time is about 20 minutes. The stabilized aperture is about 1.43 times larger in average than the initial one.

When the water pressures of 2, 3 and 4 bars are applied, the changes of aperture are also observed. They are similar to the case where the water pressure of 5 bars is imposed: the apertures increase exceedingly at the beginning of the experiments, and are stabilized after gradual increase. When the water pressures of 2, 3 and 4 bars are applied, the hydraulic heads are converged to 21.4, 29.2 and 37.5 m, respectively, and the apertures are finally increased by 1.22, 1.27 and 1.29 times in average, respectively, from the initial one.

4. Acknowledgement

This work was financially supported by the Korean Nuclear R&D program of the Ministry of Science and Education.

5. References

[1] Ji, S.-H., H.-B. Lee, I.W. Yeo, and K.-K. Lee (2008), Effect of nonlinear flow on DNAPL migration in a rough-walled fracture, *Water Resour. Res. 44*, W11431, doi:10.1029/2007 WR006712.

[2] Boutt, D.F., G. Grasselli, J.T. Fredrich, B.K. Cook, and J.R. Williams (2006), Trapping zones: The effect of fracture roughness on the directional anisotropy of fluid flow and colloid transport in a single fracture, *Geophys. Res. Lett. 33*, L21402, doi:10.1029/2006GL027275.

중저준위 방사성폐기물 처분시설의 공학적 방벽 콘크리트 Mock-up 실험

김기범, 김도겸, 이호재
한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 시민대로 1190
kibeom@kict.re.kr

1. 서론

콘크리트는 원자력 발전 구조물, 입자가속기 등 방사선 차폐가 필요한 구조물에 사용되는 경제성과 편리성을 겸비한 우수한 재료이다. 그러나 방사선 차폐용 원전콘크리트의 기본 물성에 대한 연구결과가 부족하여 외국의 품질규정, 차폐성능 및 시공관리에 필요한 시설 기준 및 참고문헌에만 의존하고 있는 실정이다. 이에 본 연구는 경주 중·저준위 국내 방사성 폐기물 처분시설에 사용된 공학적 방벽 역할 콘크리트의 실제 재료와 배합조건으로 Mock-up 시험체를 제작하여, 염분 침투로 인한 철근 부식이 공학적 방벽의 건전성에 미치는 영향을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 공학적 방벽의 배합조건 및 열화환경

본 연구에서는 방사성 폐기물 처분시설에 사용되는 배합을 이용하여 Mock-up 시험체를 제작하였으며 그에 따른 배합은 표 1과 같이 나타내었다. 콘크리트구조물은 건설 후 시간경과와 함께 각종 물리적·환경적 요인에 의해 콘크리트 균열 및 손상이 발생하여 재료의 물성 및 구조적 성능이 저하된다. 이 중에서 심도 -130m의 지하에 위치한 방사성폐기물 구조물의 경우 지하수 내 해수가 포함되어 염분침투를 받을 수 있다. 따라서 본 Mock-up 시험체는 지하수가 공학적 방벽으로의 염분침투를 모사하여 제작되었으며, 염분침투의 촉진을 통해 그 영향을 분석하는 것에 목적이 있다.

철근부식촉진 모형 실험체의 크기는 가로 500mm, 세로 700mm, 길이 1000mm의 콘크리트 시편이며, 철근 배근은 이형철근 D38이며, 철근과 수용액 사이에 전원공급 장치를 연결하여 수용액의 침투를 촉진할 수 있도록 철근 거리는 125mm로 제작하였다. 콘크리트 시편 윗부분에는 염분침투를 가정한 해수를 채워넣었다.

Table 1. Mixture of concrete.

No.	Mix proportion						
	Water	Cement	Fly ash	Coarse	Fine	WRA	AEA
Mix 1	0.45	0.8	0.2	2.31	1.84	0.04	0.0004

2.2 실험체 일반사항

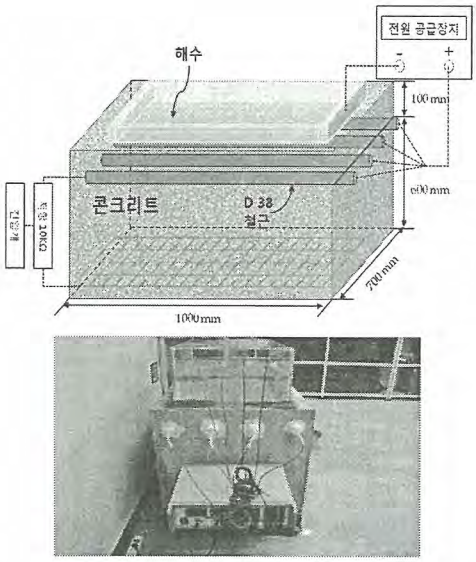


Fig. 1. Mock-up Experiment.

2.3 철근부식촉진

철근부식촉진 모형 시험체는 부식을 촉진하기 위하여 전기를 공급하여 시편 하단의 티타늄메쉬와 전원공급장치를 통한 강제전류를 철근에 흐르게 하여 철근의 부식을 촉진시키는 실험을 12개월간 진행하였다. 부식전류측정을 통해 시편의 부식개시 시기를 예측하였으며, 부식개시 이후에도 지속적인 전원공급을 통해 철근부식으로 인한 균열을 유도하였다.

해수에 포함된 염소이온이 시편 내부로 침투한 시간에 따른 철근 부식 전류(Corrosion rate) 측

정, 철근 부식 전위 (Corrosion potential) 측정, 균열 발생에 따른 시편의 육안 확인을 통해 최종 부식정도를 확인하고 그 결과를 분석할 예정에 있다.

3. 결론

Mock-up 실험체의 염분침투는 충분히 이루어졌다는 가정하에 열화분석을 실시할 예정이다. 열화분석 내용은 길이 700mm의 콘크리트 수직방향으로 철근을 포함한 코어 채취를 하여 시편 깊이에 대한 철근부식의 형상 및 콘크리트 균열여부 확인할 예정이다. 또한, 피복두께의 길이 100mm의 열화 분석용 코어를 채취하여 XRD(X-ray Diffractometer), SEM(Scanning electron microscopy), EPMA(Electron Probe Micro-Analysis), MIP(Mercury Intrusion Porosimetry)등의 콘크리트 열화분석을 실시하여 방벽의 건전성을 평가한다. 또한, 철근 추출 후 부식으로 인한 철근 부피 팽창 정도를 확인하고 철근부식에 의한 콘크리트의 균열양상을 파악하여 공학적 방벽에 미치는 영향을 평가할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

[1] Smart, N.R., Rance, A.P. and Fennell, P.A.H, 'Expansion due to the anaerobic corrosion of iron', Serco Assurance, 2006.

[2] King, F., 'Corrosion of carbon steㄷ under anaerobic conditions in a repository for SF and HLW in Opalinus Clay', intergrity Corrosion Consulting LTD., 2008.

암석 및 단층물질의 유전율 상수 측정을 위한 장치 개발

최정해, 김용제, 채병곤
한국지질자원연구원, 대전시 유성구 과학로 125
jhchoi@kigam.re.kr

1. 서론

암석의 유효공극률을 산정하기 위해서 일반적으로 가장 많이 사용되고 있는 방법은 암석의 포화상태와 건조상태에서의 질량변화를 계산하는 방법이다. 그러나 이러한 방법에는 암석의 수침과 건조과정에서 완벽하게 공극내의 물을 포화시키거나 건조시키는 것이 불가능하다는 제약이 따른다. 따라서 본 연구에서는 이러한 문제점을 해결하기 위해서 암석의 유전율을 TDR센서를 활용하여 계산하고 이를 토대로 암석의 유효공극율을 산출하는 연구를 진행한다[1]. 본 연구를 위하여 암석이나 단층 물질의 유전율 상수값을 다양한 물리조건에서 실현하기 위해서 압력 및 온도 조절이 가능한 유전율 측정장치를 개발하였다. 이 실험장치를 활용하여 지하심부의 조건은 물론이며 다양한 물리화학적 환경조건하에서의 유전율 상수값 측정 실험을 진행 할 수 있으며 다양한 시료에 대한 직접적인 유효공극률 계산이 가능할 것으로 기대한다.

2. 장치구성

2.1. 시료 챔버

시료 챔버는 암석, 단층물질, 벤토나이트 등의 시료를 넣고 유전율 센서를 시료에 부착하여 압력, 온도, 함수조건을 변화시키면서 유전율을 측정할 수 있는 부분이다.

본체 크기는 높이 180mm, 외경 165mm, 덮개 장착부 내경 125mm, 시료 장착부 내경 120mm이며 내부에 육면체 또는 원통형의 측정 대상시료를 넣을 수 있도록 하였다. 시료 챔버의 하부에는 압력 조절용 물을 배수하기 위해 배수구를 설치하였다. 시료 챔버는 스테인레스 스틸의 재질을 가지며, 최대 30MPa의 압력에 견딜 수 있도록 하였다. 시료 챔버 내부에는 가압장치를 통해 물을 주입하여 압력이 변화하게 되는데, 이때 온도 조절 장치를 통해 시료 챔버에 다양한 온도의 물이 채워질 수 있도록 고안되었다.

측정 시료는 직경 120mm, 높이 120mm의 본체 공간 내에 들어가도록 성형한다. 시료의 모양은 육면체 또는 원통형으로 만들 수 있다. 시료 챔버 내의 측정대상 시료에는 유전율 값 측정을 위해 유전율 측정용 센서를 부착하게 된다. 유전율 측정 센서의 부착을 위해 암석 시료의 경우는 시료 중앙에 직경 25mm, 높이 최대 120mm의 구멍을 뚫고 그 속에 복수의 센서를 부착한다. 유전율 센서가 시료를 통하지 않고 바로 물과 접촉되는 것을 방지하기 위하여 에폭시 등으로 시료에 천공한 구멍을 채운다. 센서에 연결된 전선은 시료 챔버 덮개에 설치한 구멍을 통해 데이터 로거에 연결한다. 단층물질과 벤토나이트 시료의 경우 시료의 강도가 약하기 때문에 시료 중앙에 구멍을 뚫을 수 없으므로 유전율 센서를 시료 내에 밀어 넣어서 설치한다.

시료 챔버 덮개부분은 외부테두리와 내부 덮개의 이중구조로 고안되었다. 내부덮개는 각종 센서의 전선이 내부로부터 외부로 통과할 수 있도록 세 종류의 구멍이 뚫려 있다. 즉, 최대 3개의 유전율 측정 센서로부터 연결된 전선을 통과시키기 위해 가장자리에 6개의 구멍과 시료 챔버 내부에 수압을 가할 수 있는 주입구멍 1개, 시료 챔버내 수위를 확인하기 위한 수위확인용 구멍 1개를 덮개 중앙에 고안하였다. 이 구멍들은 전선 통과 후 밀봉이 되도록 육각형 너트로 조여질 수 있도록 하였다.

2.2. 가압조절부

가압조절부는 시료 챔버에 수압을 가하고 이를 측정할 수 있도록 고안하였다. 수압은 별도로 설치한 주입용 수조로부터 가압장치(펌프)를 이용하여 시료 챔버에 물을 주입하게 된다. 수압의 정확한 조절을 위해 물은 수조로부터 시료 챔버까지 곧바로 주입하지 않고 2단계의 조절밸브를 거쳐 주입되도록 고안하였다. 또한 각 부분의 수압을 관측할 수 있도록 가압장치(펌프)와 1차 조절밸브 사이에 정밀 압력계를 설치하고, 2차 조절밸브와 시료 챔버 사이에 별도의 정밀 압력계를 설치하

도록 고안하였다. 2차 조절밸브를 통과한 물은 시료 챔버 덮개에 설치한 가압호스용 구멍을 통해 시료 챔버에 주입된다.

본 연구에서 고려하는 압력은 지하 800m - 1km 구간의 압력상태를 재현하기 위하여 최대 30MPa까지의 범위에서 자유롭게 조절할 수 있도록 고안하였다. 이와 같은 고압상태를 재현하는 이유는 고준위방사성폐기물 지층처분 또는 CO2 지중저장의 심도가 보통 지하 1km 내외의 구간에서 이루어지기 때문이며, 이러한 압력조건에서 측정 대상시료의 유전율 변화특성을 파악하기 위해서이다.

2.3. 온도 조절부

본 연구에서는 지하의 압력변화 뿐만 아니라 온도변화에 따른 유전율 특성변화를 파악하기 위하여 온도 조절기능을 고안하였다. 온도조절부는 기본적으로 물을 가열한 후 이를 시료 챔버 외부를 둘러싸고 있는 온도 조절용 외부셀에 주입하여 그 열이 시료 챔버 내에 있는 시료에 전달되도록 고안하였다. 시료 챔버 본체 내부의 온도를 측정하기 위하여 온도센서를 시료 챔버 본체 상부에 설치하고, 그 온도를 시료 챔버 외부에 설치한 온도 표시패널에서 확인할 수 있도록 고안하였다. 온도의 측정 정확도는 0.01°C까지 가능하다.

2.4. 유전율 측정용 TDR 센서, 데이터 로거 및 저장장치부

본 발명은 압력 및 온도의 변화뿐만 아니라 기본적으로 시료가 물과 접촉함으로써 시료 내부로 물이 침투하여 건조한 시료가 갖는 고유의 유전율 값이 함수상태에 따라 변화하는 것을 측정하도록 고안되었다. 이러한 유전율의 변화는 시료에 부착한 유전율 측정용 센서로 감지할 수 있다. 본 연구에서는 전도성이 뛰어난 구리 재질의 직경 25mm의 링(ring)을 시료의 가운데 천공한 구멍에 삽입하여 시료와 밀착시키고, 구리 링의 한쪽 끝 부분에 전선을 각각 연결하여 시료 챔버 외부에 설치한 TRD센서와 연결하도록 고안하였다. 이를 통해 시료의 함수상태 변화에 따른 유전율 값의 변화를 측정할 수 있다. 감지된 유전율 값은 데이터 로거에 일정시간 간격으로 읽히게 되고, 이 자료는 데이터 로거와 연결된 컴퓨터에 저장된다. 획득된 유전율 값으로 다양한 방법을 통해 시료의 공극율 및 유효공극률을 계산해 낼 수 있으며, 이를 바탕으로 암석, 단층물질, 벤토나이트 등에서 압력, 온도, 함수상태의 조건에 따라 공극율 및 유효공극률이 변화하는 특성을 파악할 수 있다.

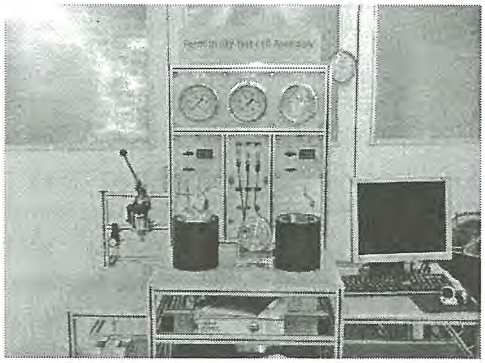


Fig. 1. Permittivity experiment setup

3. 결론

본 연구에서 개발된 실험 장치는 암석 및 단층물질의 유효공극률을 유전율 상수를 활용하여 계산할 수 있도록 하는 장치이다. 이는 지금까지 공극률산출을 위해서 수행되어왔던 많은 실험방법과 다른 특징을 가지고 있으며 특히 수침과 건조과정을 거쳐 산출되는 유전율 상수 값에 비해 더욱 정확하고 객관성 있는 결과를 제시해 줄 것으로 기대한다. 뿐만 아니라 암석이 위치하는 지하심부의 환경을 재현하는 것이 가능하므로 지하심부 현장에서의 유효공극률 변화 또는 상태를 정확하게 측정할 수 있을 것으로 기대한다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (201017102002B)

5. 참고문헌

[1] K. Hu and C.R.Liu, Theoretical study of the dielectric constant in porous sandstone saturated with hydrocarbon and water, IEEE Transaction On Geoscience and Remote Sensing, Vol. 38, No. 3, pp. 1328-1336, 2000.

원전 현장에서 적용 가능한 EDTA 분석 방법에 대한 고찰

김진길, 홍성준, 박성철, 이의동, 김효철
하나검사기술(주), 경기도 하남시 토이동 337-10
freeflying04@naver.com

1. 서론

EDTA(Ethylene Diamin Tetra Acetic acid)는 금속이온의 분석·분리·제거, 미량 금속이온분석 등 분석화학에 이용될 뿐 아니라 센물 연화, 희토류원소의 분리, 신장결석의 제거, 비타민 C의 산화방지, 식품의 금속에 의한 변질방지, 세척제, 중금속 이온의 침전방지제 등 그 용도가 매우 넓다. 특히 원전에서는 제염(Decontamination)에 많이 사용되고 있으나 최종처리가 소홀할 경우 다른 물질로 안정화된 방사성 양이온성을 침출시켜 더 높은 이동성을 갖게 하는 등 방사성폐기물 관리에 어려움을 갖게 할 수 있다. 이러한 이유로 인해 방사성폐기물 처분장에 폐기물 인도 시 킬레이트가 0.1wt% 이상 존재할 경우 그 화학명과 농도를 명시하여야 하며, 최대 8wt% 이상 함유하지 않도록 규제하고 있다. 따라서 이들 고체 폐기물의 방폐장 인수시에 반드시 킬레이트 함량 분석이 요구되고 있으며, 이에 따라 원전에서는 방사성폐기물 중에 함유되어 있는 킬레이트를 현장에서 신속하고 경제적으로 분석할 수 있는 방법이 강구되고 있는 실정이다.

이에 본 연구에서는 원전에서 사용되는 킬레이트제의 대부분을 차지하고 있는 EDTA의 분석법을 살펴봄으로써 실제 원전에서 사용가능한 분석 방안에 대해 고찰해 보고자 한다.

2. 본론

EDTA의 분석법은 최근 많은 방법으로 연구가 되어 있다. 대표적인 방법으로는 액체크로마토그래피(Liquid Chromatography;LC)를 이용한 분석법과, 가스크로마토그래피(Gas Chromatography ;GC), 전기화학분석법(Electroanalytical methods), 분광광도계법, 적정법 등이 소개되어 있으며, 각 분석법마다도 여러 가지 분석 기술이 개발되어 있다. EDTA분석법에 대한 연구가 진행되던 초기에는 분광 및 적정법이 대부분 사용되었으나, 크로마토그래피로 분석이 가능해짐에 따라, 이후 다양한 형태의 분석법이 개발되었으며, 훨씬 더 정확하고 높은 민감도를 가진 방법이 개발되고 있다. 다음은 다양한 EDTA 분석법에 대한 고찰이다.

2.1 액체크로마토그래피법

액체크로마토그래피법은 자연수, 폐수, 퇴적물, 비료, 화학세정제, 방사성폐액 등의 EDTA분석에 많이 사용되는 분석법이다. 여기에 이온크로마토그래피(Ion Chromatography ; IC) 또는 역상-고성능크로마토그래피(Reverse Phase-HPLC)등을 통한 금속-킬레이트 분석도 이루어지고 있다. EDTA는 2가 또는 3가의 양이온 금속과 빠른 속도로 착염을 형성하는 특성이 있으며, 이를 이용하여 Free-EDTA에 Fe등을 이용한 EDTA complex를 이용하여 분석하는 방법이다. 액체크로마토그래피법을 이용한 검출한도는 약 0.8μg/L ~ 0.8g/L이지만 주로 ppm수준으로 분석이 가능하다. 검출기로는 UV(Ultra-Violet)를 주로 사용한다.

2.2 가스크로마토그래피법

가스크로마토그래피법은 화합물의 기화가 필요하다. 이를 위해 EDTA 및 EDTA금속 착화물은 주로 Methyl, Ethyl 등으로 변환하게 되는데, 이와 같은 전처리작업은 많은 시간의 소요와 많은 노력을 필요로 하며, 숙련이 필요하다. 가스크로마토그래피법을 이용한 검출한도는 HPLC의 1/1000수준으로 매우 낮은 분석값의 검출이 가능하다. 따라서 기체 크로마토그래피는 고감도의 분석이 가능하며, 환경시료 등의 분석에 적당하다.

2.3 전기분석(Electroanalytical)법

전기화학분석법은 폴라로그래피(전기분해자기법)를 이용한 방법을 포함하여, Differential pulse 폴라로그래피, potentiometry, one drop square-wave 폴라로그래피, differential pulse

anodic stripping voltammetry, differential pulse cathodic stripping voltammetry, potentiometric stripping analysis등의 전위차, 전압전류차, 차등 펄스 등을 이용한 여러 가지 방법들이 고안되어 있다. 이러한 전기적 분석방법은 수질형태 시료 분석에 적합하다. 또한 여러 가지 요인에 의하여 간섭받는 등 선택성에 제한이 있지만 경제적이고, 신속하며, 간단한 분석방법이다.

2.4 적정법

적정법은 많은 이화학 분석에서 사용되는 기초적인 방법이다. 한국산업규격 KS M ISO 4325에서의 킬레이트제 함량의 측정법을 살펴보면 시험 시료를 녹이고 pH 범위를 맞춘 후 1-(2-피리딜아조)-2-나프톨을 사용하여 황산구리(II)표준액으로 표준 용액에 대해서 적정하는 원리로 분석하고 있으며, EDTA와 Zirconium의 complex를 이용하여 Eriochrome black indicator를 통해 적정하는 방법 등이 있다. 이와 같은 적정법은 한번 시약 제조로 많은 시료의 분석이 가능하고, 시약 제조 및 전처리 과정이 간단하며 신속한 분석이 가능하고, 분석농도에 따라 적정 시약의 희석 및 샘플량 조절을 통해 분석 범위의 조절이 가능하다는 장점이 있으나, 앞에서 설명한 크로마토그래피 등의 방법보다는 측정값의 신뢰도 및 재현성이 약간 떨어진다고 볼 수 있으며, 높은 민감도를 기대하기는 어려운 단점이 있다.

2.5 분광광도법

강산성 조건하에서 free-EDTA, 또는 metal-EDTA 착화물은 빨간색의 Zirconium-xylenol orange와 반응하여, 보다 안정한 형태의 Zirconium-EDTA를 형성한다. 이때, 색깔의 변화정도를 분광광도계(Spectrophotmeter)를 이용하여 약 535-nm의 파장에서 흡광도를 측정하여 EDTA함량을 산출하며, 방법에 따라서는 검량선을 작성하여야 하는 경우도 있다. 분석가능범위는 ppm(mg/L)수준이다.

3. 결론

위에서 언급된 액체크로마토그래피 분석법은 분석 데이터의 정확성 및 용이성에 있어서 기체크로마토그래피 분석법이나, 전기화학분석법보다 EDTA를 분석하기에 있어 용이한 분석법이다. 기체크로마토그래피 분석법은 정확한 정량 및 정성 분석이 가능하나 시료를 기화시키기위한 전처리 공정이 소요된다. 적정법은 비교적 정확한 분석데이터 취득은 어렵지만 신속하고, 특별한 전처리 과정이나 분석장비를 사용할 필요가 없어 누구나 분석할 수 있으며, 신속하다는 장점이 있다. 따라서 원전 현장에서 간이적으로 분석하고자 하는 경우 EDTA 분석법을 적용하고자 하는 경우에는 적정법을 적용하는 것이 적절하다고 판단된다. 원전에서 방사성폐기물을 방폐장 인도시 킬레이트 함량 기준은 0.1wt%이므로, 이 함량 기준에 대해 이상인 폐기물과 미만인 폐기물로 분류하는 간이 측정법의 확립이 중요할 것으로 판단된다. 다량의 시료를 LC 또는 GC로 분석하기에는 전문인력이 분석하여야 하고, 전처리 과정 및 장비 운용에 따른 문제점이 발생되며, 이는 경제적으로 많은 비용과 시간이 소모된다. 이에 반해 적정법은 누구나 분석할 수 있는 방법이며, 별도의 분석장치가 필요하지 아니하고, 신속하게 현장에서의 분석이 가능한 방법이다. 적정법은 종말점에 따라 색도에 대한 판별이 주관적으로 해석될 수 있으나, 한국산업규격 KS M ISO 4325 등에서 제시한 킬레이트 분석법을 적용하면 대부분 큰 오차 없이 분석이 가능 할 것으로 판단된다. 또한 EDTA이외의 다른 킬레이트제에 대하여서는 원전에서 사용되는 킬레이트제의 대부분은 EDTA인 점을 감안하여 적정법으로 산출한 EDTA값에 분율을 곱하여 최종 킬레이트 함량으로 산출하면 가능할 것으로 판단된다. 이러한 적정법의 응용을 통하여 방사성폐기물 중의 EDTA를 추출하고, 분석하는 간이 측정법을 확립함으로써, 보다 신속하고 경제적인 방사성폐기물 인도 프로세스가 가능할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Analysis of EDTA and DTPA, Talanta 44, 1487-1497, 1997.

[2] Standard test methods for Sodium salt of EDTA in water, D3113-92, American society for testing and materials, 1998.

[3] 한국산업규격 KS M ISO 4325, 2003.

지표지진탐사를 이용한 단층조사

김우석 , Takao MIYATA*, 장태우**, 고용권, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*Kobe University , 1-1 Rokko-dai, Nada-ku, Kobe, Japan
**경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370
kim_wooseok@hotmail.com

1. 서론

방사성폐기물 지층처분을 위한 처분부지 선정을 위한 안정지질환경지역을 평가하기 위해서는 다양한 평가인자를 대상으로 조사 및 평가를 실시하여야 한다. 그 중 하나로 예비선정 부지내에 발달하고 있는 단층들에 대한 전반적인 고찰이 필요하다. 단층의 분포, 규모, 운동시기 등은 중요한 요건이 된다. 본 연구에서는 이런 단층을 조사하기 위한 한 방법으로 지표지진탐사를 이용하여 단층의 분포특성을 밝히고자 한다.

2. 본론

2.1. 연구지역

우리나라 남동부 지역에는 특징적으로 제3기 분지들이 동해와 근접해서 발달하고 있다. 이들 분지에는 단층들이 발달하고 있으며, 이들 단층들은 자연상태에 노출이 되어 어느 정도는 단층의 정보를 얻어서 연구가 가능하지만, 일부는 주거지역에 발달하고 있어서 단층의 방향성이나 연장성에 대하여 연구하기 힘든 경우가 많다. 그래서 본 연구에는 GPR(Ground-Penetrating Radar)을 이용하여 주거지역에서의 지하에 발달하고 있는 불연속면에 대하여 조사하여 그 결과를 연구하는 그 목적으로 한다. 연구대상은 현재 중저준위방사성폐기물 처분장 부지가 건설중인 월성지역의 남쪽에 위치하고 있는 하서분지내 발달하고 있는 읍천단층의 북쪽 부분을 대상으로 실시하였다 (Fig. 1).

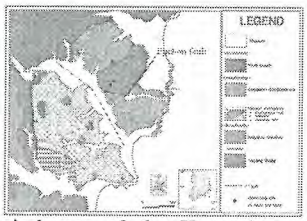


Fig.1. Geological map of the Haseo basn (modified from Lee et al., 2006).

2.2. 연구방법

지하의 구조를 관찰하기 위한 물리탐사 조사법의 하나로 지표지진탐사법(GPR)이 있다. 이 GPR 조사는 전자파의 파동의 성질을 이용하여 지하의 구조를 파악하는 조사법을 말한다. 전자파를 지표에서 지하로 방출하여 지하의 전기적 성질이 변화하는 부분이 전자파의 반사면이 되고 이 반사면으로 부터의 반사파가 지표로 돌아오는 것이다. 지하천부의 지반이나 지질학적 구조를 연구하는데 많이 이용할 수 있는 방법이다. 측정방법으로는 프로파일 측정과 와이드앵글 측정법으로 나눌 수 있다. 프로파일측정은 송수신안테나의 간격을 일정하게 맞춘 후 측정하는 방향으로 일정한 속도로 동시에 이동하면서 측정하는 방법이다. 와이드앵글 측정은 송신안테나를 고정한 후 수신안테나만 이동하면서 일정한 간격을 벌이면서 측정하는 방법이다.

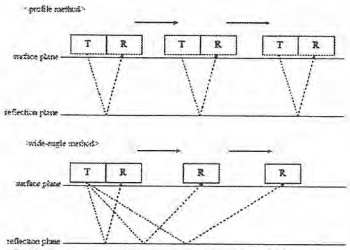


Fig. 2. GPR measuring method (T; transmitting antenna, R; receiving antenna, Arrow; survey direction).

본 연구에서는 프로파일 측정법을 사용하였다. 측정기로는 GSSI회사의 SIR System10을 이용하여 100MHz와 35MHz의 안테나를 사용하여, 400ns과 500ns의 range로 측정하였다. 100MHz의 안테나 보다는 35MHz의 안테나의 경우가 조금은 더 깊은 심도까지 탐사가 가능하였다. 야외에서 조사하여 취득한 데이터는 [RADAN6 for Windows NT] (GSSI사 제품)소프트웨어를 이용

하여 데이터 정리 및 해석을 실시하였다.

2.3. 탐사 결과

GPR조사 결과는 다음과 같다.

조사는 먼저 초등학교 운동장에서 측정하였으며, GPR profile은 500ns range로 필터링 후 결과물을 얻었다. 측정거리 70~80m지점에서 불연속면을 발견하였다 이 불연속면의 경사는 동쪽으로 불연속 면의 경사는 동쪽으로 약 65도 경사각을 가진다.

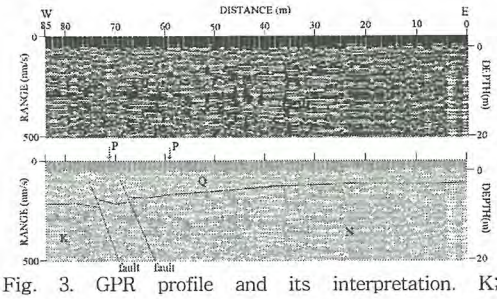


Fig. 3. GPR profile and its interpretation. K; Cretaceous, N; Neogene, Q; Quaternary, Solid line; Geological boundary, Dotted line; Fault line, P; Pipe.

와이드앵글 측정에 의하여 측정되는 평균 속도는 8.08 cm/ns 이다. GPR조사를 통하여 읍천단층의 북동부 지역에 단층이 존재함을 알 수 있으며, 또한 이는 단층이 인지되는 지층의 연대와 연관지어 최종운동시기에 대해서도 다시 고찰해 볼 수 있다. 또한 보링데이터를 조합한다면 조금은 더 신뢰도 높은 결과물을 얻을 수 있을 것으로 사료된다.

3. 결론

우리나라의 남동부 지역에는 제 3기 분지가 현저히 발달하고 있다. 이들 분지 내에서 발달하고 있는 단층들 중에는 신생대 제 4기 퇴적층을 절단하는 제 4기 단층으로 재활성 되어 발달하고 있다. 예로서, 하서분지 일대에서는 읍천 및 수렴단층이 존재하고 있다. 조사지역의 불연속면을 기준으로 지층이 상반쪽은 위로, 하반쪽은 아래로 휘어져(drag) 있는 것이 보여진다. 이는 역단층 성분임을 알려준다. 이는 또한, 지구조운동(tectonics)에 의하면 태평양판의 강한 섭입으로 인한 동-서 방향의 압축응력(compressional stress regime)의 영향으로 생성된 남-북 방향의 역단층(reverse fault)의 기하를 보여주는 것과 일치한다. 이 응력장은 Pleistocene시기부터 현재까지 동-서압축 응력의 영향을 가지고 제4기 단층운동이나 지진활동을 유발하고 있다. 따라서 이들 단층은 단층의 최후기 운동시기를 결정하여 단층의 활동성(activity)을 결정하는 중요한 자료가 된다. 제4기 단층의 활동성은 이 지역의 처분장 부지의 안정성 평가와 관련이 있으므로 국내외의 많은 학자들이 관심을 기울이고 있다.

그리고 이번 조사를 통하여 조사지점의 지층의 연대와 비교하여 볼 때 최소한 읍천단층은 21만 4천년 ~ 10만년 이내에 1회 이상 활동한 활동성 단층에 해당한다고 볼 수 있다. 또한 우리는 주거지역의 지하에서 발달하고 있는 불연속 구조를 GPR 을 이용하여 확인하는 것이 유용함을 알게 되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다 (No.201017102002D).

5. 참고문헌

[1] Choi, P.Y., et al., Paleostress analysis of the Pohang-Ulsan area, Southeast Korea : tectonic sequence and timing of block rotation, Geosciences Journal, 5(1), 1-8, 2001.

[2] Lee, J., et al., Tectonics of Tertiary Haseo basin, southeast Korean Peninsula, the annual meeting of the geological society of Korea. 2006.

[3] Miyata, T., et al., Ground-penetrating Radar Survey for Urban Active Fault in Kobe, Proc. 8th Symp. on Geo-Envirnments and Geo-Technics, 119-124, 1998.

[4] Otsuki, K., Westward migration of the Izu-Bonin Trench, northward motion of the Philippine Sea Plate, and their relationship to the Cenozoic tectonics of Japanese island arcs, Tectonophysics, 180, 351-367, 1990.

Smoothed Wigner-Ville Distribution과 Theoretical Model을 이용한 분산성 매질 내 탄성파 신호의 신뢰성 있는 도달시간차 측정기법 분석

김진섭, 최영철, 이경수, 최종원, 조계춘*
한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 1045
*한국과학기술원, 대전 유성구 과학로 335
kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

Acoustic Emission (AE)법은 비파괴시험의 일종으로, 균열 발생 시 균열의 위치표정 및 발생한 균열의 파괴모드와 방향성 그리고 구조물의 피해 정도에 대한 정성적·정량적 분석이 가능하다. AE 신호를 분석하는 과정에서 탄성파의 발생위치를 찾는 위치표정은 전통적으로 주요 관심 연구분야였으며, 주로 초기도달 P파의 도달 시간차(TOAD: Time-of-arrival-difference)를 이용하였다.

최근에는 이에 대한 보다 적극적인 결과분석을 위해 시간-주파수 도메인으로 변환하여 위치표정을 시도하고 있으며, Wigner-Ville Distribution (WVD) 알고리즘이 대표적인 한 예이다. 이는 기존의 Short Time Fourier Transform (STFT)이나 Wavelet Transform (WT)과 달리 시간 분해능과 주파수 분해능을 독립적으로 조절할 수 있는 장점을 지닌다. 하지만 WVD 알고리즘의 특성상 혼신성분 (cross-term)이 존재하게 되며 이는 신호분석에 심각한 오류를 야기하게 된다.

따라서 본 연구에서는 WVD의 혼신성분과 배경잡음을 제거하기 위해 Smoothed Wigner-Ville Distribution (SWVD)을 적용하였다. 또한 실험자의 주관과 노이즈로 인해 분산성 매질 내에서 신호가 왜곡되는 현상을 저감시키기 위해 Biot's model의 wave velocity dispersion model을 적용하여 정확한 도달시간차를 산정하기 위한 시도를 하였다.

2. 이론 및 제안 분석방법

2.1 Smoothed Wigner-Ville Distribution

현장암반 내에서 전파되는 신호는 분산특성 (dispersive media)이 존재하므로 계측 신호는 주파수 별로 에너지의 전파속도가 다르기 때문에, 시간 및 이동 거리에 따라 전체 파형이 변화한다. 따라서 파의 전파특성을 정확하게 관찰하기 위해서는 시간에 따른 도달 주파수 성분을 분석할 수 있는 비 정상상태 신호분석 방법이 필요하다. 이 같은 취지에서 시간 및 주파수 분해능을 동시에 향상시킬 수 있고, 배경잡음 및 혼신성분을 감소시킬 수 있는 SWVD를 사용하였다. SWVD의 기본식은 다음과 같다.

$$W_{SWVD}(t,f)=\int_{-\infty}^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\Phi(\xi,\tau)A(\xi,\tau)e^{j(2\pi\xi t-2\pi f\tau)}d\xi\, d\tau \qquad (1)$$

주파수에 따라 각기 다른 군속도 (group velocity)로 이동하는 AE파를 모사하기 위해 다음과 같은 Biot's model을 적용하였다.

$$\frac{1}{V_P^2}=\frac{-(Hq+M\rho-2C\rho_{fl})\pm\sqrt{(Hq+M\rho-2C\rho_{fl})^2-4(C^2-MH)(\rho_{fl}-\rho q)}}{2(C^2-MH)} \qquad (2)$$

위의 Biot's model을 이용하여 frequency dependent wave velocity를 계산하면, 아래의 Fig.1(좌)과 같은 관계를 얻을 수 있으며, 이를 Eq.(3)을 이용하여 Fig.2(우)와 같은 시간-주파수 관계로 변환시킬 수 있다.

$$t=\frac{L}{V_P}-t_0=\frac{1}{A(f)}\frac{A(f_1)A(f_2)}{A(f_2)-A(f_1)}(t_1-t_2)-\frac{1}{A(f_1)}\frac{A(f_1)A(f_2)}{A(f_2)-A(f_1)}(t_1-t_2)+t_1$$
$$=\left(\frac{1}{A(f)}-\frac{1}{A(f_1)}\right)\frac{A(f_1)A(f_2)}{A(f_2)-A(f_1)}(t_1-t_2)+t_1 \qquad (3)$$

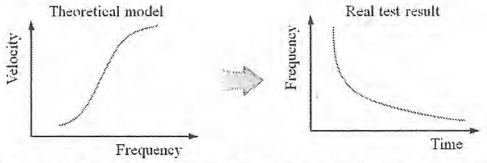


Fig. 1. Schematic concept for obtaining a dispersion curve in a time-frequency domain from the theoretical model of the velocity-frequency relation.

3. 실험재료 및 장치

KURT 화강암 시료(L×W×H: 152×196×503 mm,

단위중량 :2,670 kg/m^3)를 대상으로 두 위치 center(0.0, 0.0, 0.0cm)와 center-upper(0.0, 9.8, 25.1cm)에 초음파를 발생시켜 각각 센서(60kHz 공진)에서의 도달 시간차를 산정하였다. 소음원으로는 52kHz의 초음파 펄서가 사용되었다.

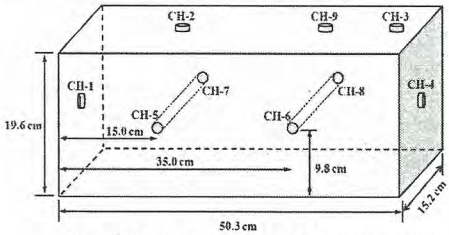


Fig. 2. Test specimen and AE sensor array.

4. 실험결과 및 분석

4.1 Smoothed WVD 분석

각 센서에서 획득한 신호 데이터를 이용하여 SWVD 분석을 수행하였다. Center와 center- upper 위치에서의 대표적인 실험결과를 아래 Fig. 3과 Fig. 4에 각각 나타내었다. 그림에서 파란색 선은 각 주파수 요소별 최대 amplitude를 의미하며, 이는 군속도로 이동하는 파에 해당한다. 한편 붉은색 선은 최대 amplitude에 해당하는 실험 데이터 중 최소 2개의 지점을 이용하여 앞의 Eq. (2)와 Eg. (3)의 관계를 바탕으로 이론 속도식을 유도한 포물선이다.

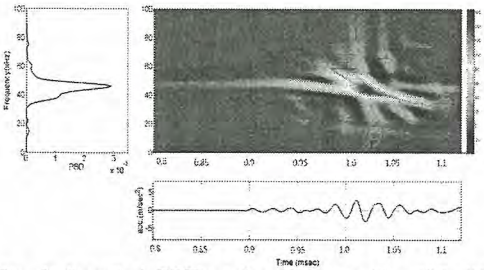


Fig. 3. Smoothed WVD at the 'center' position (0.0, 0.0, 0.0 cm) : Ch.6.

4.2 이론 속도식을 적용한 군속도 측정

각 센서별로 획득된 이론 속도식(붉은색)을 정리하면 아래의 Fig. 5와 Fig. 6와 같다. 실험에 사용된 AE 센서의 유효 주파수 영역이 30~300kHZ 임을 감안 할 때, 30kHz 이상의 주파수 영역에서는 어떠한 주파수 단일 요소를 선택하여 도달 시간차를 산정한다 할지라도 동일한 도달 시간차를 도출함을 확인할 수 있었다.

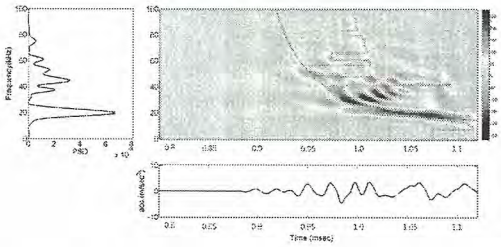


Fig. 4. Smoothed WVD at the 'center-upper' position (0.0, 9.8, 25.1cm) : Ch.1.

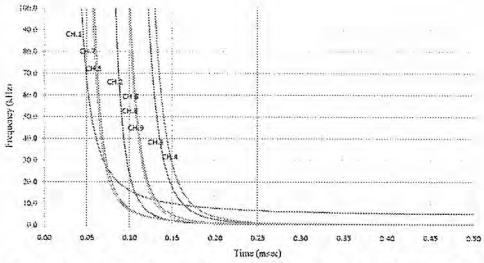


Fig. 5. Theoretical time-frequency curve at (7.6cm, 0.0cm, 25.1cm).

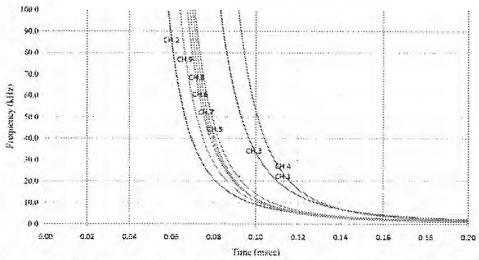


Fig. 6. Theoretical velocity dispersion curve at (0.0cm, 9.8cm, 25.1cm).

5. 결론

전 주파수 대역에 걸쳐, 획득된 AE파의 신뢰성 있는 도달시간차를 SWVD와 이론식을 바탕으로 성공적으로 도출할 수 있었다. 이같이, 다양한 주파수 대역에 대해 동일한 도달시간차를 획득할 수 있다는 성과는, 분산성 매질에서의 AE 위치표정의 신뢰성을 크게 향상시키는데 활용될 수 있을 것이다.

6. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

부지특성조사에서 시추공 단열 조사를 이용한 예비 단열대 도출 연구

박경우, 김경수, 고용권, 배대석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045번지
woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

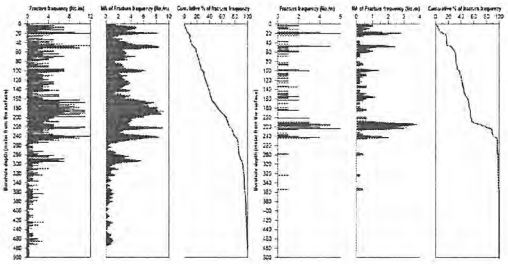
부지특성조사는 처분 지역에서 수행하는 각종 현장 지질조사, 지구물리탐사, 수리지질조사, 지구화학적·암반역학적 특성조사 등 부지의 물리·화학적 특성을 조사하는 일련의 조사를 포함한다. 부지특성조사는 조사의 절차 및 관련 결과물의 성격에 따라 지표에서 지하로 순차적으로 확장되게 되는데, 시추공 조사는 처분 모암에 대한 직접적 관측이라는 점에서 지하로 확장된 부지특성조사에서 중요한 의미를 갖는다고 하겠다. 시추공 조사에서 특히 단열조사는 부지의 지질구조적 특성 뿐 만 아니라, 수리지질, 지화학, 암반역학적 특성을 파악하는데 주요한 기초자료로서 이용된다. 본 논문은 시추공 단열조사의 결과를 이용하여 부지특성조사에서 주요한 예비 단열대 도출의 과정에 대해 다룬다.

2. 본론

2.1. 단열의 빈도 분석

시추공 텔레뷰어나 시추공 영상촬영장치를 조사용 시추공에 삽입하여 단열 조사를 수행하면 개개 단열의 분포 깊이, 단열의 방향성에 대한 정보를 획득할 수 있다. 이 중 단열이 분포하는 깊이 자료를 이용하여 시추공의 깊이별 단위길이당 단열의 개수인 단열의 빈도를 도출할 수 있다. 단열의 빈도를 깊이에 따른 히스토그램으로 그리게 되면 단열이 집중적으로 분포하는 영역과 그렇지 않은 영역을 파악할 수 있는데, 이렇게 집중적으로 분포하는 영역이 단열대일 확률이 높으므로 단열 조사에서 단열대를 인지할 수 있게 하는 최초의 지시자라 볼 수 있다. 또한, 깊이별 단열의 누적 분포를 함께 도시하면 누적 분포에 대한 기울기의 변화를 통해 단열의 집중적으로 존재하는 구간에 대한 깊이 쉽게 알 수 있다.

일반적으로 단열 조사에서 개구성 단열, 폐쇄성 단열을 육안으로 구분하여 개개의 단열에 대해 그 특성을 부여하게 되는데, 개구성 단열을 이용하여 분석된 단열 빈도는 전체 단열로 분석한 자료에 추가적인 해석 자료로서 이용될 수 있다.

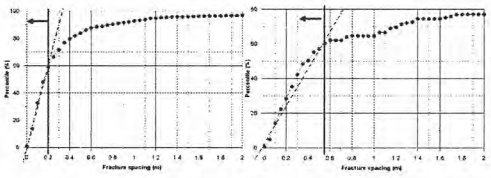


(a) All fracture (b) open fracture only

Fig. 1. Fracture frequency analysis.

2.2. 단열간 거리 분석

단열 빈도 분석결과를 보면 단열이 높은 빈도를 갖고 분포하는 구간, 낮은 빈도를 갖는 구간, 단열이 없어서 빈도가 "0"인 구간 등 다양한 빈도 분포가 도출된다. 그렇다면 과연 어느 정도의 단열 빈도를 이용해서 단열대로 판단을 해야할 것인가에 대한 의문이 제기될 수 있다. 예비적으로라도 단열대를 규정할 수 있는 근거가 될 수 있는 것이 단열에 대한 단열간 거리 분석 결과이다. 일반적으로 단열대는 다수의 단열이 집중적으로 분포하고 있으며, 단열대가 아닌 구간에는 단열 빈도로 단열이 존재하게 된다. 즉, 단열간의 거리가 짧게 되면 단열대일 가능성이 크게 되는 것이다.



(a) All fracture (b) open fracture only

Fig. 2. Fracture spacing analysis.

Fig. 2와 같이 단열간 거리를 누적밀도함수로 도시하게 되면, 일정한 값에서 기울기가 급격히 변하게 되는 변곡점이 존재하게 되는데, 이 변곡점은

단열대일 경우 단열간 거리가 작고, 그렇게 않을 경우 단열간 거리가 크게 도출되므로 단열대를 지시하게 되는 기준이 될 수 있다. 특히, 단열의 공간 분석결과 도출되는 변곡점은 부지 고유의 특성을 갖게 되는데, 이를 활용하여 해당 부지의 단열대를 정의하는 기준값으로 제시할 수 있다.

2.3. 방향성 분석

단열조사 결과 도출되는 주요한 자료로서 단열의 주향과 경사가 있다. 주향과 경사는 단열이 생성된 지구조적 방향성에 의해 일차적, 이차적으로 달라지게 되므로 단열의 집합으로 구성된 단열대는 일반적으로 유사한 방향성을 갖는 단열이 분포하게 된다.

시추공 조사 결과 관측되는 단열을 스테레오망에 투영해 보면 몇 가지의 비교적 뚜렷한 그룹으로 구분될 수도 있고, 불규칙적으로 분포하여 그 그룹을 구분하지 못할 수도 있다. 그룹으로 구분하기 쉬운 경우를 제외하게 되면, 불규칙적으로 분포하는 단열의 방향성 분석에서는 분석자의 주관을 배제할 수 없는데, 이에 대한 객관성을 확보하기 위해 통계적으로 클러스터링을 수행하게 된다. 클러스터 분석을 수행한 후 각 단열군에 대해 빈도 분석을 수행하게 되면 단열대의 공간적인 방향성을 분석할 수 있다.

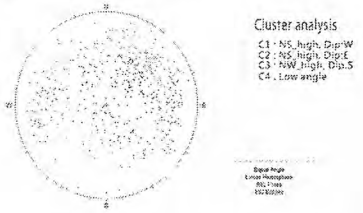


Fig. 3. Fracture orientation analysis.

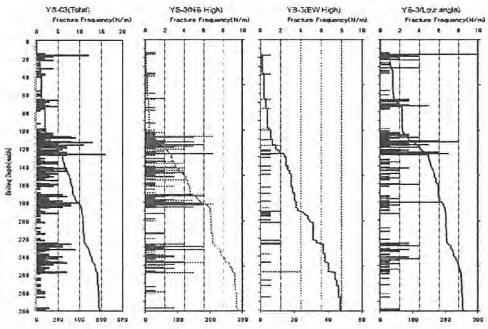


Fig. 4. Clustered fracture frequency distribution.

단열대의 방향성을 분석하게 되면 실제 단열대의 두께에 대한 정보를 얻을 수 있다. 비록, 공간적으로 전체 단열대 두께에 대한 정보는 획득할 수 없으나, 단열대의 규모를 판단하는 데에 주요한 자료로서 이용될 수 있다.

2.4. 기타 분석

시추공에서 확인되는 단열에 대해 깊이별 단열빈도나 단열간 거리의 자기상관함수를 이용한 분석은 이미 분석된 단열대에 대해 통계적인 기법으로 단열대임을 판단할 수 있게 한다.

3. 결론

본 논문에서는 시추공에서 수행하는 단열조사를 이용하여 지질구조에 입력되는 예비 단열대를 도출하는 방법으로 단열의 빈도 분석, 단열간 거리 분석, 클러스터링을 이용한 방향성 분석과 자기상관함수를 이용한 단열 분석 기법을 적용하였다. 이 방법은 현장에서 수행되는 시추공 단열조사에서 효율적으로 단열대를 도출하는데에 활용될 수 있을 것이다. 다만, 본 방법을 통해서 도출된 예비 단열대는 시추공 코아 분석, 지구물리탐사, 시추공 지구물리검층 등의 기타 현장 시험에 의해 검증된 후 지질구조 모델에 입력되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

절리면의 Gouge에 의한 절리 암반의 동적 거동특성 파악

이준호, 김진섭*, 조계춘
한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335
*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
juno918@kaist.ac.kr, kverity@kaeri.re.kr, gyechun@kaist.ac.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분장은 장기적인 기대수명과 높은 안전율을 요구하고 있기 때문에 고심도 암반 지역에 건설되고 있다(IAEA 2003). 이런 이유로 안정성 예측을 위한 암반의 변형 특성 파악은 매우 중요하다. 암반의 변형 특성은 공학적으로 가장 약한 부분인 절리들에 의해 결정되며, 변형률에 따른 전단탄성계수 값으로 암반의 변형 특성을 대표할 수 있다(Goodman 1989). 또한, 절리면 사이의 Gouge에 유무에 따라 전단파 특성이 달라짐에 착안하여(Cha 2006), 본 연구에서는 절리면 사이의 Gouge 유무 조건을 달리한 후, 절리 암반의 동적 거동특성을 모사할 수 있는 Rock Mass Dynamic Test (RMDT)장비를 이용하여 실내실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

2.1.1 시료의 준비

한국원자력연구원 지하처분연구시설(이하KURT)의 현장암반(화강암) 시료를 준비하고 절리 조건에 따른 비교 실험을 실시하였다. 절리 상태에 따른 동적거동 특성을 알아보고자 평탄한 절리면(K_c)과, K_c 절리면 사이에 주문진 표준사를 Gouge로 채운 상태(K_g)로 나누어 비교 실험하였다. 그리고 Brillouin 분산효과를 고려하기 위하여 암반 시료는 2.8 cm 높이의 암석 디스크를 11개를 쌓아, 총 높이 약 30 cm의 하나의 시편으로 사용하였다. 또한, 등가 전단 변형률의 계산 정확도를 높이기 위해 중공형 시편(외경: 51.5 mm, 내경: 17 mm)으로 제작하여 실험하였다.

2.1.2 실험방법

본 연구에서는 현장유효응력 상태를 재현하기 위하여 심도(30 m, 60 m, 90 m)별로 각 유효응력(776 kPa, 1552 kPa, 2328 kPa)을 계산하였다. 그리고 RMDT 장비(Kim 2008)를 이용해 시편에 축응력을 재하하여 실험하였다. 그리고 주파수 스위핑을 통하여 공진주파수 값을 얻고 이를 바탕으로 변형률에 따른 전단탄성계수, 유효응력, 감쇠비 등을 측정한다.

2.2 실험결과 및 분석

실험 결과, 절리의 상태와 상관없이 전단 변형률이 증가함에 따라 전단탄성계수가 감소하는 경향을 확인할 수 있었다. 그러나 0.0001% 이하의 미소 전단 변형률 범위에서는 변형률의 크기에 따라 전단탄성계수가 변하지 않는 선형적 구간이 확인되었다(Fig 1). 그리고 절리의 상태와 무관하게 유효응력이 증가함에 따라 전단탄성계수 값이 증가함을 관찰할 수 있었다. 또한, 동일한 유효응력에서, 절리면 사이에 주문진 표준사를 Gouge로 사용하여 실험한 경우(K_g), 그렇지 않은 시료(K_c)의 전단탄성계수 값보다 감소함을 확인할 수 있었다. 이를 통해, 절리 암반에서 유효응력과 절리면의 상태가 전단탄성계수 값에 큰 영향을 미친다는 것을 확인할 수 있다.

또한, 절리를 가진 화강암이 풍화작용으로 인하여, 절리면 사이에 주문진 표준사와 같은 모래 입자가 존재한다는 가정을 하였을 때, 실험결과를 이용하면 KURT 현장암반의 장기적인 동적 거동 특성을 파악할 수 있을 것으로 기대된다. 이는 추가실험을 통하여 KURT 현장암반의 장기적인 동적 거동 특성을 파악하여 이를 활용할 수 있음을 의미한다.

Fig 2와 Fig 3은 Gouge유무에 따른 변형률 의존적 감쇠비 곡선이다. 유효응력에 상관없이 변형률이 증가함에 따라 감쇠비가 증가함을 확인할 수 있었다. 그리고 유효응력이 증가할수록 동일한 변형률의 감쇠비가 감소함을 확인할 수 있었다. 이를 통해 절리 암반에서 유효응력이 감쇠비에 큰 영향을 미친다는 것을 확인할 수 있다. 또한 실험결과를 통해서 동일한 유효응력 상태에서

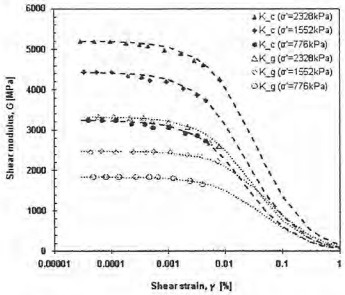


Fig. 1. Shear modulus degradation curve.

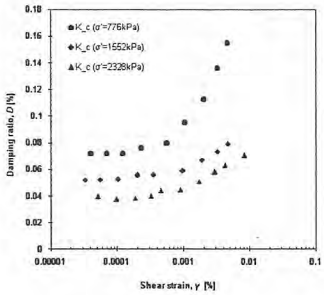


Fig. 2 Damping ratio curve(K_c).

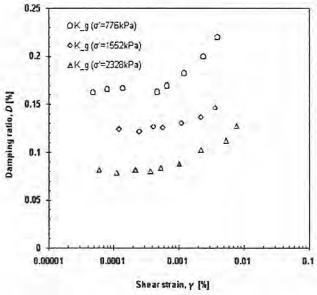


Fig. 3 Damping ratio curve(K_g).

Gouge의 유무에 따라 변형률에 따른 감쇠비의 증가 정도가 다름을 확인할 수 있었다. 이는 절리면의 상태와 그로 인한 동적마찰특성이 변형률에 따른 감쇠비에 영향을 미침을 알 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 미소 및 중간 변형률(0.00001~0.01%)에서 절리 암반의 비선형 동적 거동특성을 모사할 수 있는 RMDT 장비를 이용하여 실내실험을 실시하였다. 이를 통하여 도출된 결론은 다음과 같다.

- 유효응력과 절리면의 상태가 절리 암반의 전단탄성계수와 감쇠비에 큰 영향을 미침을 확인할 수 있었다.
- 유효응력이 작을수록 절리면의 상태가 감쇠비 증가율에 미치는 영향이 증가함을 확인할 수 있었다.

실험 결과를 이용하여 고심도 방사성폐기물 처분장 건설시, 좀 더 안전하고 경제적인 설계 및 시공을 할 수 있을 것으로 기대할 수 있다. 또한 본 연구의 실험 방법을 이용하면, 절리 암반의 장기적인 동적 거동 특성파악도 할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 국토해양부의 U-City 석·박사과정 지원사업과 한국원자력연구원 원자력연구개발사업(과제코드 : 53324-11, 공학적방벽성능 실증기술개발)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Cha, M. S. (2006), "Characterization of elastic wave propagation in jointed rock and rock mass classification using shear waves", M.S. Dissertation, KAIST, Korea.

[2] Goodman, R.E. (1989), Introduction to rock mechanics, 2nd edn. New York: John Wiley & Sons.

[3] IAEA, (2003), Geological Disposal of Radioactive Waste: Draft Safety Requirements, IAEA safety standards series DS154, 2003.

[4] Kim, D.S. (1991), "Deformational Characteristics of Soils at Small to Intermediate Strains From Cyclic Tests", Ph.D Dissertation, The University of Texas at Austin, Austin, Texas.

[5] Kim, J.W. (2008), "Development of RMDT Apparatus to Characterize Strain- dependent Elastic Wave Propagation in Jointed Rockmass", M.S. Dissertation, KAIST, Korea.

단층변위 모델을 대상으로 한 3차원 수치해석의 적용성 평가

서용석, 장형수, 채병곤*
충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 성봉로 410
*한국지질자원연구원, 대전시 유성구 가정동 30
ysseo@cbu.ac.kr

1. 서론

최근 들어 환태평양 지진대에서는 기록적인 규모의 대지진들이 빈발하고 있다. 우리나라에도 그 규모는 상대적으로 작지만 꾸준히 지진이 발생하고 있다. 따라서 원자력발전소, 방사성폐기물 처분장 등 원전 시설물을 비롯하여 도심지에 건설되고 있는 초고층 빌딩, 대규모 SOC 구조물 등의 안전성을 확인하기 위해서는 단층운동에 대한 연구와 더불어 단층변위 모델에 대한 수치해석이 필요하다.

활동성 단층운동에 수반되어 나타나는 응력장의 변화를 분석하여 주 지진 이후 발생하는 여진의 분포를 예측하는 방법으로 쿨롱 응력 전파 분석법이 많이 이용되고 있다(King et al., 1994). 이 방법은 단층운동에 따른 광역적인 응력 및 변위분포를 비교적 간단하게 파악할 수 있다는 장점에도 불구하고, 구조물의 안전성을 평가하기에는 대상지반이나 단층의 물리적·기하학적 특성 등의 적용에 한계가 있다.

본 연구에서는 단층변위 모델을 대상으로 지진규모에 따른 단층변위를 상정하여 3차원 수치해석을 실시함으로써, 단층 주변 지반에서의 응력 및 변위 분포를 계산하고, 그 적용성을 평가하였다. 쿨롱 응력 전파 분석법의 결과와 비교·분석하여 응력분포패턴이 유사함을 확인하였고, 수치해석법이 구조물의 안정성해석에 적용할 수 있을 정도로 다양한 지반특성 및 단층운동을 반영할 수 있음을 밝혔다.

2. 본론

2.1 해석 프로그램

본 논문에서 사용된 두 종류의 프로그램은 다음과 같다. Coulomb 3.3은 USGS (United States Geological Survey)에서 단층이나 지진절면(earthquake nodal planes)의 coulomb-stress의 변화를 알아보기 위해 1992년 Shinji Toda 등이 개발한 프로그램이며 등방성의 완전탄성체의 모델을 기본으로 한다.

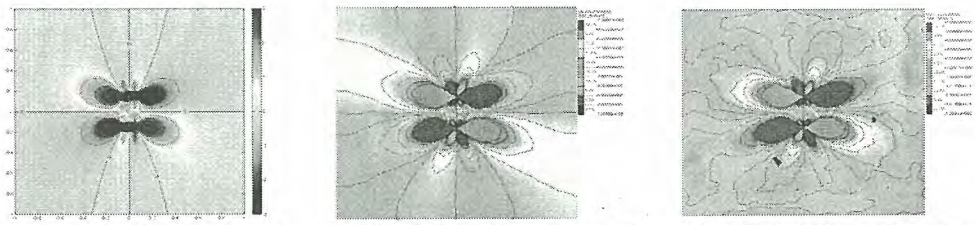
수치해석에 사용된 프로그램은 마이다스아이티(MIDAS Information Technology Co., Ltd.)에서 2차원 및 3차원 형태의 지반 및 터널구조물의 해석을 목적으로 유한요소해석법(FEM)을 적용하여 개발한 MIDAS GTS v.250이다.

2.2 해석모델 및 결과

두 해석법의 결과를 비교하기 위하여 동일한 규모의 모델과 물성을 적용하였다. 지반과 단층은 모두 등방성(isotropic)인 연속체(continuum)로 가정하였다. 지반은 가로 2,000m, 세로 2,000m, 심도 300m로 구성하였으며 단층의 경우 폭은 10m, 길이는 300m, 단층의 방향성은 경사방향/경사가 270/90이 되도록 구성하였다. 단층의 이동감각 및 크기는 좌수향으로 30cm의 변위량을 설정하였으며, 지반과 단층의 지반정수는 일반적인 보통암에 해당 하는 값을 사용하였다(Table 1). 하지만 해석시 입력되는 지반정수에서 차이가 많다. 특히

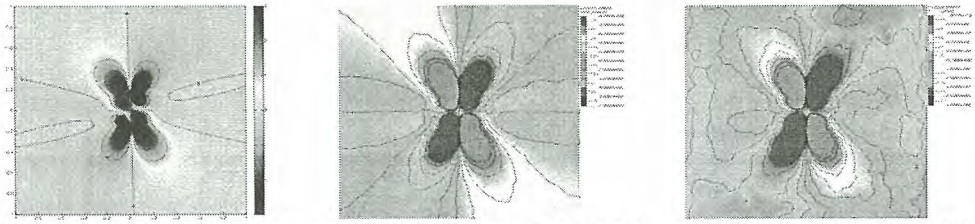
Table 1. Input parameters of rock mass properties for analyses.

Proterties \ Analysis program	Coulomb 3.3 (Bed rock)	Coulomb 3.3 (Fault rock)	MIDAS GTS 250 (Bed rock)	MIDAS GTS 250 (Fault rock)
Young modulus (tonf/m^2)	1,000,000	10,000	1,000,000	10,000
Poisson's ratio	0.25	0.30	0.25	0.30
Unit weight (tonf/m^3)	Not applicable	Not applicable	2.50	1.80
Unit weight(Sat. tonf/m^3)	Not applicable	Not applicable	2.50	2.00
Cohesion (tonf/m^2)	Not applicable	Not applicable	2.0	8.50
Friction angle (°)	35	15	35	15
Tensile strength (tonf/m^2)	Not applicable	Not applicable	300	100
Displacement (cm)	0.0	30.0	0.0	30.0



(a) Coulomb 3.3 (No self-weight) (b) MIDAS GTS (No self-weight) (c) MIDAS GTS (self-weight)

Fig. 1. Coulomb stress change to X-axial for sinistral fault.



(a) Coulomb 3.3 (No self-weight) (b) MIDAS GTS (No self-weight) (c) MIDAS GTS (self-weight)

Fig. 2. Coulomb stress change to Y-axial for sinistral fault.

지질특성과 관련이 깊은 단위중량은 응력의 크기와 변위분포에 영향을 미치는 요소로서 지역적 차이가 있으므로 중요하다. 또한, 해석 결과를 비교하기 위하여 3차원 유한요소해석법의 결과에서 지형요소를 배제한 결과를 이용하였다.

산악으로 이루어진 우리나라에서는 지형에 따라서 토피가 변하므로 지형요소는 매우 중요하며, 수치해석법에서는 지형요소를 고려할 수 있으므로 특정지점에서의 정확한 변위분석이 가능하다. 또 다른 차이로는 자중(self-weight)의 고려유무이며 Coulomb 3.3에서는 중력방향의 자중을 적용할 수 없으나 수치해석법에서는 가능하다. 해석결과의 비교를 위해 MIDAS GTS v.250를 이용하여 자중을 고려한 해석과 고려하지 않은 해석을 실시하였다.

해석 결과 단층의 양 끝단에서부터 V자 형태로 응력이 분산되는 유사한 경향을 보이며 이는 기존 연구결과(King et al., 1994; 한승록 외, 2009)와도 부합된다. 전반적으로 X방향과 Y방향의 유효응력값이 ±1.0MPa로 유사한 경향을 보인다(Fig. 1, 2). 하지만 자중유무에 따른 차이를 확인할 수 있으며, 이는 지형을 고려할 경우 더욱 커질 것으로 판단된다. 또한 수치해석법에서는 지반을 세분하여 물성을 적용할 수 있으며, 단층면에서의 asperity를 반영하여 해석할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 단층변위 모델을 대상으로 Coulomb 3.3과 MIDAS GTS v.250을 이용하여 수치해석을 수행하였다. 그 결과 두 프로그램에서 비슷한 경향의 응력 분포를 얻을 수 있었다.

MIDAS GTS v.250에서는 기존 분석법보다 다양하고 정교한 모델의 해석이 가능하여, 단층운동에 따른 구조물의 안정성평가에 적용이 가능할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

[1] 고민석, 장찬동, 이준복, 심택모, 오대산 지진 및 여진 분포에 대한 쿨롱 응력 모델 적용 연구, 지질학회지 제45권 제6호, pp. 742-744, 2009.

[2] 한승록, 박준영, 김영석, 응력변화에 따른 양산-울산 단층계의 진화 모델링, 지질학회지 제45권 제4호, pp.361-377, 2009.

[3] King, G.C.P, Stein, R.S. and Lin, J., Static stress changes and the triggering of earthquakes, Bulletin of the Seismolo -gical Society of America, 84, pp.936-938, 1994.

방사성폐기물처분장의 안정성 향상을 위한 합리적인 P파 도달시간 결정 알고리즘 연구

이경수, 김진섭, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
lks@kaeri.re.kr

1. 서론

실제 구조물에서에 탄성파가 발생하면 경계조건에 의한 영향으로 파는 산란과 분산 그리고 반사파 등의 간섭을 받게 된다. 이에 P파를 제외한 신호의 식별은 어렵다. 따라서 음향방출법에서는 P파를 이용한 분석이 널리 이용되고 있다. 그러나 P파는 상대적으로 진폭이 작기 때문에 배경잡음 수준에 매우 민감하다. 또한 방사성폐기물처장과 같이 발파에 의한 영향으로 암반 내부에 다수의 불연속면이 존재할 경우 신호의 왜곡과 감쇠 등으로 P파의 진폭은 배경잡음 수준으로 감소하게 된다. 이로 인하여 P파의 도달시간차를 이용하여 위치표정을 수행할 경우 결과의 오차는 증가한다. 따라서 본 연구에서는 도달시간 결정 알고리즘에 대한 분석을 통하여 배경잡음과 불연속면 등의 영향으로 신호 대 잡음비가 명확하지 않은 신호에 적합한 도달시간 결정 알고리즘을 제안하였다.

2. 본론

2.1 P파 도달시간 결정 알고리즘

본 연 구에 사용된 P파의 도달시간 결정 알고리즘은 Twostep Alkaike information criterion(AIC)으로 식 1의 특성함수를 이용하여 미세한 신호를 증폭한 뒤 이를 식 2의 AIC에 적용하여 1차적인 도달시간을 결정 한다. 이후 발생 가능한 오차를 최소화하기 위하여 도달시간을 중심으로 결정된 time window 내에 존재하는 신호들에 대하여 식 1과 식 2를 재차 적용하여 최종적으로 P파의 도달시간을 결정한다.

$$\mathrm{CF(i)}=|x(i)|+R|x(i)-x(i-1)| \qquad (1)$$

여기서, $x(i)$는 탄성파 신호 중 i번째 진폭, R은 실험을 통하여 획득되는 상수이다.

$$AIC=k\log(var(x[1,k])+(N-k-1)\log(var(x[k+1,N]) \qquad (2)$$

여기서, k는 신호의 순서, N은 신호의 길이, $var(x[1,k])$는 신호 시작부터 신호 k까지의 분산, $var(x[k+1,N])$는 $k+1$에서 N까지 의 분산을 의미한다.

2.2 실험방법

본 연구에는 한국원자력연구원 내의 지하처분연구시설에서 채취한 25cm*50cm*5cm 직사각형 형태의 암석시료를 이용하였다. 신호 대 잡음비가 낮은 탄성파 신호를 발생시키기 위하여 표 1의 구간에 3회씩 샤프심 압절법을 이용하였으며 발생한 신호에 임계전압 수준의 white noise를 주입하였다.

Table 1. Coordinates of source location.

음원	음원위치
1	(12.5cm, 10cm)
2	(25.0cm, 10cm)
3	(37.5cm, 10cm)

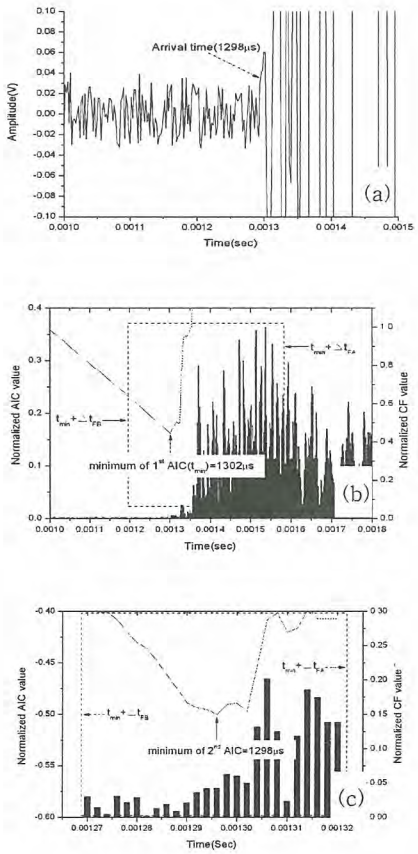


Fig. 1. First arrival determination using two step AIC.

2.3 해석결과

그림 1(a)는 발생한 탄성파 신호에 white noise를 주입한 신호로써 P파의 도달시간은 1298μs이다. 특성함수를 이용하여 신호 대 잡음비가 낮은 신호를 그림 1(b)와 같이 증폭하고 AIC에 적용함에도 불구하고 1차적으로 결정된 도달시간은 4μs의 오차가 발생하였다. 그러나 결정된 도달시간을 중심으로 특성함수와 AIC를 반복 적용한 결과 최종적인 도달시간은 그림 1(c)와 같이 1298μs인 것으로 해석되었다.

결과에 대한 비교 분석을 수행하기 위하여 그림 1(a)의 신호를 음향방출법에서 널리 이용되고 있는 P파의 도달시간 결정 알고리즘인 Maji와 Shah가 제안한 임계전압법, Hinkley criterion에 적용하였다. 해석결과 그림 2와 같이 도달시간은 1304~1306 μs로 오차가 큰 것을 확인할 수 있다. 또한 임계전압법과 Hinkley criterion의 경우 배경잡음 수준 및 재료의 특성에 적합한 상수를 결정해야하는 어려움이 있다.

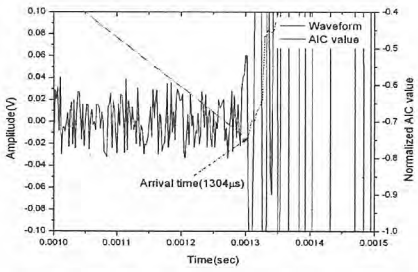


Fig. 2. Example of first arrival detection using AIC.

표 2는 본 연구에 사용된 알고리즘을 이용한 위치표정 결과이다. 세 알고리즘의 결과와는 달리 Two step AIC를 이용한 위치표정의 오차는 최대 0.7cm로써 이는 시료의 기하학적 형상과 탄성파 신호에 대한 시간 분해능 그리고 센서의 크기 등에 의하여 발생 가능한 오차인 0.86cm를 만족하는 결과이다. 따라서 Two step AIC는 신호 대 잡음비가 낮은 신호에 적합한 알고리즘으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 낮은 신호 대 잡음비로 인하여 P파의 식별이 어려운 신호에 적합한 도달시간 결정 알고리즘에 대한 연구를 수행하였으며 아래와 같은 결론을 도출하였다.

Two step AIC는 특성함수를 이용하여 P파의 진폭을 명확하게 하며 오차 발생을 최소화하기 위하여 도달시간 결정을 반복적으로 수행한다. 따라서 신호 대 잡음비가 감소하더라도 정확한 도달시간을 결정할 수 있었다. 따라서 배경잡음과 다수의 불연속면 등에 의하여 P파의 식별이 어려운 방사성폐기물처분장과 같은 지하구조물에서 Two step AIC를 이용할 경우 위치표정 결과의 정확성은 향상 될 것으로 기대된다.

Table 2. Result of source localization.

음원 위치	알고리즘	오차(평균)		오차(%)	
		X (cm)	Y (cm)	X	Y
1	임계값	0.6	0.3	45	3.3
	AIC	0.1	0.3	3.5	3.2
	Two step AIC	0.5	0.1	4.1	0.2
	Hinkley	1.1	0.4	8.7	3.8
2	임계값	1.3	0.4	5.3	4.3
	AIC	1.3	0.4	5.3	4.3
	Two step AIC	0.7	0.7	3.0	6.9
	Hinkley	1.7	0.7	7.0	7.1
3	임계값	0.5	0.6	1.5	5.8
	AIC	1	1.0	2.6	10.4
	Two step AIC	0.4	0.6	1.2	6.2
	Hinkley	1.2	0.8	3.1	8.0

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

파이로공정 발생 고준위폐기물 처분용기 구조적 안정성 분석

이종열, 조동건, 국동학, 이민수, 김현아, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
njylee@kaeri.re.kr

1. 서 론

원자력발전소에서 전기를 생산하고 난 후 발생하는 사용후핵연료의 안전한 관리는 원자력에너지를 지속적으로 사용하기 위한 필수조건이다. 사용후핵연료를 관리하는 방안으로는 크게 사용후핵연료를 직접처분하는 방안과 사용후핵연료 내에 존재하는 유용한 물질을 회수하여 재활용하고 나머지 폐기물을 영구처분하는 방안이 있다. 우리나라에서는 아직 사용후핵연료 관리정책이 결정되지 않고 있으며, 관련 연구로서 사용후핵연료를 직접 처분하는 기술을 개발하여 한국형 사용후핵연료 기준 처분시스템을 제안한 바 있다. 현재는 사용후핵연료로부터 유용한 물질을 회수하는 파이로 공정에 대한 기술개발 및 이 공정으로부터 발생하는 폐기물에 대한 처분기술 개발을 수행하고 있다.

파이로 공정에서 발생하는 처분대상 폐기물은 크게 금속폐기물, 세라믹 고준위폐기물 및 고방열 폐기물이 있다. 한국원자력연구원에서는 이들 폐기물 특성에 따라 각각의 처분용기 및 방벽 등 처분 모듈개념을 설정하였으며, 향후 이들 핵심기술에 대한 검증을 수행할 계획에 있다.

본 논문에서는 세라믹 고준위폐기물 처분용기 안전성평가의 일환으로서 지하처분환경에서의 구조적 안정성을 분석하였다. 이를 위하여 세라믹 고준위폐기물 처분용기 등 처분모듈을 검토하고, 심지층 지하에서의 구조적 환경을 분석하여 하중조건을 설정하였다. 이를 바탕으로 유한요소를 이용한 상용 해석 툴인 아바쿠스를 활용하여 처분용기의 구조해석을 수행하고 그 결과 분석에 따른 안정성을 평가하였다.

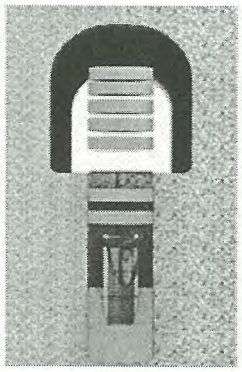
2. 세라믹폐기물 처분개념

PWR 사용후핵연료는 파이로공정을 거쳐 고준위폐기물로서 세라믹폐기물이 발생하게 되며, 세라믹폐기물은 다음 그림1.에서 보여주는바와 저장캔에 저장된다. 이 저장캔은 7개씩 2단으로 처분용기인 오버팩에 적재되며, 그림 2에 나타낸 바와 같다.

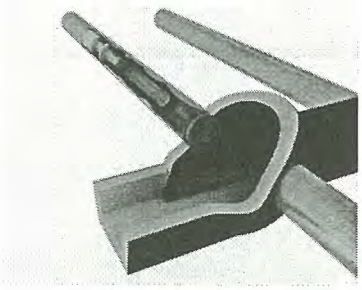
Fig. 1. 세라믹폐기물 저장용기.

Fig. 2. 세라믹폐기물 처분용기.

세라믹고준위폐기물은 지하 500 m 심도에 처분될 예정이며, 폐기물고화체, 처분용기, 완충재, 뒷채움재로 구성된 공학적 방벽과 암반의 자연방벽으로 구성된 다중방벽개념의 대표적인 개념인 KBS-3 개념의 수평처분과 수직처분개념을 고려하고 있으며, 그림 3.에 나타낸 바와 같다.



수직처분개념



수평처분개념

Fig. 3. 세라믹폐기물 처분개념.

3. 처분용기 구조적 안정성 분석

세라믹폐기물 처분용기의 구조적 안정성분석은 정상하중의 경우와 극한 하중의 경우 2경우를 고려하여 수행하며, 다음 표에 나타낸 바와 같다. 정상하중은 완전포화 후 등분포하중을 고려하였으며, 비 정상하중은 포화 중 또는 포화 후 팽윤압의 비정상 작용을 고려한 것이다.

Table 1. 정상하중 작용.

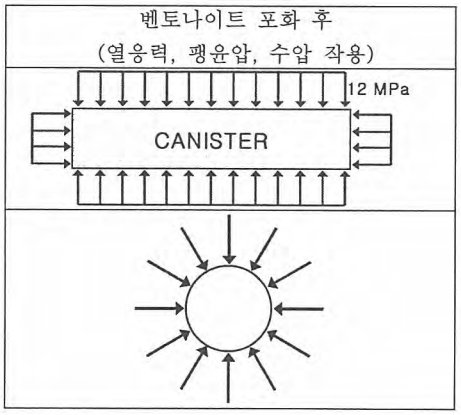
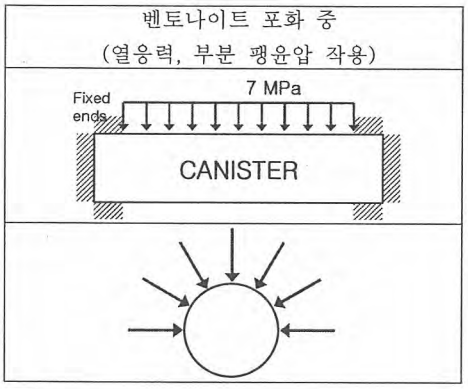


Table 2. 비정상 하중 작용.



4. 향후 계획

고준위폐기물 처분용기는 심지층 처분조건에서 구조적 안정성을 유지하여야 한다. 따라서, 세라믹폐기물 처분용기의 구조적 안정성 확인을 위한 해석 및 결과분석이 요구된다.

현재, 유한요소기법을 이용한 범용 구조해석코드인 ABAQUS를 이용하여 해석을 수행 중이며, 향후 결과를 분석할 예정에 있다.

5. 참고문헌

[1] T. Saanio, Matti Kalliomaki, Paula Keto, "KRS-1, Pre-Conceptual Design of Korean Reference HLW Disposal System," Volume 1, Posiva Oy, R&D Report 2005-04, (2005).

[2] 최종원 외, "처분시스템 개발," 한국원자력연구소, KAERI/RR-2765/2006, (2007).

[3] SKB, "Underground Design Pemises Edit. D1/1," SKB R-04-60, Kärnb. AB., (2004).

[4] 이종열, 조동건, 최희주, 이양, "CANDU 처분용기의 열적-구조적 안정성 평가," 방사성폐기물학회지, V.6, No. 3, pp.217-224, (2008).

결정질 암반에서 수리지질 특성 평가를 위한 순간충격시험의 적용

박경우, 이대형, 김경수, 김우석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045번지
woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

결정질 암반에서 다양한 종류의 수리시험을 이용하여 대수층의 수리특성을 추정한다. 이들 수리시험을 두 가지로 분류하면, 지속적인 변위를 주는 방법과 순간적인 변위를 주는 것으로 구분 할 수 있다. 순간충격시험은 단공 수리시험의 한 종류로 대수층의 투수량계수를 추정할 때 이용하는 전통적인 수리시험이다. 순간충격시험은 지하수면에 순간적인 변위를 유도하여 회복되는 지하수위를 관측함으로서 매질의 수리특성을 추정하는데, 대수층의 지하수체에 비해 비교적 작은 수리적 변위를 주기 때문에 시험관정에 대해 한정된 영역의 수리특성밖에 파악할 수 없는 단점이 있다. 또한, 다공 수리시험으로 수행되지 않기 때문에 대수층의 이방성에 대한 정보를 알 수 없으며, 정압주입시험에서 와 같이 결정질 암반의 지하수 유동차원에 대한 분석은 할 수 없다. 그러나, 대수층에 전반적인 변위를 유도하는 것이 아니기 때문에 오염지역에서 효율적으로 수행할 수 있는 수리시험이며, 간단하고 빠르게 대수층의 수리특성을 파악할 수 있는 장점이 있어 현재에도 널리 사용되고 있다.

본 연구는 결정질 암반의 수리지질특성을 파악함에 있어 순간충격시험의 가능성을 파악해 보고, 같은 시추공에서 수행된 일정압력주입시험의 결과와 비교하여 순간충격시험 결과 도출된 값의 신뢰성을 검토해 보았다.

2. 본론

2.1 연구 지역

방사성폐기물 처분 연구의 일환으로 한국원자력연구원의 연구지역에서 다수의 시추 조사공이 설치되었다(Table 1). 본 연구에서 순간충격시험을 위해 사용된 시추공은 YS-02-1로 YS-02 시추공에서 북쪽 방향으로 2.5m 이격된 위치에 굴착되었다(Fig. 1).

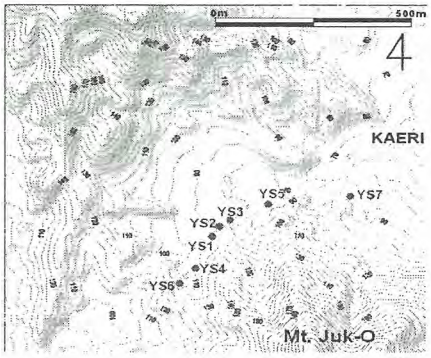


Fig. 1. Location map of boreholes.

2.2 연구 방법

구간별 순간충격시험은 YS-02-1시추공에서 시험구간의 물을 순간적으로 주입하여 수위 변위를 주어 회복되는 수위를 관측하고, 양수펌프를 이용하여 물을 제거함으로서 수위변위를 준 후 회복되는 수위를 관측하는 두 가지 방법으로 수행되었다. 현장 수리시험에서는 이중패커를 이용하여 시험구간의 크기를 9.1m로 일정하게 유지하였고, 이중패커를 시추공의 하부로 내리면서 총 19회의 순간충격시험을 실시하였다. 수위 변화는 자동수위측정기를 이용하여 지상에서 관측하였으며, 패커의 부피에 의한 수위변화 영향을 없애기 위해 패커를 부풀린 후 시험구간의 지하수위로 회복됨을 확인 후 시험을 수행하였다.

시험결과는 양수시험과 순간충격시험의 해석 프로그램인 AqtSolv를 이용하여, Hvorslev(1951) 방법과 Bouwer & Rice(1976)가 제안한 방법을 이용하여 구간별 투수량계수를 산출하였다.

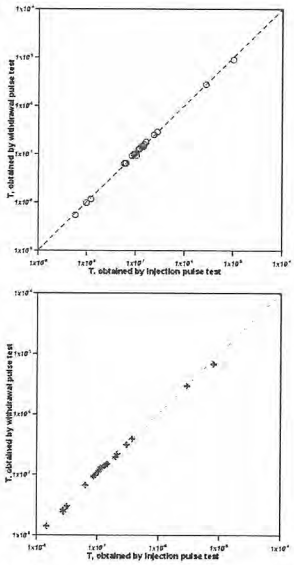
2.3 연구 결과

구간별 순간충격시험결과 산출된 투수량계수 값은 $1.00\times10^{-5}\sim5.76\times10^{-8}m^2/sec$의 값을 나타내어 투수성이 큰 구간과 그렇지 않은 구간과의 편차가 심한 결정질 암반의 특성을 나타내었으며, 시험법에서 볼 때, 주입시험이 회복시험에 비해 다소 큰 투수계수 값을 산출하였다.

Table 2. Results of slug test.

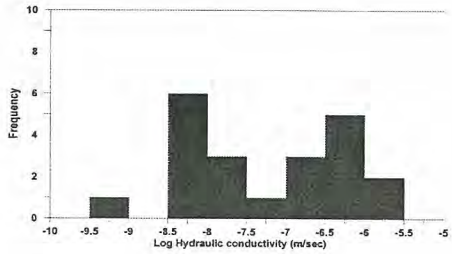
	Analysis method	Mean $T(m^2/s)$	Min./Max. $T(m^2/s)$
Injection Test	Hvorslev	7.3E-07	5.8E-08/1.0E-05
	B&R	6.9E-07	5.6E-08/9.1E-06
Withdrawal Test	Hvorslev	6.5E-07	1.4E-08/8.0E-06
	B&R	6.0E-07	1.4E-08/6.8E-06

순간충격시험은 시추공에 변위를 주어 수위를 높이는 방법과 변위를 제거하여 수위를 낮추는 방법으로 나누어 수행하였다. 두 가지 방법에서 산출되는 투수계수의 결과를 Hvorselv(1951)과 Bouwer & Rice(1976)가 제안한 해석방법 별로 도시하여 본 결과(Fig. 2), 두 가지 방법에서 모두 선형적인 결과를 볼 수 있었다. 이는 구간별 순간충격시험의 결과가 매질의 투수량계수를 비교적 잘 반영함을 지시한다. 특이할 점은 투수량계수가 1×10^{-7} m^2/sec의 지점에서 집중적으로 투수량계수 값이 분포하고 있음을 볼 수 있다. 이는 기 수행된 연구지역의 수리지질모델(Fig. 3)에서 배경 단열로 구성된 기반암의 수리전도도 보다 수 배 큰 값이며, 순간충격시험에서 도출된 Max. T의 값은 연구지역의 단열대가 갖는 수리적인 특성으로 해석할 수 있다.

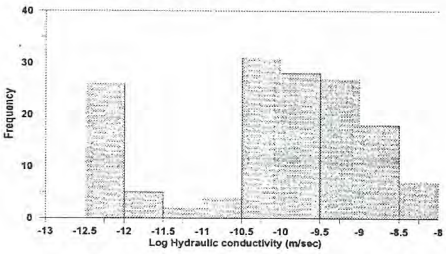


(a) Hvorslev (b) Bouwer & Rice

Fig. 2. Comparison of analysis method for slug test.



(a) Fracture zones



(b) Basement rock

Fig. 3. Histogram of hydraulic conductivities obtained from in-situ hydraulic test (from Park. et al, 2011).

3. 결론

본 연구는 충적층 이하 결정질 암반에서 구간별 순간충격시험을 수행하여, 각 구간별 투수량계수를 파악하였다. 시험방법을 수위를 높이는 방법과 수위를 낮추는 방법으로 나누어 수행한 결과 투수계수의 차이가 현저히 유사함을 보여주고 있으므로, 결정질 암반에서 투수량계수를 파악하는데 유용한 방법으로 판단된다. 다만, 기존에 수행된 연구지역의 수리특성과 비교해 볼 때, 기반암에서는 순간충격시험의 결과가 다소 높은 투수성을 갖는 것으로 도출되었으며, 단열대에서는 유사한 값으로 도출되었다. 이에 대해 다수의 순간충격시험결과와 기존에 수행된 일정압력주입시험의 결과를 비교해 봄으로써 향후 연구를 진행하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

단층운동에 따른 주변지반거동의 3차원 유한요소해석

서용석, 유영민, 김광염*
충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 성봉로 410
*한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283
vsseo@cbu.ac.kr

1. 서론

단층의 전단운동과 관련된 지각변형 연구는 지진예측분야에서 많이 연구되고 있으며, 지진에 의한 활동성 단층의 변위발생 및 이에 수반되는 국지 응력장의 변화를 연구하여 여진발생지역을 예측하는 연구도 진행되고 있다. 이러한 연구에는 USGS (United States Geological Survey)에서 개발한 Coulumb 3 프로그램을 이용하여 쿨롱 응력 전파 분석법을 적용한 사례가 많다(King et al., 1994; 고민석, 2009). 이 방법은 빠르고 간편하게 결과물을 얻을 수 있는 장점이 있지만, 상세한 지형, 지층정보와 물성정보를 활용하지 못하는 문제점이 있다.

본 연구는 단층운동이 주변암반에 미치는 영향을 수치 해석적으로 평가하는 것을 목적으로 하며, 최종적으로 이러한 평가기법을 원자력발전소, 방사성폐기물 처분장 등 원전 시설물을 비롯하여 도심지에 건설되고 있는 초고층 빌딩, 대규모 SOC 구조물 등의 안정성을 평가하는데 이용하고자 한다.

2. 본론

2.1 지진규모와 발생변위의 관계

松田는 일본의 지표지진단층발생의 통계적인 자료들을 종합하여 단층운동으로 발생한 지진의 규모(M)와 지진에 수반되는 최대변위량(D)과의 관계에 대한 경험식을 식 (1)과 같이 제시하였다 (池田安隆, 1996).

$$\log D = 0.6M - 4 \quad (1)$$

본 연구에서 해석 시 적용되는 최대변위량은 지진규모를 식 (1)을 이용하여 구한 것이다.

2.2 수치해석 모델 및 적용인자

본 연구에서 사용한 수치해석 프로그램은 마이다스아이티(MIDAS Information Technology Co., Ltd.)에서 2차원 및 3차원 형태의 지반 및 터널구조물의 해석을 목적으로 개발한 MIDAS GTS v.250이며, 유한요소해석법을 적용하였다. 해석모델은 등방성의 완전탄성체로 가정한다. 해석지반의 규모는 가로 1,000m × 세로 1,000m × 깊이 300m의 직육면체 형태이다. 단층은 지반모델의 중앙과 상부에 위치하는 형태로 구성되었으며, 지반은 II등급으로 설정하였다. 단층의 물성은 지반과 단층의 물성비 MC를 100으로 적용하였다. 해석은 지반등급, 단층의 폭과 길이, 이동감각, 경사, 이동 변위량, 지형요소를 변화시키면서 수행되었다. 수치해석시의 지반 및 단층의 물성과 역학성은 Table 1과 같다.

2.3 모델별 해석 결과

2.3.1 단층의 길이에 따른 변위발생

단층의 폭은 20m, 깊이는 150m, 방향성은 경사방향/경사가 270/90, 이동방향은 좌수향, 변위량은 단층면에서 일정하게 39.81cm(M6.0)로 설정하고, 단층 길이를 50m, 200m, 300m로 변화시키면서 해석을 수행하였다(Fig. 1). 단층의 변위에 따라서 주변지반의 변위량 분포도 움직인 블록과 동일한 방향으로 확장되고 있으며, 고 변위대의 폭과 길이도 커짐을 알 수 있다.

2.3.2 지반등급에 따른 변위발생

지반 등급이 커질수록, 즉 암반의 강도가 약해

Table 1. Input parameters of rock mass properties for 3D analyses.

	Bed rock	Fault rock
Young modulus (tonf/m^2)	1,000,000	10,000
Poisson's ratio	0.25	0.30
Unit weight (tonf/m^2)	2.55	1.80
Unit weight(Sat. tonf/m^2)	2.55	2.00
Cohesion (tonf/m^2)	300	8.50
Friction angle (°)	35	15
Tensile strength (tonf/m^2)	300	100

질수록 변위발생범위가 넓어지며, 발생되는 위치도 달라진다. 이는 단층주변의 구조물 영향을 평가하기 위해서는 평가대상지 내에서의 지반등급 분포가 중요함을 의미한다(Fig. 2).

2.3.3 지형의 영향

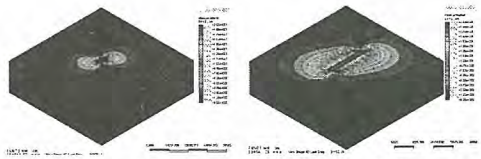
지형분포에 따라서 지반의 자중이 달라지므로 지반 내에서의 응력상태도 달라진다. 특히 산악지대가 많은 우리나라의 경우에는 지형이 지중응력상태에 중요한 요소로 작용한다. Fig. 3과 4는 ○○지역의 지형을 반영했을 경우(real surface model)와 반영하지 않았을 경우(plane surface model)의 응력과 변위분포를 나타낸 것이다. 지형의 영향과 지반의 자중에 의하여 응력분포 및 변위분포도 달라지는 것을 확인할 수 있다.

2.3.4 주응력의 방향

단층 주변지반의 거동은 주응력의 방향에 의해 크게 좌우된다. 본 FEM 해석에서는 주응력의 방향을 임의로 조정하기가 어렵기 때문에, 단층면상에서의 변위방향과 영역별 분포를 설정함으로써 주응력방향을 고려할 수 있다.

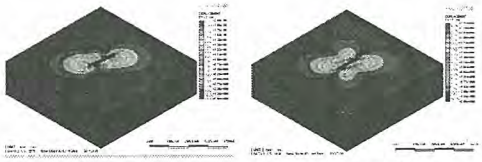
3. 토의 및 결론

지진 등의 영향으로 단층에 변위가 발생하였을 때 주변지반에 분포하는 구조물의 안정성을 해석하기 위해서는 영향지반의 정확한 암질분포와 활동성 단층의 기하학적 특성, 예상단층변위, 지형분포, 단층면 내에서의 asperity 등에 관한 정보가 필요하며, 이들을 해석모델에서 구현할 수 있어야 한다. 3차원 수치해석 모델에서는 이들 정보의 구현이 가능하다. 단층운동에 따른 구조물 영향범위는 그다지 광역적이지 않기 때문에 정확한 현장조사와 실내시험을 통하여 지반 및 단층의 물성과 역학성을 도출하여 적용하면 구조물의 안정성 평가가 가능하다고 판단된다.



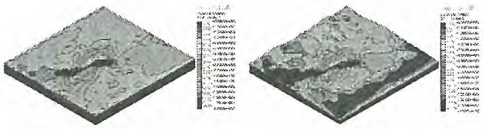
(a) L = 50m (b) L = 300m

Fig. 1. Distribution of displacements with fault lengths (L).



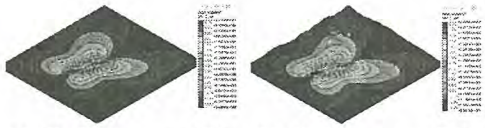
(a) Class II (b) Class V

Fig. 2. Distribution of displacements with rock mass class



(a) Stress of PM (b) Stress of RM

Fig. 3. Y-component of stress calculated for plane surface (PM) and real surface models (RM).



(a) Displacement of PM (b) Displacement of RM

Fig. 4. Displacement calculated for plane surface (PM) and real surface models (RM).

4. 감사의 글

본 연구는 대한민국 교육과학기술부의 원자력기술개발사업, "지표변형평가 최적화 기반자료분석" 과제로 수행되었음을 밝히며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] 고민석, 장찬동, 이준복, 심택모, 오대산 지진 및 여진 분포에 대한 쿨롱 응력 모델 적용 연구, 지질학회지 제45권 제6호, pp. 742-744, 2009.

[2] King, G.C.P, Stein, R.S. and Lin, J., Static stress changes and the triggering of earthquakes, Bulletin of the Seismolo-gical Society of America, 84, pp. 936-938, 1994 .

[3] 池田安隆, 活斷層とは何か, pp171-172, 1996.

국외 중저준위 방사성폐기물 처분시설의 사고평가 사례분석

윤정현, 홍성욱, 윤시태
한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045
jhyoon@krmc.or.kr

1. 서론

경주에 건설중인 중저준위 방사성폐기물 처분시설(이하 처분장)은 국민의 건강과 환경에 위해를 유발하지 않고 방사성폐기물을 적절하게 인수, 취급 및 처분할 수 있도록 설계되어야 하며 시설의 운영기간은 물론 폐쇄 후에도 처분된 폐기물에 위한 위해방지가 이루어져야한다. 이러한 위해방지를 합리적으로 하기 위해서는 경주방사성폐기물 처분시설도 사고 및 비정상조건 하에서의 방사성 핵종 누출을 초래할 수 있는 조건들은 분석하고 평가하여야 한다. 복잡한 계통에 사고의 결과를 바탕으로 사고를 정의(평가)하는 원자력발전소에 대비하여 처분시설의 사고는 사고와 연관된 방사성폐기물의 크기와 사고가 발생하는 빈도 등에 따라 사고와 비정상운전으로 나누는 것이 일반적이다. 현재 경주 건설운영인허가를 획득하고 하지만 인허가 후속조치의 일환으로 처분장에서의 사고 선별을 하고 배제하는 경우 추가 입증을 하여야 한다. 선별된 사고에 대하여는 상세한 사고시나리오 추가 설정하고 평가하여 사고시 성능목표치인 5mSv와 비교하여 안전성을 가능한 정량적으로 입증하여야 한다. 이를 총칭하여 처분시스템 특성을 고려하여 보다 포괄적인 사고분석 추가 수행이라 할 수 있다. 이러한 사고 추가분석이 이에 앞서 우리보다 앞서 선진국에서 운영 중인 처분장을 중심으로 사고평가 사례를 살펴봄으로써 국내 처분장의 사고분석에 대한 올바른 방향 설정에 훌륭한 참고자료로 활용할 수 있을 것이다.

2. 국외처분장 사고평가사례

2.1 미국 WIPP 처분장

미국 뉴멕시코주 칼스바드 국립공원 근처에 위치한 지하 동굴처분장인 WIPP처분장은 미국 DOW의 군사폐기물중 중준위 이하의 TRU 폐기물을 처분하도록 설계한 심지층 처분장이다. WIPP에서의 분류한 사고위험요소로는 전기위험, 열 위험, 자연발화 물질, 용접시 불꽃, 가연성 물질, 가소성 물질, 화학 작용, 폭발 물질, 압력상승, 홍수 유발, 기타 물리적 위험요소, 방사능 물질, 위험 물질, 이온 방사능 소스, 비이온화 방사능 소스, 임계(Criticality) 기타 자연현상에 의한 것이다. WIPP에서 설정한 피폭자(Receptor)는 시설부지 경계에 위차하는 것으로 가정하였다.
사고 시 피폭자가 받는 피폭선량 평가의 기본식은 다음과 같다.

$$Q = CI * CD * DR * ARF * RF * LPF \quad \cdots\cdots (1)$$

- Q: 선원항
- CI: 폐기물 용기의 핵종재고량
- CD: 사고시 손상된 용기의 수
- DR: 손상률
- ARF: 공기중 방출률
- RF: 호흡률
- LPF: 사고시 대기방출 기체방사성물질

WIPP처분장에서 고려한 사고분석의 시나리오는 총 15가지로

1) 폐기물처리빌딩에서의 화재
2) 지하에서의 화재
3) 폐기물 용기 폭발
4) 폐기물 처리 빌딩에서 폐기물 용기 밖으로의 폭발
5) 지하에서 폐기물 용기로의 외부 폭발
6) 폐기물 처리 빌딩 충격에 인한 용기 결함
7) 지하에서 충격에 인한 폐기물 용기 결함
8) 지하에서 지붕 붕괴
9) 비행기 추락사고
10) 토네이도/강한 바람
11) 지진
12) 차량의 폐기물 관리 빌딩 충돌
13) 번개로 인해 폐기물 용기 파괴
14) 외부 화재에 의한 폐기물 용기손상
15) 눈과 얼음부하에 의한 지붕 붕괴

WIPP처분장에서는 상기 사고요인들을 선별하여 처분장 자체의 완화장치(설계)의 유무, 효과 그리고 자연적인 서고완화요인들을 분석하여 대부분의 사고를 평가에서 배제하였다. 일부 사고완화 조치 이후에도 심각한 사고에 대하여는 대기를 통한 피폭위주로 평가를 수행하였다.

2.2 핀란드 VLJ처분장

핀란드 오킬로우토 원자력발전소와 같은 부지에 위치한 VLJ처분장은 사고분석에 화재, 충돌, 번개, 지진, 홍수, 부적절한 인간활동등에 대하여

고려하였다. 단 정량적인 평가보다는 정성적인 예측위주로 평가를 수행하였다. 가장 심각한 결과를 초래할 수 있는 화재사고의 경우는 가연성 물질 중 아스팔드 고화폐기물이 화재사건의 주요 평가 대상이다. 특히 폐기물 수송과정이나 처분시설내부에서의 아스팔트 고화체의 자체인화에 의한 화재는 가능성이 없어 제외하였다. 저준위 폐기물(송진(turpentine)을 함유한)의 자체인화는 고려하였으며 이는 수송 및 처분과정에서 항상 화재에 대한 위험이 있다고 판단하였기 때문이다. 하지만 폐기물 수송 및 처분시설 내부에서의 자체인화의 발생확률은 매우 작다. 수송차량, 오일, 타이어 등의 가연성 물질이 있으며 수송차량의 경우 소화기를 갖추고 있고, 비상 시 자동으로 작동하도록 되어 있으며 가연성 물질을 사용하는 시설의 경우 가연성물질 분량의 제한치를 화재방호법에 근거하고 있다. 처분시설 사일로 내의 화재 시 이산화탄소를 이용한 소화설비가 저준위 및 중준위 시설에 설치되어있으며 처분시설의 화재는 크레인 케이블 또는 수송차량에서 발생할 수 있고, 사일로 내부 화재는 발생하기 힘들다고 분석하였다. 크레인 홀에서 화재가 발생시에도 사일로에 위치한 폐기물에 화재가 발생하는 것은 불가능하며 사일로 내부화재는 발생하더라고 산소부족으로 매우 느리게 진행될 것이다. 결론적으로 사성폐기물의 수송에서 처분과정에서 화재에 발생확률과 화재에 의한 영향은 매우 미미한 것으로 분석하였다. 이와 같이 VLJ처분장의 사고분석은 폐기물의 위치, 종류(가연성/비가연성), 사고완화계통의 설치유무등을 분석하여 이루어졌다. 화재 이외의 다른 사고로는 수송차량에 번개 낙하, 수송차량의 충돌/전복, 터널내의 암석낙하에 의한 수송차량파손, 홍수, 부적절한 조작실수 등이 고려될 수 있다. 특히 크레인에서 콘크리트 처분용기의 사일로 내부로 낙하는 사고가 아닌 장애(disturbance)로 정의하여 일종의 비정상사고로 분류하였다. 사일로 내부로 낙하의 경우, 상부에 적치된 처분용기 만 충격을 흡수하면서 파손되며 사일로 내부로 낙하하는 경우 상부에 적치된 처분용기만 충격을 흡수하면서 파손된다고 판단하였다. 처분시설의 배수계통이 작동하지 않아 지하수가 직접 사일로 내부로 침투하지는 않는다고 판단하였으며 폐기물 드럼의 존재하는 방사성액체가 사일로 또는 배수계통에 침투하는 경우는 그 양이 매우 적으므로 장애로 분류하지 않았다. 처분구역은 대기압보다 낮게 운영되지만, 환기계통의 손실로 인한 경우는 장애로 고려한다. 하지만, 그 영향은 매우 미미할 것으로 판단하였다. 결론적으로 핀란드 VLJ처분장의 설계, 건설 및 폐쇄과정의 품질이 보증된다면 처분시설을 성공적으로 운영폐쇄할 수 있다고 분석하였다.

2.3 스웨덴 SFR처분장

SFR처분장은 스웨덴의 SKB사에 의하여 설계 운영되는 지하동굴 처분장이다. 사고분석과 관련한 설계특징은 암반 동굴, 저장소 지역, 이동 경로, 환기 시스템 등은 각각 다른 사건의 결과가 다루어질 수 있도록 설계되어 있다. 사고와 관련하여 가장 관심있는 분석 사건은 차량 혹은 폐기물 이동중 화재와 폐기물 포장물 안치 혹은 수송과 관련되어 일어나는 사건이다. 이러한 사고의 결과의 완화 혹은 대응의 목적을 가지고, 안전성 평가가 기술적이고 관리적인 지역에 수행되었다. SKB 보고서에 따르면 평균적으로 2~3 분류 2개 사건은, SKI 분류와 일치하여, 시설 운영 수명 동안 1년 마다 발생한다. 대부분의 사건은 폐기물 발생자 영역에서 폐기물을 다루는 것 때문이며 시설에서 사고가 발생하는 것 때문은 아니다. SKB는 SFR처분장에서 발생한 다른 유형의 사고와 재발 방지를 위해 소개된 방법에 대하여 소개한다.

3. 결 론

국외 처분 시설에서는 화재발생을 중심으로 사고분석을 수행하였으며 그 외에도 항공기 추락사고, 운석 충돌 등 발생 확률이 낮은 사건등도 고려하고 있으며, 지하시설에서는 터널이나 처분고내 암석 낙하를 그리고 지상시설에서는 과도한 눈 등에 의한 지붕붕괴를 고려하고 있는 것이 국내와는 다소 다른 점으로 분석된다. 미국 WIPP 시설의 경우는 처분대상인 TRU 폐기물의 특성상 특별히 폐기물 용기의 폭발을 고려하고 있음을 알 수 있다. 그 밖에 부적절한 차폐로 인한 작업자 피폭사고 등도 고려하고 있다. 이러한 사고분석사례는 국내 처분장에서의 사고 선별을 하고 배제하는 경우에 충분히 활용할 수 있으며 국내 처분장의 설계를 분석하여 필요하다면 추가 입증을 하여야 한다. 궁극적으로 선별된 사고에 대하여는 상세한 사고시나리오 추가 설정하고 평가하여 사고시 성능목표치인 5mSv와 비교하여 처분장에서의 사고시 안전성을 정량적으로 평가한다.

4. 참고문헌

[1] 미국 DOE, HAZARD AND ACCIDENT ANALYSIS, DOE/WIPP-95-2065, REV. 9, October 28, 2005.

[2] Radiational safety of the operational period of VLJ의 핀란드국내본, 12, 2006.

[3] SSI and SKI's Review of SKB's Updated Final Safety Report for SFR 1 (Review Report, 2004), SKI Report 2004.

지하 처분장내 고준위 방사성 폐기물 발열량에 따른 자연환기력 분석

노장훈, 최희주*, 김진
인하대학교, 인천광역시 남구 용현동 253번지
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
iglord2@naver.com

1. 서론

고준위 방사성 폐기물은 방사성 붕괴에 의해 상당기간 동안 발열을 하게 되며, 처분장의 대기온도 상승에 큰 역할을 하게 된다. 그리고 이러한 대기온도의 상승은 폐기물의 운반 및 저장, 처분장내 작업 환경 및 처분된 고준위 폐기물의 안정성에 악영향을 미치게 되므로 처분장의 안전을 위해 적절한 환기시스템이 필요하다. 환기방법에는 두 가지가 있는데 하나는 기계환기이고 또 하나는 자연환기이다. 기계 환기는 에너지원으로 사용되는 선풍기에 의해서 만들어지는 압력에 의해서 발생하지만 자연환기는 세 메카니즘: 1) 지하시설 공기 통로 입구의 고도차, 2) 지하시설 내외부의 온도차, 그리고 3) 대기압의 변화 등 자연조건에 의해서 발생한다. 자연환기에서는 이들 자연 조건의 차이가 크면 클수록 더 큰 자연 환기압이 생성되고 결과적으로 더 큰 공기흐름이 발생한다. 더운 공기는 상승해서 위쪽의 차가운 공기를 대치함으로(굴뚝효과) 공기의 순환을 발생시킨다. 동굴 처분 방식을 사용하는 방사성 폐기물 처분장에서도 이와 유사한 현상이 발생할 수 있는데 이는 처분장내 공기통로 입구들의 고도차, 그리고 저장 지역에서 발생하는 열에 의한 내부와 외부의 온도차에 의한 것이다. 그러므로 지하 수백 미터의 심부 암반에 위치하고 폐기물에서 발생하는 붕괴열과 지열에 의해 내부 온도가 높은 고준위 방사성 폐기물 처분장은 지리적 위치와는 상관없이 강한 자연 환기력을 가질 수 있다.

이에 따라서 본 연구에서는 처분장내에서 발생되는 높은 열량에 의한 압력차 및 온도차를 바탕으로 자연 환기력을 Hydrostatic method로 계산하고 이에 따른 공기량을 계산 한 후에, CFD(Phoenics 2010)해석을 바탕으로 계산식의 검증 및 분석을 실시하였다.

2. 본론

지하처분장의 열량에 의한 자연환기력을 계산하기 위하여 지하 200m 터널형 처분장을 가정하였다. 처분장의 터널길이는 150m이며, 단면적은 6×6m로 가정하여 자연환기력을 Hydrostatic method와 CFD로 계산을 하였다.

2.1 Hydrostatic method

자연환기력의 계산을 위하여 굴뚝효과에 의한 압력강하(1)와 Atkinson Equation(2)를 Fig. 1.의 방법을 통하여 소요환기량을 계산한다.

$$H = \rho g \Delta h \frac{\Delta T}{T} \quad (1)$$

$$Q = \sqrt{\frac{HA^3}{KP(L+L_e)}} \quad (2)$$

여기서 H는 높이차에 의하여 발생되는 압력차, ΔT는 입·출구의 온도차, T는 평균온도, A는 단면적, P는 갱도의 둘레길이, K는 마찰손실계수, L은 갱도 및 처분장의 총 길이, L_e는 통풍로에 가해지는 충격손실의 양을 등가길이(Equivalent-Length)로 표현한 것이다.

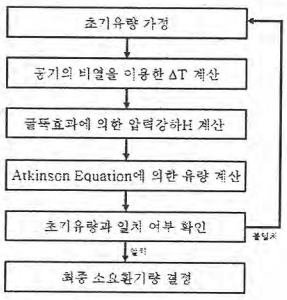


Fig. 1. Iteration Method.

2.2 CFD (Phoenics 2010)

Hydrostatic method에 의하여 계산된 열량에 따른 소요환기량을 검증하기 위하여 CFD해석을 실시하였다.

Table 1. Condition of CFD(Phoenics2010).

Simulation Program	Phoenics 2010
Domain material	Air using Ideal Gas Law
Domain size	암반 450×300×500(m) 대기 450×300×200(m)
Grid	108×79×42
Tubulance Model	LVEL (Local Velocity Model)
Iteration	3000/steps
Heat source	Steel at 27 deg C (C=1%)

3. 결론

1000KW에서 4000KW의 열량을 바탕으로 Hydrostatic method에 의한 계산과 CFD해석에 의한 계산 결과, 열량이 증가함에 따라 발생되는 자연환기량은 증가하고 있다. 계산 결과는 Hydrostatic method 경우 각 단계별로 90~143m^3/s의 공기량이 계산되었고, CFD의 경우 82~126m^3/s의 공기량이 계산되었다. 이에 따른 오차율은 단계별로 9~11%이다. 이는 고준위 방사성 폐기물의 자연환기량 계산시 간단한 Hydrostatic method로 계산하여도 충분히 근접한 값을 도출해 낼 수 있는 것을 의미한다. 또한 국외 중저준위 방사성 폐기물 지하처분장인 미국의 WIPP과 스웨덴의SFR의 경우 기계환기를 통한 소요환기량이 각각 153m^3/s, 145m^3/s인것과 비교해 보았을때 고발열 폐기물의 온도차에 의한 자연환기량이 상당히 큰 것으로 판단된다.

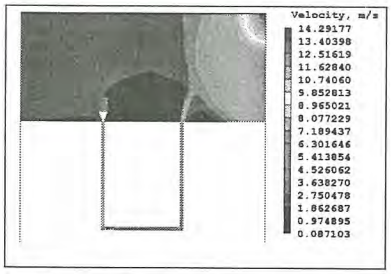


Fig. 2. Result of CFD (1000KW).

4. 참고문헌

[1] M. Mcpherson, 1993, Subsurface Ventilation and Environmental Engineering, Chapman & Hall

[2] 윤찬훈, 권상기, 황인필, 김진, 2010, "강제대류시 계절에 따른 KURT내 열전달계수 결정에 관한 연구", 한국방사성폐기물학회지, Vol. 8(3), pp. 189-199.

[3] Stephen W. Webb et. al, 2003, "Thermally induced natural convection effects in Yucca Mountain drifts", Journal of Contaminant Hydrology, pp. 713-730.

폴리머고화체의 방사선 조사에 의한 가스발생 특성 시험

이지훈, 김홍태*, 박종길
한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62
jihoon@khnp.co.kr

1. 서 론

원자력발전소의 방사성폐기물 중 폴리머고화체의 처분적합성 확인 및 성능입증을 위해 가스발생 시험을 수행하였다. 폴리머고화체의 방사선 분해에 의한 발생 가스는 포장물의 건전성, 처분시설 성능 영향 및 작업자의 안전성 등에 영향을 미치며 이를 입증하기 위하여 상세한 가스발생 메커니즘의 규명이 필요하다.[1,2] 발생 가스는 분석시점에 따라 가스 조성 및 발생량이 달라진다. 이러한 불확실성과 가스발생량의 과대평가를 방지하기 위해 실제 원전 폐수지 및 농축폐액 선원항을 바탕으로 폴리머고화체의 수명기간동안 방사선 조사량을 측정하는 실질적인 발생 가스 특성 평가가 요구되었다. 따라서 본 연구에서는 원전에 적용되는 폴리머고화설비의 성능 입증을 위해 폴리머고화체의 방사선분해에 의한 가스발생 특성을 규명하고 가스 발생에 따른 폴리머고화체 포장물의 건전성, 처분시설의 성능, 작업자 안전성 여부를 검토하기 위하여 가스 발생 특성 시험을 하였으며, 그 결과를 고찰하였다.

2. 본 론

2.1 방사성폐기물 처분 기술기준

방사성폐기물 포장물에 대한 국내 규정에는 교과부 고시 제2009-37호 "중·저준위 방사성폐기물 인도규정 고시" 제15조에서 폭발성, 인화성, 발화성 물질 등을 포함한 폐기물은 적합하게 처리하여 위험성이 제거되도록 요구하고 있으며, 폐기물은 방사분해, 생물학적 및 화학적 반응에 의한 가스, 증기 및 액체를 발생시켜 포장물의 건전성이나 처분시설의 성능을 저하시켜서는 안되며, 폐기물을 취급할 때 작업자의 안전을 저해하여서는 아니 된다고 명시되어 있다. 미국은 NRC Generic Letter 81-38을 통해 유기폐기물에 대해 방사분해, 생분해, 화학반응에 의한 가스발생률을 포장물 손상, 발화/폭발 조건의 형성 관점에서 평가하도록 요구하고 있다. 또한 NRC Information Notice 84-72 "Clarification of Conditions for Waste Shipments subject to Hydrogen Gas Generation"에서 포장물의 수소 발생량을 포장용기 자유공간 부피의 5% 이하로 제한하고 있으며, NRC Technical Position(1991)에 따르면 포장물은 자연발화, 폭발성, 유독성 물질의 처분을 금지하고 있다. 현재 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 폐기물 인수기준에 의하면 포장물 내의 기체 발생은 포장물 용기 건전성이나 처분시설 성능을 저하시켜서는 안 된다고 규정되어 있다.

2.2 폴리머고화체 가스 분석용 시험법

폴리머고화체 가스 분석용 시험은 폴리머고화체 전처리용 유리관 제작, 유리관내 폴리머고화체 시편 주입, 방사선이 조사된 폴리머 고화체의 특성평가 순으로 수행하였다. 방사선조사용 시편은 원전에서 발생되는 농축폐액 건조물을 국내 A사의 폴리머고화체로 제조하였다. 방사선 조사용 시편제작을 위하여 시편무게를 측정한 후 시편은 Pyrex 유리관에 주입한 후 유리관 한쪽을 밀봉하고 진공처리하였다.(Fig. 1&2) 10^2 rad와 10^4 rad로 방사선이 조사된 폴리머 고화체의 특성평가를 위하여 발생가스의 정성분석은 가스크로마토그래프/질량분석기(6890N/5973, Agilent, USA), 정량 및 총가스 발생량 측정은 정밀가스 질량분석기(Finnigan MAT 271M, Thermo Electron, Germany)로 수행하였다

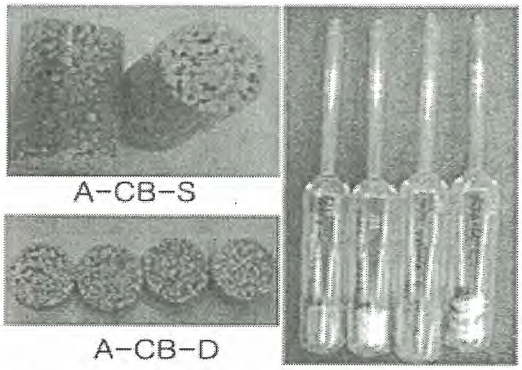


Fig. 1. Solidified polymer waste specimen for irradiation (A-CB-S : cylinder type liquid concentrate polymer, A-CB-D : disk type liquid concentrate polymer).

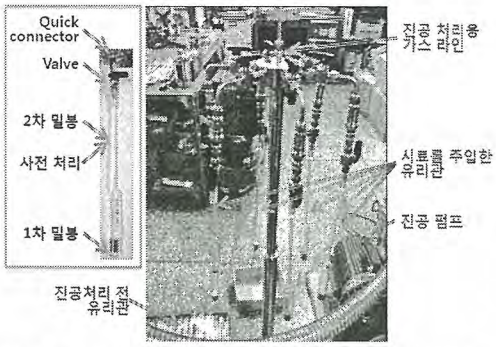


Fig. 2. Vacuum sealing of the specimen to pyrex glass tube.

3. 실험 결과

원전의 농축폐액 폴리머 고화체에 대하여 10^2 rad와 10^4 rad의 방사선을 조사한 후 가스발생 특성을 평가하였으며 실험 결과는 Table 1과 2에 제시되었다. 방사선 조사에 의하여 원전 농축폐액 폴리머고화체에서 발생된 가스 조성은 증기, 질소 및 산소 등이 주요 성분이었으며 처분장 안전성 측면에서 고려되는 수소, 메탄, 탄화수소류 등이 발생되었다. 10^2 rad를 조사한 후 수소나 메탄 등 성분은 전체의 0.09 %, 0.01 %, 10^4 rad를 조사한 후 수소나 메탄 등 성분은 전체의 0.17 %, 0.02%이내로 매우 미미한 것으로 나타났다. 발생량 측면에서 볼때도 10^2 rad 조사시 총가스발생량은 166.5 μL-atm/g, 수소발생량은 0.15 μL-atm/g, 10^4 rad 조사시 165.9 μL-atm/g, 수소발생량은 0.29 μL-atm/g으로 발생하였다. 10^2 rad시와 10^4 rad 조사시 발생 특성을 비교해 보면 총가스발생량 측면에서는 큰 차이를 보이지 않았으나 수소발생량 측면에서는 10^4 rad일 경우가 2배 많이 발생되었다. 발생된 가스발생량과 수소발생량을 200L 처분드럼으로 환산하여 계산할 경우에는 10^2 rad 조사시는 각각 0.033㎥, 0.3×10^{-4}㎥, 10^4 rad 조사시는 0.033㎥, 0.58×10^{-4}㎥으로 산정되었다. 현재 사용중인 국내 원전의 철제드럼은 폴리머고화체내 가스발생으로 드럼 상부 자유공간으로 배출된 가스의 영향을 최소화하기 위해 드럼과 드럼 뚜껑사이의 가스켓을 통해 가스가 배출되게 설계되었으므로 드럼의 건전성은 유지될 것으로 판단된다. 또한 상기 조건하에서 시설내부로 배출된 가스량은 국내 원전의 철제드럼의 건정성에 사일로 배기통로를 통하여 사일로 외부로 배출된 후 암반의 틈새를 통하여 확산되기 때문에 처분시설내 가스발생으로 인한 가압현상은 발생되지 않을 것으로 판단되었다.

Table 1. Gas Generation Characteristics of Polymer Waste Forms after 10^2rad irradiation.

지름 = 1.5 cm, 높이 = 2.3 cm, 표면적 = 14.4 cm², 무게 = 5.8 g

성 분	농 도 (% mole fraction)	건조 가스 농도 (% mole fraction)	가스량 (μL-atm)	단위 표면적당 가스량 (μL atm / cm²)	단위 무게당 가스량 (μL-atm / g)
수소 (H_2)	0.09	0.23	0.8	0.05	0.15
메탄 (CH_4)	0.01	0.02	0.1	0.01	0.01
탄화수소 (HCs)	0.03	0.07	0.3	0.02	0.05
일산화탄소 (CO)	0.29	0.74	2.6	0.20	0.49
이산화탄소 (CO_2)	0.35	0.87	3.7	0.26	0.63
산소 (O_2)	9.36	23.75	90.4	6.30	15.59
질소 (N_2)	28.77	72.96	277.9	19.35	47.92
아르곤 (Ar)	0.49	1.24	4.7	0.33	0.81
기타 성분	0.01	0.02	0.1	0.01	0.02
물 (H_2O)	60.57	/	(585.0)	(40.72)	(100.87)
합	100.0	100.0	965.9	67.2	166.5

Table 2. Gas Generation Characteristics of Polymer Waste Forms after 10^4rad irradiation.

지름 = 1.5 cm, 높이 = 2.45 cm, 표면적 = 15.1 cm², 무게 = 5.6 g

성 분	농 도 (% mole fraction)	건조 가스 농도 (% mole fraction)	가스량 (μL-atm)	단위 표면적당 가스량 (μL atm / cm²)	단위 무게당 가스량 (μL-atm / g)
수소 (H_2)	0.17	0.38	1.6	0.11	0.29
메탄 (CH_4)	0.02	0.04	0.2	0.01	0.03
탄화수소 (HCs)	0.07	0.14	0.6	0.04	0.11
일산화탄소 (CO)	0.61	1.37	5.5	0.36	1.51
이산화탄소 (CO_2)	0.55	1.19	5.1	0.34	0.91
산소 (O_2)	9.07	19.61	84.3	5.59	15.05
질소 (N_2)	34.87	75.38	324.0	21.50	57.86
아르곤 (Ar)	0.60	1.29	5.5	0.37	0.99
기타 성분	<0.00	<0.00	<0.0	<0.00	<0.00
물 (H_2O)	53.74	/	(499.4)	(33.13)	(89.18)
합	100.0	100.0	929.1	61.65	165.96

4. 결 론

원전의 농축폐액 폴리머 고화체에 대하여 방사선조사에 따른 발생 가스 성분 및 발생량을 측정하였다. 10^2 rad와 10^4 rad로 조사하여 가스 발생 성분과 가스 발생량을 분석한 결과 두 조건 모두 수소, 탄화수소류 등 처분장의 안전성에 영향을 미칠 수 있는 성분 들은 검출되었으나 가스 분율이나 가스 발생량 측면에서 처분장에 미치는 영향은 미미한 것으로 판단되었다. 향후 농축폐액 시료와 원전 폐수지의 폴리머 고화체에 대해서도 미국 NRC에서 제시한 바와 같이 10^9 rad까지 조사하여 가스발생에 대한 처분장 안전성 평가를 심도있게 평가할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] Gas Generation in Radioactive Wastes -MAGGAS Predictive Life Cycle Model, WM'06 Conference, 2006.

[2] UCRL-ID-138352, Hydrogen Generation in TRU Waste Transportation Packages, 2000.

고준위 방사성 폐기물 처분장 설계 및 Diagonal 공기 회로내 공기흐름 분석에 관한 연구

황인필, 최희주*, 김진
인하대학교, 인천광역시 남구 용현동 253번지
*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
inphiL2@gmail.com

1. 서론

몇 가지 형태의 처분장 중에서 지하 동굴식 방사성 폐기물 처분장은 광산 및 지하터널과 같은 지하시설과 유사하게 폐쇄성과 고립성의 특성을 가진다. 또한 방사성 폐기물의 특성상 최소 100년 이상 환경적 안정성이 유지되어야 하므로 소요 환기량을 적절하게 분배하여 장비의 배기가스로 인한 오염방지와 폐기물로부터 발열되는 열의 제거에 이르기까지 최적 환기시스템의 구축이 매우 중요한 요소라고 판단된다.

이에 본 연구에서는 환기시스템에 초점을 맞추고 폐기물의 종류와 양, 발열량, 등가길이 및 작업자의 동선 등을 고려하여 한국형 고준위 방사성 폐기물 처분장의 설계안을 제안하였다.

방사성 폐기물은 처분장 규모에 비해 적은 양을 조금씩 채워나가므로 폐기물의 양에 따른 유량의 조절이 필요하다. 또한 비상사태가 발생하면 방사능 오염 공기나 고온의 공기에 의해 인명사태가 발생할 수 있으므로 공기의 진행 방향을 제어하기에 유리한 Diagonal 회로를 갖는 시스템이 적절할 것으로 판단하였고, Diagonal 회로내 공기흐름분석에 관한 연구가 실시되었다.

2. 본론

방사성 폐기물의 종류는 4가지로 분류되며 고발열 폐기물인 SAP과 Fly ash와 발열하지 않는 Metal은 지하 200m에 저장된다. SAP과 Fly ash는 단면적 7.0×6.0 길이 130m의 터널 3개에 나누어 저장되며 터널당 5000~6000kW의 발열을 한다. 또한 Metal은 단면적 5.3×5.0m 길이 200m의 터널 한 개에 저장되며 발열하지 않고 막힌 터널에 저장되어 환기시스템이 요구되지 않는다. 나머지 방사성 폐기물인 Monazite는 단면적 4.0×4.1m 길이 220m의 터널 16개에 저장되며, 터널당 발열량 38kW로 상대적으로 저발열 폐기물로 분류되어 지하 500m에 저장되게 된다. 또한 지하처분장시스템에는 방사성 폐기물을 처분하는 터널외에도 전력공급센터, 통신센터등의 시설들이 필수적으로 필요하며 이것은 다시 방사성물질 오염도가 최대허용 표면오염도를 초과하거나 초과할 우려가 있는 장소인 Controlled area와 그렇지 않은 Uncontrolled area로 나누어진다. 각각의 면적은 2200m^2, 4300m^{2}으로 신선한 공기를 가장 먼저 유입시키기 위해 입구부에 가깝게 위치되어 있으며, 저항의 감소를 위해 병렬식 구조로 설계하였다. 설계안에서 검은색으로 표현된 터널이 Controlled area와 Uncontrolled area이다(그림 1~4).

고발열 폐기물은 지하 200m 터널에 저장되며, 발열이 큰 구간에 큰 유량의 공기를 제공하기 위해 입기에서 배기까지의 길이를 최대한 짧게하고 병렬식 구조로 설계하였다. 시뮬레이션 시 각 터널에 공급되야 하는 소요 환기량은 고발열 터널 하나당 15m^3/s, 저발열 터널은 덕트 사용을 고려하여 하나당 1m^3/s로 설정하였으며, Controlled area와 Uncontrolled area는 각 5m^3/s의 공기가 흐르도록 하였다. 발열량에 따른 공기량은 Yucca mountain project 보고서를 참고하였다.

Fig. 1. Case1 Schematic.

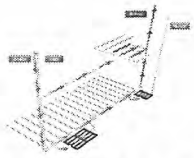


Fig. 2. Case2 Schematic.

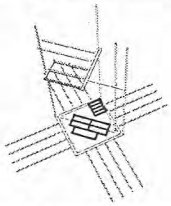


Fig. 3. Case3 Schematic.

Fig. 4. Case4 Schematic.

Case1,2,3은 비용 관계상 지하 500m 16개의 터널에 공기가 빠져나갈 수 있는 터널(Bleeder)의 추가 굴착을 하지 않는다는 가정하에서 설계가 되었다. 반면에 Case4는 터널의 추가 굴착을 가정하였는데, Duct를 사용한 Case1~3의 연간 운영비용과 비교를 하였을 때 금액이 50%이상 감소하였다.

위의 결과에 따라 추가 굴착의 필요성은 존재하지만 환기적 측면에서 본다면 Diagonal 시스템을 적용하는 것이 합당하다고 판단된다.

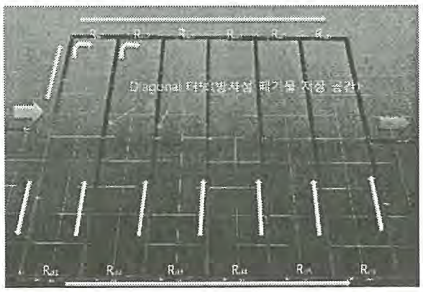


Fig. 5. Diagonal Ventilation Network.

그림 5와 같이 공기를 아래쪽으로 집중시켜 아래에서 위쪽으로 저장 터널을 지나게 하였을 때, 저장 터널에 고정 유량을 설정한다면 그 터널에 공기조절기가 위치하게 된다. 하지만 이러한 경우에는 Diagonal 공기 회로의 특성을 전혀 살릴 수 없으므로 다른 방법을 사용해야 한다.

저장 터널을 지난 공기는 각각 그 오른쪽 위에 연결된 공기조절기가 위치할 터널을 지나게 된다. 따라서 Ru2가 위치한 터널은 Ru1이 위치한 터널과 첫 번째 Diagonal 터널을 지나는 공기량의 합만큼이 흐르게 되므로, 그 합만큼 고정 유량으로 설정하여 원하는 위치에서 터널의 저항과 공기조절기 크기를 결정하는 것 이다. 이와 같은 방법으 원하는 위치에 알맞은 고정 유량을 설정한다면 Diagonal 공기 회로에서의 각 터널별 저항과 공기 조절기 크기를 계산할 수 있다.

Case4의 시뮬레이션은 위의 방법으로 이루어졌고, 외부에 설치하는 배기 선풍기로 전 구간이 소요환기량을 만족시키며 원활하게 유지되었다.

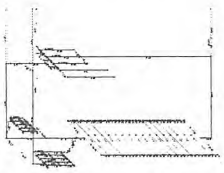


Fig. 6. Case4 V-netPC schematic.

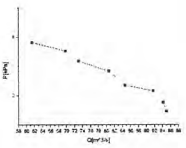


Fig. 7. Fan Characteristic Curve..

3. 결론

1. 지하 500m 저장 터널의 경우 Case4가 폐기물 저장량에 따른 유량 변화 및 비상사태 발생시 공기 흐름의 유동적 변화가 가능하므로 환기적 측면에서 가장 유리할 것으로 판단된다.
2. 지하처분장 시스템을 운영하기위해 140kw (25, 2000rpm)의 선풍기를 사용하였다. 이에 대한 결과로 1470Pa의 선풍기 압력이 발생하였으며, 50원/kWhr의 전력비를 대입하였을 때 연간 선풍기 운영비용은 약 61,200,000원이 계산되었다. 이는 유량과 전력비에 따라 차이가 있을 수 있다.
3. 추가적으로 공기조절기의 영향을 알아보기 위해 외부에서 총 150m3/s의 유량을 유입시키고 공기조절기 제어를 통해 위쪽으로 10m3/s, 아래쪽으로 140m3/s의 유량을 유입시켰다. 그 결과 첫 번째 Diagonal 터널에는 40m3/s의 유량이 유입되어 0에 가깝던 유량이 총 유량대비 약 27%의 유량이 유입되어 크게 증가했다. 같은 방식으로 뒤쪽 Diagonal 터널을 통해 꾸준히 공기가 유입되어 출구부에서 합쳐지기 직전에는 총 유량대비 위쪽 47%, 아래쪽 53%의 유량이 분배되어 평형을 이루는 것으로 나타났다.
4. Diagonal 환기회로를 설계 시 저항값을 변화시켜가며 유량값이 수렴할 때까지 오차반복법을 시행했었다. 하지만 공기조절기를 설치하고자 하는 위·아래 터널에 고정 유량을 설정함으로써 저항 및 공기조절기의 크기를 계산할 수 있으므로 Diagonal 환기회로의 설계를 수행할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] H.L. Hartman, J.M Mutmansky and Y.J Wang, 1997, Mine Ventilation and Air Conditioning, Wiley Interscience.

[2] 최종악, 윤찬훈, 김진, 2009, "Diagonal 환기 시스템에서 공기 조절기의 위치 및 크기에 따른 풍속 변화에 관한 실험적 연구", 한국암반공학회지, Vol. 19 No.1 , pp. 11-18.

[3] Office of Civilian Radioctive Waste Management (OCRWM), 2002, Yucca Mountain Project; YuccaMountain Science and Engineering Report, DOE, USA.

제5분과

방사선안전 환경 및 기타 (Oral)

빈 면

고방사선 환경 하 중성자 측정을 위한 탄화규소 중성자 계측기 개발

박준식, 김한수, 이철호*, 신희성, 김호동, 김용균*, 박세환
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*한양대학교, 서울시 성동구 행당동 한양대학교
ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

Silicon carbide(SiC)는 발견 초기부터 우수한 내열성으로 주목을 받은 물질이며, 1980년 이후 결정 성장기술의 발전과 함께 SiC substrate의 상업적 제공이 가능해 짐에 따라 SiC를 이용한 검출기 개발 연구가 활발히 진행되고 있다. 4H 구조의 SiC는 3.26 eV의 넓은 band gap energy로 인하여 가시광선에 대한 영향이 없고 타 반도체 검출기와 달리 냉각 없이 고온에서 동작이 가능하며 높은 displacement threshold energy로 인하여 내방사성이 우수하다. 또한 빠른 동작 및 낮은 전압에서의 동작이 가능하며 600 ℃ 까지 견디는 내열 특성으로 인하여 차세대 원자로 내 열중성자 선속 감시를 위한 검출기로서 기대되는 물질이다. 열중성자 검출은 SiC diode 상에 ^{10}B, ^{6}LiF의 중성자변환막을 증착함으로써 (n, α) 반응을 통해 발생되는 하전입자 α, T 를 측정하는 방식으로 이루어진다. 본 연구에서는 열/고속중성자 측정용 SiC 반도체 검출기를 제작하여 내열성 및 내방사성, 방사선 반응의 선형성의 특성평가를 수행하고 원자로 내 및 사용후핵연료의 파이로프로세싱 과정 중 발생하는 TRU 잉곳에서의 응용성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 검출기 제작

$406\mu m$ 두께의 4H SiC PIN diode를 $5\times5mm^2$ 면적으로 잘라 Si 면 위에 Cr/Au, Ni/Au, Ti/Cr, Ti/Au의 전극 및 $\phi2mm\times2\mu m$의 ^{6}LiF를 증착하여 중성자 검출 센서를 제작하였다. 제작한 센서는 열중성자 측정용 2 종류, 고속중성자 측정용의 4종류로서 두 종류를 제작하였으며 ^{6}LiF의 증착 유무로써 신호의 차이가 발생하도록 하였다. Diode에서 발생된 신호전달을 위하여 $0.5\mu m$ 두께의 gold 전극이 plating된 두 세라믹 기판 사이에 SiC 센서를 결합시킴으로써 접착 물질 없이 물리적 연결 방식으로 검출기를 제작하였다.

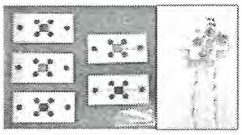


Fig. 1. Fabricated SiC neutron detectors.

2.2 I/V 측정

제작된 검출기의 전기적 특성을 평가하기 위해 $-200\ V\sim10\ V$의 bias에 대한 current-voltage (I/V)특성을 측정하였으며 결과를 Fig. 1에 나타내었다.

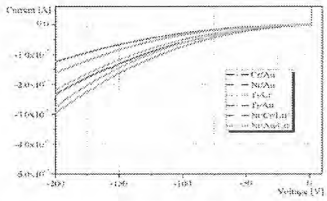


Fig. 2. Forward and reverse bias characteristics of SiC detector.

누설전류는 증착 금속 종류에 따라 약간의 차이를 보였으며 reverse bias가 200 V에서 평균 220 nA까지 증가함을 보였다.

2.3 알파 스펙트럼 측정

Fig. 2와 같이 알파스펙트럼 측정 시스템을 구성하여 ^{238}Pu의 알파선을 측정하였다. SiC 센서와 선원과의 거리는 5 mm였고 $0\sim50\ V$까지 전압을 인가하여 5분간 측정을 하였으며 알파스펙트럼 결과와 각 센서에 대한 50 V에서 5.1 MeV 알파선에 대한 FWHM을 Fig. 3및 Table. 1에 나타내었다.

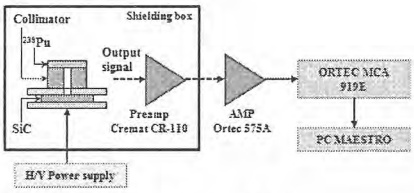


Fig. 3. Experimental setup of alpha spectroscopy.

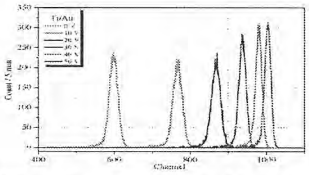


Fig. 4. Alpha peak with respect to bias volatage.

Table. 1. Each SiC sensor's FWHM at 50 V.

Electrode	Cr/Au	Ni/Au	Ti/Cr	Ti/Au	Ni/Cr/LiF	Ni/Au/LiF
FWHM(%)	2.06	2.07	2.6	1.89	2.8	4.52

2.4 내열성 및 내방사성 평가

SiC 센서의 온도에 따른 특성변화를 평가하기 위해 350 ℃까지 온도를 증가시켜 가며 I/V 측정을 하였으며 Fig. 4에 측정 결과를 나타내었다.

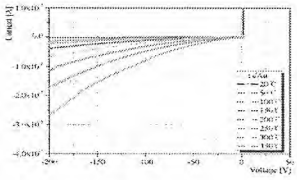


Fig. 5. I/V curve with respect to temperature.

고온 환경 하에 있던 센서의 알파 스펙트럼을 측정하여 가열 전 결과와 비교하였다. 350 ℃ 환경에서 약 2 시간동안 있던 센서의 알파 peak centroid는 가열 전과 차이를 보이지 않았으며 FWHM 변화율이 3 % 이내로 변화가 적었다.

또한 SiC 검출기의 내방사성을 평가하기 위하여 하나로 원자로 내에서 2 차례($3\times10^{13} n/cm^2 s$ 5 시간, $3\times10^{10} n/cm^2 s$, 20 시간) 중성자를 조사하여 이에 따른 검출기의 특성 변화를 보았다.

2.5 감마 및 중성자 반응 선형성

Ni/Au/^{6}LiF와 Ti/Au가 증착된 두 SiC 센서를 이용하여, 원자로 내 및 사용후핵연료 저장수조에서 사용이 가능하도록 10 m의 MI cable 및 SUS 하우징을 통해 동시 계측 어셈블리를 제작하였다. 제작된 어셈블리의 방사선 반응성을 평가하기 위하여 원자력연구원 감마조사시설에서 감마유도전류 실험 및 하나로 ENF 시설에서 중성자유도전류 실험을 수행하였다. 어셈블리에 입사되는 중성자 선속은 검출기 전면의 polyethylene. 두께를 변화하여 조절하였고, 각 두께에 따른 선속은 gold foil activation을 통해 결정된 중성자 선속을 바탕으로 MCNPX 계산을 통해 결정하였다.

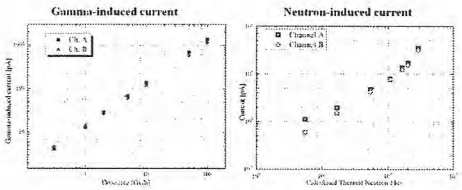


Fig. 6. Gamma and neutron induced current.

감마선 반응 선형성은 열/고속중성자 SiC 검출기에 모두에 대해 0.3 ~ 100 Gy/h의 감마선 선량에서 99.99 % 이상으로 나타났으며, 중성자 반응 선형성은 열/고속중성자 검출기에서 각각 92.2 %, 0.935 %로 나타났다.

2.6 시뮬레이션을 통한 유도전류 예측

MCNPX 시뮬레이션을 통하여 하나로 ENF 환경에서의 중성자유도전류를 계산하였으며 실험치와 3 % 이내로 일치함을 확인하였다. 또한 이를 바탕으로 TRU 잉곳에 적용하였을 시 예상되는 전류를 도출하였다. 예상되는 전류는 열/고속중성자 SiC 검출기에 대하여 각각 40.5, 18.12 pA로써 이는 TRU 중심으로부터 10 cm 떨어진 지점에서의 감마선량률 측정값 1 mSv/h가 반영된 값이다. 이를 통해 두 검출기 반응 차를 이용한 감마 및 고속중성자 신호의 분리가 가능함을 확인하였다.

3. 결론

본 연구를 통하여 원자로 및 사용후핵연료 저장시설 환경에서 중성자를 계측할 수 있는 SiC 중성자 검출기를 개발하였으며 TRU 잉곳에 대한 검출기 반응을 예상하고 적용 가능성을 평가하였다. 향후 원자로 내에서의 검출기 반응 평가 및 열중성자 신호 분리 시스템 개발이 이루어질 계획이며 노 내 열중성자선속 모니터 및 사용후핵연료 연소도 측정에 활용될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원 하에 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] C, Manfredotti et al., NIM A 552, pp. 131-137, 2005.

경주시 주요 유적지의 토양 속 라돈 농도 조사

김신재, 박찬희, 장소영, 이정민, 문주현
동국대학교, 경북 경주시 석장동 707 에너지 · 환경대학
jhmoon86@dongguk.ac.kr

1. 서론

천연 방사성 물질인 라돈(Rn)은 15세기부터 "땅 속 깊은 곳의 위험한 공기"로 서술되어 왔다. 1980년대 후반 라돈 물질이 인체에 심각한 해를 입힌다는 것이 알려졌고, 세계보건기구(WHO : World Health Organization)에서도 1988년 라돈을 발암 성분으로 분류하였다. 2007년 미국의 환경보호청(EPA : Environmental Protection Agency)은 실내 공간의 라돈 농도를 148 Bq/㎥(4 pCi/L) 이하로 관리하고, 토양 가스 중 라돈 농도가 49,950 Bq/㎥(1,350 pCi/L) 이상일 때 저감대책이 필요하다고 밝힌 바 있다. 이러한 움직임에 따라 세계 각국은 라돈의 피폭에 관한 권고와 규정에 대해 관심을 높여가고 있다.

경상북도 경주시는 과거 신라의 수도로서 다양한 유적지를 갖고 있다. 많은 관광객이 유적지를 방문하여 장시간 머물며 관람하고 있다. 따라서 본 연구에서는 관광객들의 라돈에 의한 피폭을 가름해보기 위한 기초자료 확보를 위해, 경주지역 내 입지해 있는 대표적 유적지 5군데를 선정하여 유적지 토양 내 포함되어 있는 라돈 농도를 조사하였다

2. 본론

2.1 실험 장비(Detector)

경주시 유적지 토양에 함유된 라돈 농도를 측정하기 위해 미국 (주)DURRIDGE 제품인 RAD7을 사용했다. RAD7은 공기, 물, 토양 내 라돈 농도 측정이 가능하다. RAD7의 측정 범위는 4~750,000 Bq/㎥(0.1~20,000 pCi/L)이다. 또한 무게가 약 5kg에 불과하고 크기가 24cm×19cm×27cm여서 휴대가 간편하여, 여러 지점을 이동하며 라돈 농도를 측정하는데 매우 유용하다.

2.2 실험 지점 선정 및 방법

본 연구에서 측정대상으로 선정한 유적지는 외부에 잘 알려져 있어 상대적으로 많은 관광객이 찾는 곳들로서, 감은사지, 김유신장군묘, 반월성, 불국사, 황룡사지이다. 토양 라돈 측정 시 인위적으로 형성된 토양을 피하였으며, 탐침(Probe)을 이용하여 지하로 60cm 이상 뚫어 30분 간격으로 3시간 이상 측정하였다.

2.2.1

Fig. 1. Experimental setup.

2.3 실험 결과

경주시 각 유적지의 토양 속 라돈 농도를 측정한 값의 평균을 Table 1에 정리하였다. Table 1에서 보듯이, 황룡사지와 김유신장군묘의 토양 라돈 농도가 높게 나타났다. 그러나 미국의 EPA가 권고한 조치 준위(49,950 Bq/㎥)에는 크게 못 미치는 수치임을 알 수 있다.

2.3.1

Table 1. The average radon concentrations in soils at the historic sites in Gyeongju..

측정 지점	평균값(Bq/㎥)
감은사지	1.66
김유신장군묘	76.41
반월성	3.87
불국사	28.95
황룡사지	93.77

2.3.2

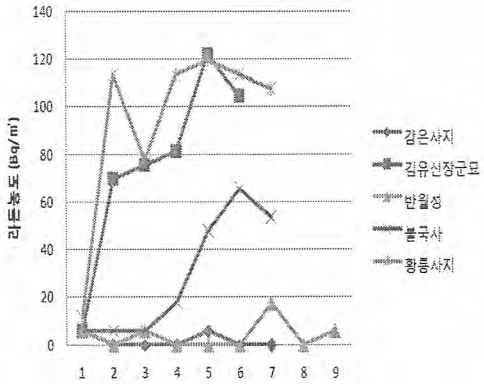


Fig. 2. The radon concentrations in soils at the historic sites in Gyeongju

3. 결론

경상북도 경주시는 과거 신라의 수도로서 다양한 유적지를 갖고 있다. 많은 관광객이 이들 유적지를 방문하여 장시간 머물며 관람하고 있다. 따라서 본 연구에서는 관광객들의 라돈에 의한 피폭을 가름해보기 위한 기초자료 확보를 위해 경주시내 유적지 중 관광객이 상대적으로 많이 찾는 5군데를 선정하여 해당 유적지 토양 속 라돈 농도를 조사하였다. 조사결과, 미국의 EPA가 토양 속 라돈농도에 대해 권고한 준위에는 크게 미치지 못하는 수준으로 밝혀졌다.

향후 이들 유적지이외에 다른 유적지에 대한 토양 속 라돈 분포를 조사할 계획이며, 이들 유적지가 위치한 곳의 기반암 분포도 조사할 계획이다. 이를 통해 유적지 토양 속 라돈 농도와 유적지 기반암 사이의 연관성을 확인할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] Francesco Bochicchio, The Newest International Trend About Regulation Of Indoor Radon, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 146, No. 1-3, pp. 2-5, 2011.

[2] 문기훈, 부산시 금정산 지역의 토양 내 라돈의 시·공간적 분포 및 거동 특성, 부산대학교 지질학전공 이학석사 학위논문, 2009.

[3] DURRIDGE Company Inc., RAD7 RADON DETECTOR, 2009.

영광원전 방사성폐기물 처분인도를 위한 드럼자동적재설비 개발

최종락, 김민철, 강기두
한수원 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
jrchoi1@khnp.co.kr

1. 서론

원전에서 발생한 방사성폐기물 드럼(이하 '드럼')을 월성원자력환경관리센터로 수송하기 위해서는 저장되어 있는 드럼을 운반용기에 적재하여야 한다. 이를 위해 원전 저장고내 기존크레인을 사용할 경우 드럼을 운반용기에 적재하여 반출하는데 많은 시간이 소요되기 때문에, 이을 단축하기 위해 드럼자동적재설비(이하 '적재설비')를 개발하여 원전 저장고에 설치하였다. 울진원전 저장고의 경우 저장고 출입문을 개조하여 적재설비를 설치하였으나 영광원전 저장고는 달리 출입구를 개조할 수 없어 개발된 prototype 적재설비를 그대로 적용할 수 없다. 이와 같은 문제점의 해결을 위해 prototype 적재설비를 개량하여 영광원전에 적합한 드럼자동적재설비를 개발하였다.

2. 본론

2.1 드럼 수동적재시의 문제점

임시저장고에 설치된 크레인을 사용하여 드럼을 적재하는 경우 선박 1항차분 1,000드럼을 운반용기에 적재하여 반출하는데 약 3개월이 걸리는 것으로 평가되었다. 이는 드럼을 운반용기에 넣을 때 크레인 로프의 진자현상이 발생하고, 크레인 운전자가 용기내부 상태를 확인하기 어려울 뿐만 아니라, 용기뚜껑을 용기본체 상부에 정치 후 볼트를 체결하는 것이 쉽지 않기 때문이다. 또한, 용기뚜껑과 드럼을 같은 호이스트로 취급해야 하므로 용기뚜껑 취급을 위한 eye bolt 및 wire rope의 설치와 철거, 드럼취급장치의 탈부착 등에도 많은 시간이 소요되는 것으로 나타났다[1].

2.2 Prototype 적재설비의 형태

울진원전 저장고에 설치된 적재설비는 드럼자동공급장치, 용기뚜껑과 드럼 겸용 취급장치(이하 '취급장치'), 이동장치 그리고 운반용기고정장치 등으로 구성되며 저장고 출입구 가까이에 설치하였다. 이 적재설비는 중·저준위 방사성폐기물 운반 전용용기인 IP-2형 16개 분 적재량(128드럼)을 하루에 반출할 수 있어 선박 1항차분(1,000드럼)을 반출하는데 소요되는 시간은 약 10일 정도로 평가되었다[2].

2.3 영광원전용 설비 개념설계

영광원전 저장고는 형태가 울진원전 저장고와 유사하나, 저장고가 위치한 부지내의 가용 면적이 울진보다 훨씬 좁아 운반용기에 드럼을 적재한 이후 취급에 제약사항이 있고, 저장고 출입구 내부에는 셔터가 설치되어 울진과 같이 출입구를 변경하기 어렵다. 따라서 드럼 적재후 운반용기의 취급과 저장고의 내부형태를 고려하여 적재설비를 구성하여야 하였다.

2.3.1 Rail & Cart

저장고 입구에서부터 설비의 용기 위치까지 rail이 설치되어 있고 그 위에는 cart가 설치된다. Cart에는 slider가 설치되어 저장고 외부에서 용기취급 지게차가 저장고에 들어오지 않고도 운반용기를 반출입할 수 있게 하였다. Fig. 1에 이러한 장치들을 고려한 영광원전용 드럼적재설비의 개요도를 나타내었다.

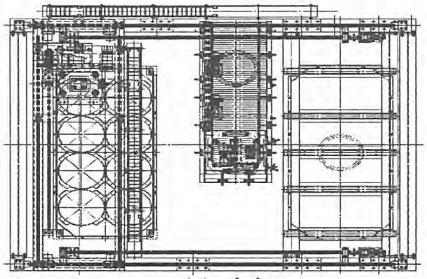
2.3.2 운반용기 출입용 슬라이더

드럼적재설비 적재 위치에 운반용기를 옮기기 위해 Rail & Cart를 사용하지만 Rail을 곡선으로 깔기에는 거리가 너무 짧아 Cart 위에 운반용기를 올릴 수 있도록 Slider를 채용하였다. Slider 위에는 운반용기고정장치가 설치되어 있어 지게차로 운반용기를 쉽게 올릴 수 있도록 하였다.

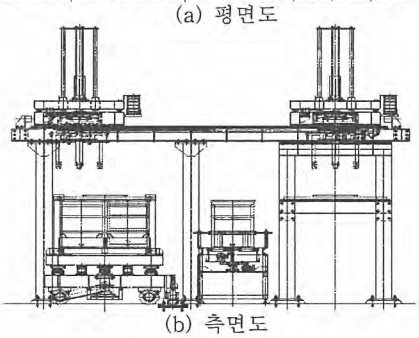
또한 Slider가 운반용기를 받기 위해 이동하였을 때 운반용기 상차에 따른 충격이나 전도를 방지 하기 위해 충격 분산용 Jig를 설치하였다. Fig 2에 Slider와 충격 분산용 Jig의 형태를 나타내었다.

2.3.3 취급장치 및 이동장치

취급장치에는 4개의 집게부가 있으며, 집게부의 하단에는 용기뚜껑에 설치된 걸림결합부를 잡을 수 있는 래치를 설치하였다. 또한, 래치 위에는 래치보다 약간 돌출되도록 패드를 설치하여 드럼의 측면을 잡고 이동할 수 있도록 하였다. 취급장치는 집게부를 오므리거나 벌려서 뚜껑 또는 드럼을 취급할 수 있다[3]. 설비 프레임에는 취급장치와 연결되어 있는 이동장치가 설치되어 있어 전,후,좌우 그리고 상하로 드럼이나 용기뚜껑을 집은 취급장치를 이동할 수 있다. 이동장치의 오차 범위는 1 mm 이내이다. 이동장치는 한 개의 운반용기에 드럼을 모두 적재하는 과정이 끝나면 취급장치를 정해진 위치로 자동으로 돌아가게 하였으며, 자체 보정기능을 가지고 있다. Fig. 3에 드럼 및 용기 뚜껑 취급장치의 형상을 나타내었다.



(a) 평면도



(b) 측면도

Fig. 1. 영광 원전용 드럼적재설비.

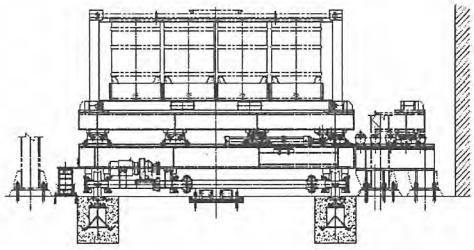
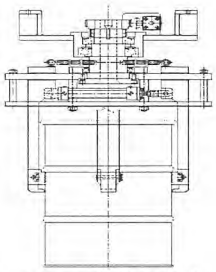
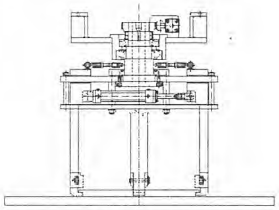


Fig. 2. 운반용기 출입용 Slider 및 Jig.



(a) 드럼 취급형태



(b) 용기뚜껑 취급형태

Fig. 3. 드럼 및 운반용기 뚜껑 취급장치 형태.

3. 결론

Slider를 이용하는 운반용기의 출입과 cart를 이용한 운반용기 이동방식을 채택하여 영광원전 저장고 구조에 적합한 드럼자동적재설비를 개발하였다. 이를 이용하여 드럼을 운반용기에 적재하면 하루 12개 운반용기를 반출할 수 있는 것으로 나타나 선박1항차 125용기 반출에 40시간/주 기준으로 12일 정도 소요될 것으로 평가되었다. 이는 기존 크레인 방식을 이용한 경우보다 적재효율이 7배정도 향상되었고, 드럼취급에 소요되는 시간과 인력을 줄여 작업자의 피폭저감에도 도움이 될 것이다. 영광원전용 드럼자동적재설비는 현재 상세설계중이며 2011년 12월에 설치 완료할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2008년 추계학술발표회 논문요약집, pp.373-374, 2008.

[2] EPRI, '09 LLW International Conference Proceedings, pp. 370-376, 2009.

[3] 대한민국 특허청, 특허 제10-0973186호, 2010.

울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따른 계통 선량률 저감 평가

최진수, 양호연, 박경록
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 금병로 508
feliz@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 가동 년 수 증가에 따라 계통내 방사성물질의 축적으로 인한 운전원의 방사선 피폭량이 증가하게 되어 방사선량 저감 필요성이 대두되었다. 원자로냉각재(RCS)의 아연주입은 1차계통의 선량 저감 및 부식 지연을 목적으로 발전소 운전 중 아연을 주입하는 기술로써, 해외 경수로 원전의 약 28 %에 해당하는 74개 원전에서 적용되고 있다[1]. 아연은 1차계통 부식산화막에 존재하는 방사성 부식생성물(Ni, Fe, Co 등) 보다 높은 치환에너지로 산화막에서 방사성 부식생성물을 방출시키고 치환하여 안정한 산화막으로 개질하는 특성이 있다[2,3]. 이에 따라 미량의 아연(5 ~ 40 ppb)을 주입하면, 방사성물질 제거 및 안정된 산화막 형성으로 방사선량 저감효과는 물론 재질의 내식성 향상을 가져오게 된다. 이러한 효과를 위해 선량저감을 목적으로 하는 경우에는 저농도 (5~10 ppb), 부식저감을 목적으로 하는 경우에는 고농도 (15~40 ppb)로 아연을 적용하고 있다[2,3].

국내의 경우 선량저감을 목적으로 울진1호기에 최초로 아연주입을 적용하고 있으며, 본 실험에서는 울진1호기에서 아연주입 전/후 동일 지점, 시점, 측정기로 계통 표면 선량률을 연속 측정해 아연주입에 따른 계통 선량 영향 평가를 수행하고자 한다. 이러한 선량률 영향 평가를 위해 원자로계통 배관 표면에서 연속 선량률을 측정할 수 있는 측정 방법이 필요하며, 이에 따라 연속 선량측정이 가능한 전자개인선량계(DMC 2000S)를 이용하여 측정하였다[6]. 증기발생기 채널헤드는 고선량 지역으로 측정자의 과다 피폭을 방지하기 위해서 연속측정 대신 Teletector (6112MH)를 이용하여 단기측정을 수행하였다.

2. 본론

2.1 원자로냉각재 아연주입

울진1호기 원자로냉각재 아연주입은 17주기 운전 중에 수행하였으며, '10.4.19 ~ 8.25 까지 129일 간 평균 14 g/day로 아연을 지속적으로 주입하였다. 주입 아연은 depleted zinc acetate dehydrate (DZA, ISOFELX) - $Zn(C_2H_3O_2)_2 \cdot 2H_2O$로 zinc acetate 수용액 상태로 주입을 하였으며, 누적주입량은 아연 기준으로 1.83 kg 이다. 원자로냉각재 정화유량은 27 m^3/hr 이며, 주입된 아연은 계통 내 정화 중 탈염기에서 약 0.23 kg 제거되어, 산화막의 아연 잔여량은 약 1.60 kg 이다.

2.2 아연주입 전/후 방사선량 측정

아연주입 후 아연주입에 따른 영향평가를 위해 선량률 측정은 아연주입 전/후 동일 지점, 시점, 측정기로 수행하였다. 선량률 측정은 원자로냉각재 배관 및 증기발생기 채널헤드에서 수행하였으며, 각각 산화처리 중, Manway Open 직후 측정을 수행하였다. 선량률 측정기는 원자로냉각재 배관 표면은 전자개인선량계(DMC 2000S), 증기발생기 채널헤드는 Teletector (6112MH)를 이용하여 측정하였다. 그림 1은 원자로냉각재 배관선량 측정지점으로 5개 지점(HL1, CL1, C1, C2, C5)을 선정하여 3개 채널에서 선량률을 측정하였다[4,5].

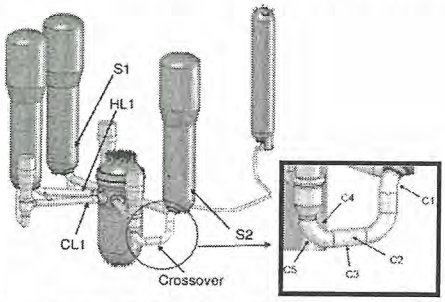


Fig. 1. Reactor Coolant Loop Piping Survey Points.

전자개인선량계는 지정된 위치에 부착하여 연속 측정하였으며, 측정 종료 후 회수하여, 저장된 결과값을 판독하였다[6]. 선량률 값은 집적 선량(mSv)을 측정 시간으로 나누어 선량률(mSv/h)로 환산하였으며, 전자개인선량계 교정 시 적용된 팬텀에 대한 후방산란 영향(7 %)에 대해 보정하였다[7].

그림 2는 증기발생기 채널헤드의 선량률 측정지점을 나타내고 있으며, 3채널에서 1~ 12지점 까지 총 36지점에서 선량률 측정을 수행하였다.

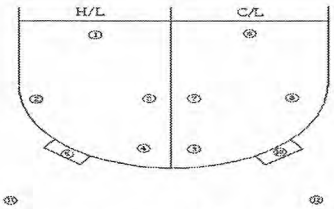


Fig. 2. Stream Generator Channel Head Survey Points.

2.3 결과 및 논의

그림 3은 아연주입 전(RFO16) 및 후(RFO17) 발전정지 중 원자로 냉각재 배관의 선량 측정지점에 대한 선량률 변화를 보여주고 있다. 선량측정 값은 3개 채널의 동일지점인 HL1, CL1, C1, C3, C5에서 측정한 선량률의 평균값을 적용하였다.

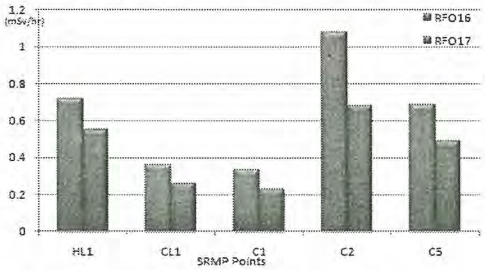


Fig. 3. Reactor Coolant Loop Piping Dose Rates.

아연주입 후 원자로냉각재 배관표면의 선량 변동률은 아연주입 전에 비해 측정 지점에 따라 22.6 ~ 41.9 %의 선량률이 저감되었다. 그림 3과 같이 아연주입 후 모든 지점에서 선량률이 감소하였으며, 이로써 아연주입에 따른 선량 저감효과가 1차 계통에 전반적으로 영향을 미침을 볼 수 있었다. 그림 3에 따라 전 지점의 선량률에 대한 아연주입 전/후 평균 선량변동률을 도출한 결과 원자로냉각재 배관에서 평균 31.8%의 선량 저감효과를 볼 수 있었다.

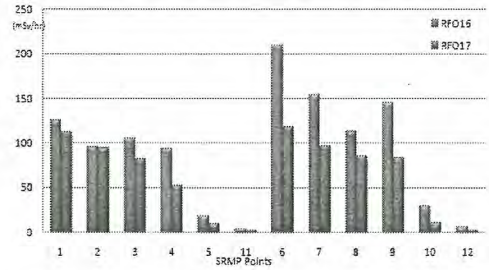


Fig. 4. Stream Generator Channel Head Dose Rates.

그림 4는 증기발생기 Manway 개방 직후의 아연주입 전/후 증기발생기 채널 헤드 측정 선량값을 보여주고 있다. 아연주입 전/후의 선량 측정값은 S/G A, B, C의 측정 지점별 평균값을 반영하였다.

증기발생기 채널 헤드 지역은 아연주입 전에 비해 아연주입 후 1.5 ~ 63.9 % 선량률이 저감되었으며, 전 지역에 거쳐 아연주입 후 선량저감 효과를 볼 수 있었다. 이 중 S/G 채널헤드 중앙(2 지점)은 다른 지점과 달리, 1.5% 선량률 저감으로 선량 저감 효과가 상대적으로 적었다. 이는 S/G 튜브의 균열에 따른 관막음 수행 시 발생된 전열관 틈새부위의 Hot-Spot에 기인한 것으로 판단된다. 틈새부위의 부식 환경조건에 따라, 아연 양이온의 전기적인 성질로 틈새부위의 아연 치환 효과가 떨어지는 것으로 보고되고 있다[2]. 따라서, 2 지점과 같은 틈새 부위 산화막의 아연 치환 효과가 일반 산화막에 비해 낮음을 추정 할 수 있다. 각 지점별 선량률로 아연주입 전/후 평균 선량변동률을 도출한 결과 증기발생기 채널 헤드에서 평균 31.7 % 선량률 저감효과를 볼 수 있었다.

3. 결론

울진1호기 아연주입 전/후의 선량률 측정을 통한 아연주입 선량률 영향 평가를 수행하였다. 선량률은 계통 전반에 거쳐 저감 효과가 나타났으며, 이에 따라 아연의 치환반응이 전 계통에서 활발하게 이루어짐을 판단할 수 있었다. 특히, 일반계통 뿐만 아니라, 접근이 어려운 지역의 선량 저감 및 부식 저감에 아연주입 기술이 효과적일 것으로 판단된다.

울진1호기의 아연주입 기술적용은 지속적으로 시행될 예정이며, 향후에 본 실험과 동일한 방법으로 아연주입에 따른 선량률 평가를 지속 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] EPRI Chemistry Update, EPRI, 2011, TR-1022547.
[2] PWR Primary Water Zinc Application Guidelines, Rev. 6. EPRI, CA:2006, TR-1013420.
[3] PWR Primary Water Chemistry Guidelines, Rev. 6. EPRI, Palo Alto, CA:2007, TR-1014986.
[4] 한국수력원자력(주), 아연주입 발전정지 방사선량률 측정 방안, 2009.
[5] EPRI, Application of the EPRI Standard Radiation Monitoring Program for PWR Radiation Field Reduction, TR-1015119, 2007.
[6] 최진수, 감마선 측정용 전자개인선량계를 이용한 냉각재 배관 접촉 선량률 간접측정, 방사성폐기물학회, 2009.
[7] 한국계량측정협회, 감마선 직독식 포켓 도시미터의 표준교정절차, KASTO 03-26-4080-035, 2002.

국제핵융합실험로 삼중수소 저장 및 공급계통 삼중수소 재고관리 방안

송규민, 고병욱, 손순환, 장민호*, 윤세훈*, 강현구*, 조승연*, 정기정*, 정홍석**
한수원중앙연구원, 대전시 유성구 장동 15-1
*국가핵융합연구소, 대전시 유성구 전민동 463-1
**한국원자력연구원, 대전시 대덕대로 1045
kmsong@khnp.co.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로 삼중수소를 사용할 예정으로 특유의 삼중수소 연료주기를 형성한다. ITER 삼중수소 플랜트에서 이루어지는 삼중수소 연료주기는 삼중수소 저장 및 공급계통(SDS, Storage and Delivery System)을 시작으로 연료공급계통, 중성자빔주입기, 배출처리공정, 삼중수소 정제 및 회수계통과 TBM (Test Blanket Module)의 삼중수소 증식 및 추출계통 등으로 구성된다. 이중에서 삼중수소 재고량을 가장 잘 파악할 수 있는 계통은 삼중수소 저장 및 공급계통이며 삼중수소 계측 및 계량장치가 상대적으로 많이 설치되어 있다. 본 연구에서는 ITER 삼중수소 재고관리를 위해 삼중수소 저장 및 공급계통에서 우선적으로 수행해야 하는 삼중수소 재고관리 방안을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 TLS 전용 삼중수소 열량계

TLS (Tritium Loading Station)의 삼중수소 열량계는 삼중수소 재고량 관리를 위해 가장 기본이 장비이다[1-4]. TLS 전용 삼중수소 열량계는 MBA-2 (Material Balance Area-2)로 분류되며 삼중수소 운반용기(1차 용기 및 알루미늄 용기)에서 삼중수소를 꺼내지 않고 재고량을 측정할 수 있다. 따라서 삼중수소 플랜트로 입출고 되는 삼중수소 양을 관리할 수 있다. TLS 전용 삼중수소 열량계를 이용한 삼중수소 재고관리는 크게 2가지 경우로 구분되며 각각 측정범위와 정밀도, 측정시간, 검량방법 등은 다음과 같다.

○ 삼중수소 로딩 전
- 측정범위: ~ 70 gT
- 정밀도(%RSD): ~ 0.5%
- 측정시간: < 24 시간
- 안정화시간: ~7 시간, 초기에는 < 24 시간
- 검량법: 전기열선을 이용한 자체 검량
- 검량주기: 연 2회
- 교차측정: 삼중수소 공급처 제공 인증서와 상호교차 확인

○ 삼중수소 로딩 후
- 측정범위: ~ 1 gT
- 정밀도(%RSD): ~ 10%
- 교차측정: 저장용기 잔량은 SDS PVT-c 측정값과 상호교차 확인
- 다른 항목은 삼중수소 로딩 전과 동일

2.2 PVT-c 측정법

PVT-c 측정법은 MBA-1 및 SDS에서만 적용하는 측정법이다. 계량용기에 중수소와 삼중수소를 기체형태로 채우고 정량하며 ANS (Analysis System) 가스크로마토그래프(GC)로 농도를 분석하여 최종 삼중수소 재고량을 파악할 수 있다. 저장용기로 유입된 실제 삼중수소 양은 PVT-c 계량용기의 압력변화를 이용한다. PVT-c 측정법은 (1) 초기 삼중수소 로딩 혹은 보충, (2) 헬륨-3 회수, (3) in-bed 열량계 검량, (4) 저장용기 재생의 4가지 경우에 적용된다. 하지만 저장재를 ZrCo가 아닌 우라늄으로 사용할 경우 저장용기 재생운전은 적용하지 않는다. PVT-c 측정법의 측정시간은 GC에 의해 결정되며 30분~1시간 정도 소요된다. 정밀도는 온도, 부피, 압력, 농도 측정에 의해 결정되며 아직 정확하게 제시되지 않은 상태이다. 운전 (1)의 경우 TLS 열량계와 상호교차 확인이 가능하다.

2.3 In-bed 열량계

SDS에 설치된 삼중수소 저장용기는 in-bed 열량계 기능을 가지고 있다. 이 방법도 MBA-1 및 SDS에서만 적용할 수 있다. 핵융합 운전 후 휴지

기(dwell) 중 저장용기 내 삼중수소 재고량을 확인하기 위하여 in-bed 열량계를 가동할 수 있다. 현재까지 저장용기 설계와 함께 개발 중에 있는 기능으로 정밀도와 측정시간은 아직 결정되지 않았다. 측정범위는 0 ~ 70 gT, 검량방법은 저장용기에 장착된 내부 전열기를 이용하거나 PVT-c 측정법으로 계량된 삼중수소를 흡장하고 이를 기준으로 검량하는 방법이 있다. 하지만 내부 전열기를 이용하는 방법에 비해 정밀도가 낮아질 가능성이 많다. 상호교차 확인 방법으로 초기 삼중수소 로딩 시 TLS 삼중수소 열량계와 비교하는 방법이 있다.

2.4 MFM (Mass Flow Meter)

MFM을 이용하여 SDS에서 FS (Fuelling System)로 공급된 양을 추정하는 방법이다. 순환운전의 경우 ISS (Isotope Separation System)에서 회수된 양을 추가하여 추정한다. MBA-1에서 적용하며 SDS 이외에 다른 계통에서도 적용할 수 있는 방법으로 운전 중에 리얼타임으로 적용할 수 있는 방법이기도 하다. 운전정지 중에 측정된 in-bed 열량계 측정값과의 상호교차 확인이 가능하다. 측정오차는 MFM의 성능에 밀접한 관계가 있다. 주어진 one-shot operation과 recycle operation 운전 이력을 파악하여 저장용기 내 삼중수소 잔량을 정확하게 추정하는 기술이 요구되며 이에 대한 절차서 개발이 추가로 필요하다.

2.5 물질수지

주어진 시점(P → T)에서 SDS내 삼중수소 재고량 $T_{T,SDS}$는 다음의 물질수지식에 의해 결정된다. 삼중수소 연료주기 각 계통은 동일한 방법으로 구한 물질수지식을 적용하며 이를 연립방정식으로 구성하여 계통별 삼중수소 재고량을 파악할 수 있다.

$$T_{T,SDS} = T_{P,SDS} - (T_{FS} + T_{ANS} + T_{DS} + T_D) + (T_{ISS} + T_{TEP}) + (T_{I,TLS} - T_{O,TLS}) \quad (1)$$

여기서 DS는 detritiation system, TEP는 tokamak exhaust process이며 D는 decay loss를 의미한다. T_{FS}는 MFM에 의해 측정되며, T_{DS}는 삼중수소 이온챔버로 측정된다. T_{ISS}와 T_{TEP}은 운전방법에 따라 결정되어 유럽 및 미국과 논의되고 있는 부분으로 SDS의 PVT-c 측정법 적용을 고려하고 있다. T_{TLS}는 TLS 전용 열량계를 이용하여 측정하며 PVT-c 측정법으로 교차 확인할 수 있다.

3. 결론

국제핵융합실험로(ITER) 삼중수소 저장 및 공급계통(SDS)의 여러 운전모드에서 가능한 삼중수소 재고량 측정방법의 특징과 상호 교차확인 방법을 살펴보았으며 이를 구현하는 삼중수소 물질수지식을 제안하였다. 제안된 절차서와 물질수지식은 다른 계통과의 연계성을 고려하기 위하여 국제핵융합실험로 전담기구와 참여국의 검토가 진행 중이다. 일부 삼중수소 재고량 계측장비는 개발 중이며 정확한 정밀도와 측정시간이 결정되지 못한 상태로 구성품의 개발수준과 상세설계 진행 상황에 따라 지속적인 개정이 요구된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부와 지식경제부의 국제핵융합실험로 공동개발사업(2011-0000293)으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 송규민, 이계우, 고병욱, 손순환, 정양근, 장민호, 윤세훈, 강현구, 조승연, 정기정, 정홍석, "삼중수소 저장용기 열용량이 삼중수소 열량계 측정성능에 미치는 영향", 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술대회 논문요약집, p85-86, 2010.

[2] 송규민, 이계우, 고병욱, 이숙경, 손순환, 장민호, 윤세훈, 강현구, 조승연, 정기정, 정홍석, "펠티에 소자를 이용한 소형 열량계 특성시험", 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술대회 논문요약집, p111-112, 2010.

[3] K. M. Song, et al, "Test of a large-volume calorimeter in KEPRI tritium laboratory", *IEEE Trans. Plasma Sci.*, 38(3), p295-299 (2010).

[4] 송규민, 이계우, 고병욱, 손순환, 장민호, 윤세훈, 강현구, 조승연, 정기정, 정홍석, "삼중수소 붕괴열에 의한 열량계 내 열전달 전산해석", 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술대회 논문요약집, p391-392, 2011.

연구원 핵물질 계량관리시스템과 RFID 및 핵연료가공시설 시스템간 연계 체제 개발

고한석, 이병두, 박호준, 이성호, 김현숙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hsko@kaeri.re.kr

1. 서론

원내 핵연료가공시설에서 원내 다른 핵물질 사용시설로 핵물질을 이동하려는 반출자는, ① 시설 자체 재고 및 품질관리 시스템(이하 시설 자체 시스템)에 기록할 뿐만아니라 ② 국가와 IAEA에 핵물질 계량 보고를 위한 연구원 계량관리시스템(이하 핵물질계량관리시스템)과 ③ 핵물질 이동을 추적관리하기위한 RFID 시스템(이하 RFID 시스템)에 핵물질 이동을 보고하여야한다. 이와같이 핵물질 이동을 여러 시스템에 보고하는 이유는 다음과 같다. 첫째, 핵물질 이동을 RFID 시스템은 건물이동시에 보고하는데 반하여 핵물질계량관리시스템은 물질수지구역(MBA:Material Balance Area) 이동할 경우에 보고해야하기 때문이다. 둘째, RFID 시스템은 핵물질의 순무게를 기준으로 보고하는데 반하여 핵물질계량관리시스템은 우라늄 무게로 보고하기 때문이다.

본 연구는 핵연료 가공시설을 포함한 핵물질 사용시설에서 핵물질을 원내 다른 핵물질 사용시설로 이동하려는 사용자의 기록 및 보고의무 부담을 경감하고 정보를 효율적 으로 관리하기 위하여 RFID 시스템, 핵연료 가공시설 자체시스템 및 핵물질계량관리시스템의 자료를 연계 처리하는 프로그램을 개발하였고 이를 소개한다.

2. 계량관리 시스템과 RFID 시스템 연계

2.1 현황

원내 핵물질을 원내 다른 건물로 이동하고자 하는 반출자는 안전관련 규정에 의하여 핵물질 이동을 RFID 시스템에 신고하고, RFID 태그가 부착된 운반용기에 넣은 후(Fig 1), 방사성 오염 검사를 받아야 한다. 오염 검사가 완료된 핵물질은 시설마다 설치되어있는 RFID 반출입 게이트를 통과한 후 반입 시설에 반입된다.

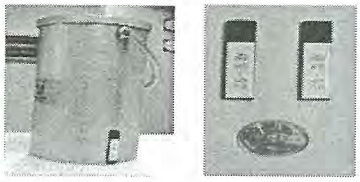


Fig. 1. RFID tag and container reference: 장시영 외 (2008).

건물간 이동하는 핵물질이 현재 물질수지구역에서 다른 물질수지구역으로 이동할 경우에 핵물질 반출자는 RFID 시스템과 핵물질계량관리시스템에 함께 이동을 보고해야한다. 반출자는 핵물질계량관리시스템에 접속하여 이미 계량 보고된 배치명과 이동할 핵물질 배치명간 재고 증감을 기록하고 이동을 보고하는 핵물질이동기록부를 작성한다.

2.2. 연계시 문제점 및 개선 효과

RFID 시스템은 핵물질이 일반 건물들간 이동할 경우 기록해야하는데 반하여, 핵물질 계량관리시스템은 물질수지구역(MBA)간 이동할 경우 핵물질 이동을 보고한다. 국가와 IAEA에 핵물질 이동을 보고해야하는 기준인 물질수지구역은 한 건물내에 하나의 물질수지구역을 설정하거나 여러 건물을 같은 물질수지구역으로 설정될 수 있다.

본 연구에서 개발한 연계시스템은 사용자가 핵물질의 반출 물질수지구역과 반입 물질수지구역을 선택하면, 연계시스템에서 자동으로 기록 보고가 필요한 정보를 포함하도록 새롭게 개발된 통합 양식을 사용자에게 제공하고, 사용자가 필요한 정보를 입력하여 핵물질 이동을 보고하도록 한다. 연계시스템은 필요시 RFID 시스템에 정보를 업데이트하도록 한다.

RFID시스템과 핵물질계량관리시스템간 연계시스템의 개발 효과는 다음과 같다. 첫째, 개별 시스템별로 핵물질 이동에 대한 중복성 자료를 파악하고 이를 간소화하였다. 예를 들어 RFID 시스

템은 핵물질의 순무게 정보를 관리하는데 반하여, 핵물질계량관리시스템은 핵물질의 우라늄무게를 관리한다. 연계시스템은 핵물질의 보고 기준으로 우라늄 무게를 사용하도록 관계자들과 합의하였다. 둘째, 기존 개별 시스템에서 핵물질 이동에 대한 허가를 얻기위하여 반출자는 RFID용 반출입 신청서와 핵물질계량관리시스템용 핵물질이동기록부에 반출자와 반입자 서명을 각각 서명하게된다. 연계시스템은 핵물질 이동에 필요한 결재를 통합된 개발 양식에 한번만 서명하여 보고하도록 간소화하였다. 셋째, 핵물질을 포함하지 않은 RFID 빈용기의 반출처로 재반송 처리도 연계시스템에 포함하도록 한 결과 사용자의 편의성을 증대하였다.

3. 계량관리 시스템과 핵연료 가공 시설 시스템 연계

3.1 현황

연구원내 핵연료 가공시설 핵물질 반출자는 핵연료의 품질관리를 위하여 제조 공정별로 샘플을 채취한 후 화학분석을 수행해야한다. 이와같은 화학분석을 위한 핵물질 이동은 2010년 현재 연 55회이상 발생한다. 또한 핵연료가공시설 핵물질 반출자는 핵연료 가공시설과 화학분석실이 서론 다른 물질수지구역을 갖기 때문에 핵물질계량관리시스템에 샘플 이동을 보고해야한다.

3.2 연계시 문제점 및 개선 효과

핵연료 가공시설의 자체 시스템은 이동할 핵물질의 순무게 양을 입력하면 보고가 완료된다. 핵물질 반출자는 핵물질계량관리시스템에 접속하여 이동할 핵물질의 우라늄무게를 사용하여 ① 이동할 핵물질 배치를 이미 계량 보고된 핵물질 배치명에서 생성 또는 변동처리하는 리배칭(rebatching), ② 생성된 핵물질 배치명을 이용하여 핵물질 이동관리기록부를 작성하여 계량보고한다.

개발한 연계시스템은 핵물질이동기록부작성시에 핵연료 가공시설의 배치수, 우라늄 값과 물질형태를 불러들인 후, 자동으로 리배칭작업을 수행하도록 구현하였다.

핵연료가공시설과 화학분석실간 핵물질 이동시에 적용하는 연계시스템의 효과는 다음과 같다. 첫째, 핵물질 이동에 따라 핵연료 가공시설 시스템과 핵물질계량관리시스템에 입력하는 핵물질 양의 중복 입력을 제거하였다. 둘째, 핵물질 이동 횟수에 따라 크게 증가하는 리배칭 및 이동 보고 절차를 자동화하여 계량보고의 부담을 경감하였다.

4. 결언

본 연구에서 RFID 시스템 및 핵연료가공시설 시스템과 핵물질계량관리시스템의 연계체제를 개발한 결과를 도식하면 그림 2와 같다. 향후에는 핵연료 가공 시설의 핵연료 봉과 핵연료 집합체의 이동에 따라 수행해야하는 계량보고 절차를 시설 자체 시스템과 핵물질계량관리시스템과 자동으로 연계할 예정이다.

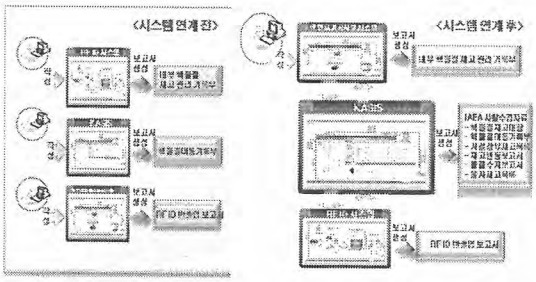


Fig. 2 comparison between previous reporting systems and current linked reporting systems of nuclear material transfer at KAERI site among the RFID system, nuclear fuel fabrication facility system and KAERI safeguards information treatment system.

5. 참고 문헌

[1] 장시영 외(한국원자력연구원), "RFID를 이용한 핵물질 반출입 관리 시스템", 2008년 추계 방사선방어학회, pp.164-165, 2008.

난연성이 향상된 전자선 가교 고분자 복합 방사선 차폐재

서덕봉, 신범식, 김재우, 강필현, 서창의*, 김광주*, 김형원*
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*국방과학연구소, 대전시 조치원길 462
seodb71@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 산업이나 방사선 관련 분야의 산업에 있어서 작업자와 작업환경을 유해한 방사선으로부터 보호하기 위해서는 적절한 차폐가 필요하다. 일반적으로 중성자 차폐는 수소원소 함량이 높은 고밀도 폴리에틸렌, 에폭시, 폴리우레탄 등 고분자 수지에 보론이나 리튬, 가돌리늄과 같은 감속된 열중성자를 흡수하기 위한 물질(입자)을 혼합하여 사용할 수 있다. 경우에 따라서는 중성자 핵반응에 의해 생성되는 2차 감마선을 차폐하기 위해 납, 철, 텅스텐과 같은 고밀도 금속입자를 동시에 혼합하여 사용할 수 있다. 그러나 이러한 고분자 기반의 복합재들은 자기소화성이 없어 화재에 매우 취약한 단점이 있다[1-3]. 본 연구에서는 이러한 고분자 복합재 기반의 방사선 차폐재의 난연성을 향상하기 위해 기존에 사용되는 난연제를 사용하지 않고 일반적인 가교제와 전자선 가교를 이용하여 난연성을 자기소화성 이상으로 향상하였고, 동시에 인장강도와 같은 기계적 물성을 향상하였다.

2. 실험방법

본 연구에서는 중성자와 감마선을 동시에 차폐하기 위해 보론화합물(B_2O_3)과 산화납(PbO)을 동시에 함유한 고분자 복합재 기반 차폐재를 제조하였다. 고분자 수지로는 HDPE (High Density Polyethylene)과 EPM (Ethylene Propylene Monomer)를 3:7의 중량비로 사용하였다. 고분자 수지의 혼련 시 추가적으로 고분자 가교를 위해 가교제인 TAC(Triallyl Cyanurate)를 다양한 중량비로 혼련하였고 전자선 가교를 추가적으로 실시하여 비교 평가하였다. 고분자 복합재를 제조하기 위해 고분자 및 방사선 차폐입자를 정량 비율로 투입할 수 있는 이축압출기를 사용하였다. 전자선 가교(정읍방사선연구소에서 실시)는 다양한 선량으로 조사하여 방사선량에 따른 방사선 차폐재의 기계적 물성 및 난연성 영향을 평가하였다.

3. 실험결과

HDPE와 EPM을 3:7의 중량비로 혼련한 고분자 수지를 전자빔 선량에 따라 조사하였을 경우 자기소화성을 나타내는 산소한계지수(LOI: Limit Oxygen Index)를 Fig.1에 나타내었다. 150 kGy의 선량으로 조사한 경우, 조사하지 않은 경우와 비교하여 약 10% 이상의 LOI 향상을 보이고 있으나 자기소화성을 나타내는 기준인 LOI(=21)에는 미치지 못하였다. Fig. 2의 경우는 가교제를 다양한 중량비로 혼련하여 고분자 수지를 제조한 후 전자빔 조사 후에 측정한 LOI 그래프이다. 그래프에서 알 수 있듯이 가교제를 1 wt% 이상 추가한 경우 LOI가 21 이상으로 측정되어 자기 소화성을 가질 수 있음을 확인하였다.

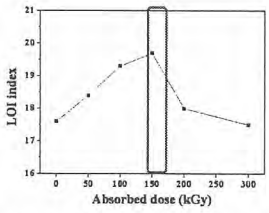


Fig. 1. 고분자 수지(HDPE:EPM=3:7)의 전자빔 조사선량에 따른 LOI 평가그래프.

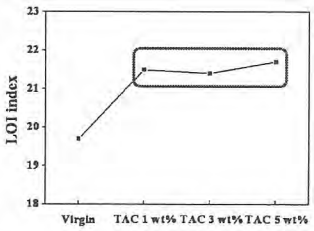


Fig. 2. 150 kGy 전자빔 조사된 고분자 수지(HDPE:EPM=3:7)의 TAC 가교제에 따른 LOI 평가그래프.

이러한 고분자 수지의 제조 조건을 바탕으로 Table 1과 같이 감마선 차폐를 위한 PbO와 열중성자 흡수를 위한 B_2O_3를 다양한 중량비로 혼합하여 고분자 복합재를 제조하였다.

Table 1. 고분자 복합재 제조조건.

Sample	TAC (wt%)	PbO (wt%)	B_2O_3 (wt%)	LOI (%)	E beam
A	0	0	0	19.0	150 kGy 전자빔 가교
B		2.5	2.5	19.1	
C		5.0	5.0	18.7	
D		7.5	7.5	19.5	
E		7.5	0	19.4	
F		15.0	0	20.7	
G	1	0	0	21.2	
H		0	7.5	22.1	
I		0	15.0	20.9	

Fig. 3과 Fig.4는 상기 표에 따라 제조된 고분자 복합재의 LOI를 평가한 그래프이다. 그래프에서 알 수 있듯이 TAC가 첨가되지 않은 경우에는 모든 조건에서 자기소화성을 가지지 못하는 것으로 평가되었으나, TAC를 추가한 경우 자기소화성을 가질 수 있는 것으로 평가되어 전자빔과 가교제를 이용하여 추가적인 난연제 없이 자기소화성을 보유하고 있는 방사선 차폐재의 제조가 가능한 것으로 판단된다.

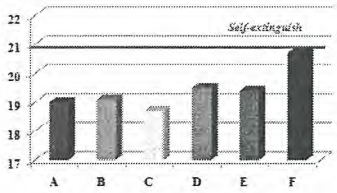


Fig. 3. TAC 가교제가 없이 전자선 가교만을 이용하여 제조된 방사선 차폐재의 LOI 평가그래프.

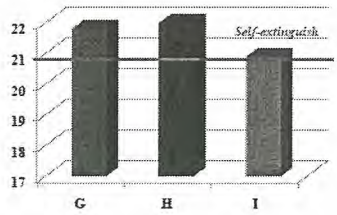


Fig. 4. TAC 가교제와 전자빔 경화(150 kGy)를 동시에 사용한 방사선 차폐재의 LOI 평가 그래프.

상기의 다양한 조건에서 제조된 방사선 차폐재의 인장강도를 Fig. 5에 나타내었다. 그래프에서 알 수 있듯이 차폐재의 전자선 가교를 통해 TAC 가교제가 추가된 경우와 추가되지 않은 모두의 경우에서 인장강도가 크게 향상됨을 알 수 있다.

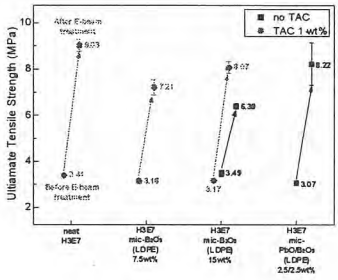


Fig. 5. 전자빔 조사에 따른 차폐재의 기계적 물성향상 그래프.

4. 결론

본 연구를 통해 추가적으로 난연제를 사용하지 않고 소량의 가교제와 전자빔 조사를 통해 자기소화성 이상의 난연성을 가지는 방사선 차폐재의 제조가 가능함을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 방위사업청에서 주관하는 국방핵심응용기술 사업(ADD contract No. UC080023GD)의 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] Fabienne Samyn et al., European Polymer Journal, **44**, pp.1631-1641, 2008.

[2] Fabienne Samyn et. at., Polymer Degradation and Stability, **93**, pp.2019-2024, 2008.

[3] S. Bourbigot et al., Flammability Handbook, Munich: Hanser Verlag, p.3, 2003.

공학적방벽 콘크리트의 황산염 침식 저항성에 대한 실험적 연구

이호재, 김도겸
한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 시민대로 1190
h.lee@kict.re.kr

1. 서론

콘크리트는 원자력 발전 구조물, 입자가속기 등 방사선 차폐가 필요한 구조물에 사용되는 경제성과 편리성을 겸비한 우수한 재료이다. 그러나 방사선 차폐용 원전콘크리트의 기본 물성에 대한 연구결과가 부족하여 외국의 품질규정, 차폐성능 및 시공관리에 필요한 시설 기준 및 참고문헌에만 의존하고 있는 실정이다. 이에 본 연구는 국내 방폐구조물에 사용된 실제 재료와 배합조건으로 시편을 제작하여 공학적 방벽의 황산나트륨수용액 침지기간에 따른 황산염 침식 저항특성을 평가하였다.

화학적 반응에 기인하는 침투성 물질은 주로 외부환경으로부터 침투하여 시멘트 경화체의 내부의 수화생성물과 화학반응에 의하여 반응생성물을 형성한다. 일반적으로 침투성 물질과 반응물질 간의 반응은 물질들이 접촉하자마자 발생하며, 시멘트 경화체 내부로 침투되는 물질들의 이동률이 낮아서 반응에 대한 성능저하의 결과로 나타나기까지는 장기간의 시간이 소요된다. 그러므로 시멘트 경화체에서 반응성 물질의 접근성은 유해이온이 침투할 때의 반응비율이 결정요인으로 작용하게 된다. 또한 온도가 높을수록 이동성이 활발해지는 이동 비율의 효과에 의하여 반응율은 높아진다. 황산염 이온과 시멘트 경화체의 수화생성물 간의 상호작용은 매우 복잡하고 동시 다발적으로 발생하는 화학반응으로써 다양한 요인들에 의해 반응이 좌우된다. 이러한 반응 과정에 영향을 미치는 요인은 경화한 시멘트 경화체의 조성, 황산염과 반응하는 형태, 황산염을 공급하는 내·외적 요인, 반응하는 공간의 온도 및 황산염의 농도 등에 따라 상이한 반응과 반응생성물을 생성시키는데 그에 대한 대표 물질은 Gypsum formation[$CaSO_4 \cdot 2H_2O$], Ettringite formation [$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot 3CaSO_4 \cdot 32H_2O$], Thaumasite formation [$CaSiO_3 \cdot CaCO_3 \cdot CaSO_4 \cdot 15H_2O$] 등이 있다.

2. 사용재료, 배합 및 시험체 제작

페이스트 및 모르터의 황산염반응에 의한 길이와 무게의 변화를 측정하기 위해 KS F 2424에 의거한 40×40×160mm크기의 시편을 페이스트 및 모르터로 제작하였으며, 페이스트와 모르터의 강도변화를 측정하기 위해 50×50×50mm 크기의 시편을 제작하였다. 또한 황산염 반응에 의한 콘크리트의 강도변화를 측정하기 위한 시편은 Ø100×200mm 크기의 원주형 시편으로 제작하였다. 황산염 시편은 페이스트 96개, 모르터 96개, 콘크리트 48개로 총 240개를 제작하였다.

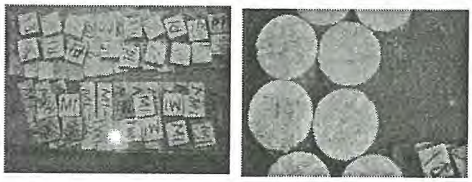
Table 1. Mixture of concrete.

No.	Mix proportion						
	Water	Cement	Fly ash	Coarse	Fine	WRA	AEA
Mix 1	0.45	0.8	0.2	2.31	1.84	0.04	0.004
Mix 2	0.32	0.8	0.2	1.68	0.88	0.03	0.002

3. 실험방법 및 결과

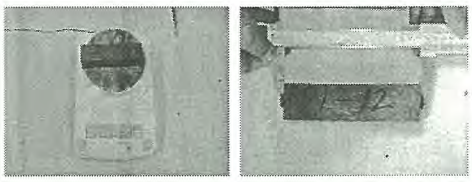
3.1 실험방법

황산염 실험은 제작된 시편을 28일간 수중양생 후 ASTM C 1012에 의거하여 실험하였다. 저항성이 큰 고무 용기를 사용하여 5%의 Na2SO4용액을 구성하였다. 시편의 침지 후에는 공기와의 접촉을 최소화하기 위해 용기를 밀봉하였다. 28, 56, 180, 365일의 침지 재령이 경과한 후 시편의 길이 및 무게 변화를 측정하였다. 또한 페이스트, 모르터, 콘크리트의 강도변화를 측정하였다.



(a) Specimens in 5% $NaSO_4$ solution (b) Concrete specimens for measurement of Compressive strength

Fig. 1. Sulfate attack test.

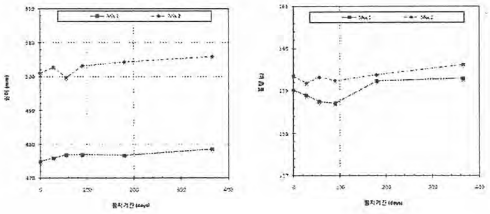


(a) Measurement of weight variance (a) Measurement of length variance

Fig. 2. Measurements of length and weight.

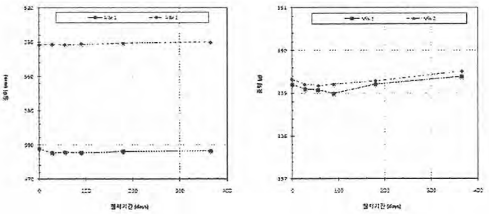
3.2 황산염침식 저항성 결과 분석

길이변화의 증감율은 페이스트의 경우 최소 0.04에서 최대 0.19%, 모르터의 경우 최소 0.02에서 최대 0.13%의 작은 변화가 나타나지만 가시적으로 드러나는 변화는 거의 발생하지 않았다. 황산염 침식에 의한 중량변화는 Mix 1을 제외한 나머지 Mix 2는 점차적인 증가를 보이고 있으며 365일의 경우 침식으로 인한 박락 및 화합물 침출로 인해 중량변화가 감소한 것으로 예상한다.



(a) (b)

Fig. 3. Measurements of paste (a)length and (b)weight.



(a) (b)

Fig. 4. Measurements of mortar (a)length and (b)weight.

4. 결론

본 연구에서는 공학적방벽 콘크리트의 사용재료 및 배합을 이용하여 황산염 침식 저항성에 대한 연구를 진행하였다. 결과적으로 원전배합과 공학적방벽 배합의 경우, 모두 황산염침식에 의한 길이 및 중량 변화에 대한 영향은 거의 없었으며 비율상 Mix 2의 경우, Mix 1보다 황산염침식 저항성이 높음을 알 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

6. 참고문헌

[1] Mehta, P.K., Monteiro, P.J.M., 'Concrete Microstructure, properties and materials', Mc Graw Hill, 2006.

제5분과

방사선안전 환경 및 기타 (Poster)

빈 면

팬텀 부착 위치에 따른 개인선량계 영향 평가

고종현, 원유호, 맹성준
한국수력원자력(주) 한수원중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
jhko@khnp.co.kr

1. 서론

국내 원자력발전소에서는 작업종사자의 방사선 피폭관리를 위해 주선량계로는 열형광선량계(TLD)를, 보조선량계로는 자동선량계(ADR)를 사용하고 있다. 이러한 개인선량계 착용에 따른 인체의 후방산란 값을 모사하기 위하여 교정 시 선량계를 팬텀에 부착하여 조사(照射)한다.

감마선 측정용 ADR은 Fig. 1과 같이 PMMA(PolyMethyl MethacrylAte) 팬텀(30 ㎝ × 30 ㎝ × 15 ㎝)에 부착하고 감마선 조사장치를 이용해 일정량의 감마선을 조사하여 교정을 하고 있다.

본 논문에서는 ADR 교정 시 팬텀에 부착하는 위치에 따라 ADR 선량 값의 영향 정도를 실험을 통해 평가하였다.

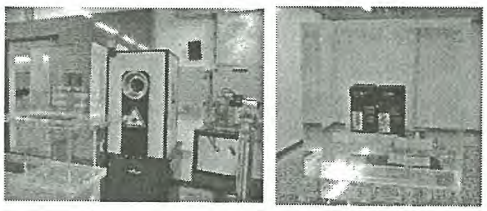


Fig. 1. Photos of Calibration Equipment.

2. 본론

실험에 사용한 조사 조건은 Table 1과 같다. 팬텀에 ADR을 부착하는 위치는 표준교정절차[1][2]에서 지정한 직경 15 cm 이내인 팬텀 정중앙부 1곳(C2)과 4곳(C4, C5, C6, C7) 그리고 직경 15 cm 바깥의 8곳 등 총 13개 지점을 Fig. 2와 같이 선정하였다.

Table 1. Irradiation Conditions.

Irradiation Value	10 mSv
Irradiation Time	250 seconds
Radiation Source	Cs-137, 3.7 TBq

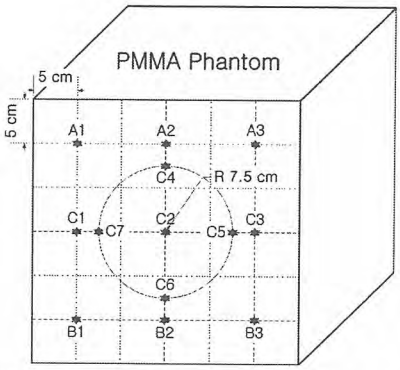


Fig. 2. Position of ADRs attached to Phantom.

2.1 빔 균질도 확인

본 실험에 앞서 감마선 조사장치의 빔 균질도를 확인하기 위하여 Fig. 3과 같은 하이트 미터(Height Meter)를 사용하여 13개 지점 중 한 곳에 ADR을 위치시키고 Table 1에서 정한 선량을 조사하여 선량 값을 측정한 후 다른 지점에 ADR을 위치시키고 동일 선량을 조사하여 선량 값을 측정하는 반복적인 작업을 수행하였다. Table 2에는 각 지점에서의 측정된 선량 값과 각 지점과 정중앙부(C2)와의 상대편차 비율 산출 결과를 기술하였다. 정중앙부(C2)의 선량 값과 다른 지점 선량 값의 상대편차의 최대 값은 -1.90 %이며 이 값은 표준교정절차[1][2]에서 언급한 빔 균질도 ±2.5 % 이내임을 확인하였다.

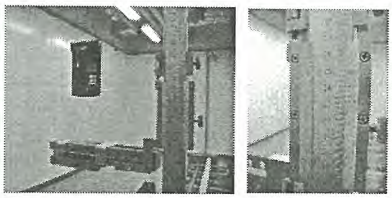


Fig. 3. ADR attached to Height Meter for the Experiments.

Table 2. Reading Values without Phantom.

Position	Reading Value (mSv)	Relative Deviation to 'C2' (%)
A1	9.12	-1.19
A2	9.18	-0.54
A3	9.11	-1.30
B1	9.09	-1.52
B2	9.15	-0.87
B3	9.05	-1.95
C1	9.18	-0.54
C2	9.23	0.00
C3	9.16	-0.76
C4	9.21	-0.22
C5	9.19	-0.43
C6	9.17	-0.65
C7	9.21	-0.22

2.2 ADR 팬텀부착 위치에 따른 선량 평가

개인선량계 교정을 위한 표준교정절차[1][2]에서는 직경 15 cm 이내에 해당하는 조사평면에 최대 2대의 ADR을 부착하도록 되어있다. 표준교정절차에서 지정한 조사평면 내부와 외부의 위치별 선량 값의 영향 평가를 위하여 다음과 같은 절차에 따라 실험을 수행하였다. ADR 1개를 Fig. 2와 같은 팬텀의 한 지점에 부착하고 Table 1에서 정한 선량을 조사한 후 측정된 값을 기록하였다. 동일한 ADR을 다른 한 지점에 부착 후 같은 선량을 조사하여 측정된 값을 기록하는 작업을 반복하였다. 팬텀 각 지점에서 측정한 선량 값과, 각 지점과 팬텀 정중앙부와의 선량 값의 상대편차를 Table 3에 기술하였다.

Table 3. Reading Values with Phantom.

Position	Reading Value (mSv)	Relative Deviation to 'C2' (%)
A1	9.65	-4.46
A2	9.88	-2.18
A3	9.68	-4.16
B1	9.74	-3.56
B2	10.03	-0.69
B3	9.88	-2.18
C1	9.83	-2.67
C2	10.10	0.00
C3	9.91	-1.88
C4	9.95	-1.49
C5	9.98	-1.19
C6	10.04	-0.59
C7	9.92	-1.78

2.3 실험결과

ADR을 이용하여 팬텀 위 직경 15 cm 이내 지점(C4, C5, C6, C7)에서 측정한 선량 값과 정중앙부(C2)에서 측정한 선량 값의 상대편차는 -0.59 % ~ -1.78 %의 값을 나타내었다. 또한, 직경 15 cm 바깥 지점에서의 선량 값은 정중앙부에 비해 -0.69 % ~ -4.46 %까지 상대편차가 발생하였으며 이것은 인체의 후방산란을 모사하기 위해 사용하는 팬텀의 가장자리로 갈수록 산란의 영향이 적어지기 때문이다. 또한, Table 3에서 보듯이 A그룹(A1, A2, A3)보다는 B그룹(B1, B2, B3)에서 다소 높은 측정값을 갖는 것을 알 수 있는데 팬텀 하부에 위치한 조사선반 등의 산란 영향으로 판단된다. ADR을 팬텀에 부착 후 조사한 선량 값은 부착하기 전의 선량 값보다 5.81 % ~ 9.62 % 증가함을 보였다.

3. 결론

ADR에 대해 팬텀 부착 위치에 따라 선량 값 영향 정도를 실험으로 평가하였다.

실험결과 팬텀 직경 15 cm 이내 지점에서의 선량 값의 상대편차 최대 값은 -1.78 %를 나타내었으며 직경 15 cm 바깥 지점에서의 상대편차 최대 값은 -4.46 %를 나타내었다. ADR 조사 시 팬텀으로 인한 선량 값의 최대 변화 값은 9.62 % 임을 확인하였다.

향후 MCNP 코드를 이용하여 산란효과에 대한 정량적 분석 결과와 본 논문의 실험결과를 상호 비교·평가하는 연구가 필요하다.

4. 참고문헌

[1] KASTO 04-26-2000-326, 엑스선 및 감마선 측정용 전자 개인선량계의 표준교정절차.

[2] KHNP-CRI-CP-D07, 장비교정 절차서:감마선 측정용 전자개인선량계.

삼중수소를 이용한 발광제품의 피폭선량 평가

임경섭, 최명수, 한상은*, 조대형*, 김광표
경희대학교, 경기도 용인시 서천동 1번지
*한국원자력안전기술원, 대전 유성구 과학로 62
kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

방사선을 이용한 발광제품은 1900년대 초반 개발되어 현재까지 사용되고 있다. 초기에는 일반적으로 라듐을 이용한 발광제품이 시계 및 항공기에 폭넓게 사용되었다. 하지만 제조 종업원의 암 발생율이 증가되면서 1900년대 중반부터 삼중수소를 이용한 발광제품으로 대체되었다.

삼중수소 발광제품은 삼중수소의 베타붕괴 시 발생하는 전자와 형광물질의 상호작용을 이용하여 발광한다는 원리를 이용한 제품을 말한다. 대부분의 제품이 기체상태 발광체 형태와 발광페인트 형태로 사용되고 있다. 현재 사용되는 제품으로는 주로 야간에 식별이 용이하도록 생산된 제품으로써, 시계, 나침반, 낚시찌, 손전등, 비상구표지판, 무기가늠자 등이 있다.

삼중수소 발광제품은 크게 일반용, 군용으로 나눌 수 있는데, 방사선 안전에 대한 교육을 받지 않은 일반인에 의해 사용되기 때문에, 일반 사용시는 물론, 오사용, 사고 등으로 인해 사용자의 방사선 피폭을 초래할 수 있다. 따라서 발광제품의 잠재적인 피폭상황을 고려한 선량평가가 필요하다.

본 연구에서는 삼중수소 발광제품의 잠재피폭 시나리오를 구성하고, 각각의 시나리로에 대한 피폭 방사선량을 평가하였다.

2. 재료 및 방법

2.1 잠재피폭 시나리오 구성

삼중수소 발광제품으로 인한 피폭선량 평가를 위해 발광제품에 의한 잠재피폭 시나리오를 구성하였다. 우선 발광제품의 사용목적에 따라 일반인 사용, 유통업체, 군사용으로 대분류하였다. 각 대분류에 대해 사용, 보관, 운송, 사고 시 등과 같은 세부적인 피폭 시나리오를 구성하고, 각각의 경우에 대해 방사선량을 평가하였다.

일반인 사용의 경우에는 시계 착용이 아주 흔한 형태의 피폭이므로 이로 인한 외부피폭 선량을 평가하였다. 보수적인 평가를 위해 표면방사선량율의 상한치인 1 μSv/h을 이용하여 선량평가 실시하였다. 이외에도 실내에서 제품파손 시 혹은 화재발생 시 거주자에 대해 그리고 화재진화 시 소방대원에 대해 내부피폭을 평가하였다. 유통업체의 경우에는 창고제품의 파손 혹은 화재발생 시 근무자 및 소방대원에 대해, 그리고 제품의 운송 중 사고가 발생하였을 경우 운반자에 대해 선량평가를 실시하였다. 군사용의 경우에는 창고 내 보관중인 제품의 파손 시 또는 창고 내 화재발생 시 근무자에 대해, 화재진화 시 소방대원에 대해, 그리고 제품수리 시 제품수리자에 대해 선량평가를 실시하였다.

2.2 선량평가

선량평가는 삼중수소의 누출 시 실내의 방사능 농도, 호흡율, 피부로 인한 흡수율, 그리고 삼중수소의 형태를 고려하여 평가하였다. 체내로 유입된 방사능량은 실내의 방사능 농도에 의해 결정 되므로 이를 결정하기 위해 현지 답사 등을 통해 실제 보관하는 제품의 양과 창고의 크기 등을 조사하였다. 일반인 사용의 경우에는 소아 및 성인 모두에 대해 선량 평가하였으며, 유통업체 및 군사용의 경우에는 성인에 대해서만 선량평가 하였다. 각각의 시나리오에 대해 피폭자의 체내로 유입된 삼중수소의 양을 계산하고, 국제방사선방호위원회의 호흡기 모델을 이용하여 유효선량을 평가하였다 [1].

3. 결과 및 논의

표-1에 본 연구에서 사용한 삼중수소 발광제품의 잠재피폭 시나리오 및 이로 인해 예상되는 피폭선량을 요약하였다.

일반인 사용의 경우 모든 시나리오에 대해 피폭선량이 일반인 연간 선량한도인 1 mSv보다 작게 나타났다. 시계 착용의 경우에도 연간 피부에

대한 등가선량이 1.5 mSv 정도로 낮게 나타났다. 본 연구에서 실시한 보수적인 선량평가를 고려한다면, 일반인이 한 개의 제품만을 사용 또는 보관하는 경우 삼중수소 발광제품의 사용, 파손, 사고 등으로 인한 피폭선량은 민간인의 연간선량 한도를 초과하지 않을 것으로 사료된다. 하지만 다수의 제품을 사용하는 경우에는 체내 섭취량을 증가시켜 피폭선량도 증가할 것이다.

Table 1. Scenarios for radiation exposure assessment due to consumer products containing tritium light sources.

사용	피폭 시나리오	피폭자	피폭선량
일반인 사용	시계 착용	사용자	피부선량 =1.5 mSv/y
	실내 제품 파손	거주자	E<1 mSv
	실내 화재 발생	거주자	E<1 mSv
	실내 화재 진화	소방대원	E<1 mSv
유통 업체	창고 제품 파손	근무자	E=240 mSv
	창고 화재 발생	소방대원	E=12mSv
	운반 중 사고	운반자	E=150mSv
군사용	창고 제품 파손	근무자	E=6 mSv
	창고 화재 발생	근무자	E=74 mSv
	창고 화재 진화	소방대원	E=2 mSv
	제품 수리	수리자	E<1 mSv
	폐기물창고제품파손	근무자	E=120 mSv

유통업체 및 군사용의 경우에는 대량의 제품을 함께 보관하거나 운반하는 경우가 많기 때문에, 이로 인한 피폭선량은 일반인의 연간 선량한도를 크게 상회하는 경우가 많았다. 유통업체의 경우에는 창고 내 제품파손 시 혹은 제품의 운반 중 사고 시의 경우에 근무자 혹은 운반자의 피폭선량이 특히 크게 나타났다. 군사용의 경우에는 제품 보관 창고의 화재 발생 시 혹은 폐기물 창고 제품 파손 시 선량이 높게 나타났다. 따라서 규제면제 이하의 방사능을 함유한 제품의 경우에도, 이를 대량으로 유통, 보관하는 경우에는 한 개 제품의 방사능량이 아닌, 다량의 제품의 방사능에 피폭되는 경우가 발생할 수 있으므로 이에 대한 안전대책이 시급하다.

4. 결론

삼중수소 발광제품의 잠재피폭 시나리오를 구성하고, 이에 대한 방사선량을 평가하였다. 일반인 사용의 경우 제품의 사용, 파손, 사고 등으로 인한 피폭선량은 일반인 연간 선량한도보다 작게 나타났다. 하지만 대량의 제품을 운송, 보관하는 유통업체나 군사용의 경우에는 선량한도를 크게 상회하는 경우가 많았다. 따라서 발광제품의 창고 내 보관량 제한, 보관 창고의 크기 및 환기시설에 대한 기준 마련, 단일 운송량 제한, 운반용 용기 도입, 운송차량의 기준 마련 등 삼중수소 발광제품에 대한 안전관리의 기준 마련이 시급하다.

5. 감사의 글

이 논문은 2011년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구이며 (2011-0027457)이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

[1] ICRP. Human respiratory tract model for radiological protection: International Commission on Radiological Protection; 1994. Report No.: Publication 66; Ann ICRP 24 (1-3).

경주 처분장 주변 밭토양에 대한 콩의 ^{99}Tc 흡수 실험

임광묵, 최용호, 전인, 최상도, 금동권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kmlim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설로부터 방출된 방사성 핵종이 농경지에 침적되어 토양이 오염되면 뿌리흡수를 통하여 방사성 핵종이 토양에서 작물체로 전이된다. 섭취경로 모델에서 이와 같은 뿌리흡수에 따른 작물체 내 방사성 핵종의 농도는 토양-작물체 전이계수(Transfer Factor, TF)라는 파라메타를 사용하여 평가하고 있다. 전이계수는 통상 아래와 같이 두 가지로 정의된다[1].

$$TF_m = \frac{\text{작물체내 핵종농도}(Bq/kg-dry)}{\text{토양내 핵종농도}(Bq/kg-dry)} \quad (1)$$

$$TF_a = \frac{\text{작물체내 핵종농도}(Bq/kg-dry)}{\text{핵종의 토양침적밀도}(Bq/m^2)} \quad (2)$$

우리나라의 주요 밭작물에 있어서 방폐장 운영시 문제가 되는 초장반감기 핵종인 ^{99}Tc에 대한 전이계수 조사는 거의 없는 실정이다. 이에 한국인의 주식 밭작물인 콩에 대하여 경주 방폐장 주변에서 채취한 밭토양에 있어서의 ^{99}Tc 전이계수를 온실실험을 통하여 측정코자 하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

경주 방폐장 주변 반경 5 km 내에 있는 두 곳의 밭에서 상부 약 20 cm 깊이의 토양을 채취하여 연구원으로 운반한 다음 건조하였다. 두 토양의 물리.화학적 특성은 표 1과 같다.

Table 1. Physicochemical properties of the soils used in the experiment.

Soil	pH (1:5)	O.M. (%)	CEC (cmol/kg)	EC(cmol/kg)		Soil texture
				Ca	K	
Gugilri	6.67	5.19	24.10	12.57	2.29	silt loam
Sangrari	6.14	5.63	22.06	7.32	2.39	sandy loam

O.M : Organic matter, CEC : Cation exchange capacity,
EC : Exchangeable cation

Fig. 1. Growing of soybean in a greenhouse.

토양-작물체 전이계수 측정을 위하여 토양을 채워 밭을 모사한 재배상자(직경 31 cm, 높이 30 cm, 상자당 건조토 20 kg)에서 작물을 육성하고 ^{99}Tc 흡수실험을 수행하였다. 실험은 3 반복으로 도합 14개의 재배상자를 실험온실 내에 배치하고 관행에 준하여 재배하였다(그림 1).

작물에 대한 TF_m의 측정을 위해 파종(6월 16일)하기 약 3~4주 전에 ^{99}Tc 용액 30 ml(23.1 kBq ml^{-1})과 건조토양 20 kg을 토양혼합기를 이용하여 골고루 섞은 다음 재배상자에 투입하고 관개하였다. 또한 7월 30일(파종 후 44일)에 상기 용액 24 ml을 재배상자의 지표면에 골고루 살포하고 TF_a를 측정하였다. 콩의 수확은 10월 13일(파종 후 119일)에 하였다. 수확한 콩 시료는 부위별로 나누어 온실 내에서 자연 건조시킨 다음 콩알의 경우 액체질소로 급속 동결한 다음 막자사발을 이용하여 분쇄하고 깍지 및 잎은 믹서기로 잘게 분쇄하여 250~550 ℃로 조절된 전기로에서 회화하였다. 회분시료를 직경 5 cm의 planchet에 0.1g씩 담고 전베타계수법으로 ^{99}Tc 농도를 측정하고 전이계수를 계산하였다.

2.2 결과 및 고찰

2.2.1 파종 전 지표층 혼합

작물의 파종 전 밭갈이에 의해 방사성 핵종이 경작층 토양과 섞이는 것을 모사하기 위하여 토양을 ^{99}Tc 용액과 혼합하고 콩을 재배하여 구한 ^{99}Tc의 토양-작물체 전이계수 전이계수(TF_m, dimensionless)는 표 2와 같다. 구길리 토양에서는

수확 전에 잎이 모두 탈락하여 잎에 대한 자료가 없다. 토양 간 콩의 TF_m 값은 큰 차이가 없었다. 다만 상라리 토양에서 구길리 토양에 비해 약간 높은 것은 상라리 토양의 모래 함량이 2 배 정도 높았다는 사실과 관련이 있을 것으로 판단된다. 부위 간에는 잎>줄기>콩깍지>종실의 순으로 종실 전이계수가 줄기나 잎에 비해 수십~수백 배나 낮았다. 이것은 뿌리를 통하여 작물체에 흡수된 ^{99}Tc가 종실로 용이하게 이동하지 못한다는 것을 나타낸다. 이와 같은 Tc의 작물체 내에서의 낮은 이동성은 벼에서도 관찰된 바 있다.

경주 처분장 주변 밭토양에 대한 콩 종실의 ^{99}Tc 전이계수(TF_m)의 대표치로는 두 토양에 대한 산술평균인 1.8×10^{-1} 정도로 제안될 수 있다. 다른 부위에 대해서도 같은 방법을 적용하면 될 것이다. IAEA의 전이인자 handbook(TRS-472)[2]에 의하면 곡류의 종실에 대한 Tc 전이계수의 일반치로서 1.3이 제안되어 있다.

Table 2. TF_m values of ^{99}Tc for soybean plants.

Soil	Transfer factor of ^{99}Tc for soybean (TF_m, dimensionless)			
	Seeds (dry)	Shells (dry)	Stems (dry)	Leaves (dry)
Gugilri	$1.6\times10^{-1} \pm 1.5\times10^{-2}$	$6.7\times10^{0} \pm 9.1\times10^{-1}$	$1.3\times10^{1} \pm 1.8\times10^{0}$	-
Sangrari	$2.0\times10^{-1} \pm 3.1\times10^{-2}$	$9.5\times10^{0} \pm 1.0\times10^{0}$	$2.1\times10^{1} \pm 3.2\times10^{0}$	1.2×10^{2}
AM±SD	$1.8\times10^{-1} \pm 3.3\times10^{-2}$	$8.1\times10^{0} \pm 2.0\times10^{0}$	$1.7\times10^{1} \pm 5.6\times10^{0}$	-
GM/GSD	1.8×10^{-1} / 1.20	7.9×10^{0} / 1.28	1.6×10^{1} / 1.41	-

AM: Arithmetic mean, SD: Standard deviation,
GM: Geometric mean, GSD: Geometric standard deviation

2.2.2 생육 중 지표 침적

작물의 생육중 사고로 인한 ^{99}Tc의 단기적 지표 침적을 모사하기 위하여 콩의 파종 후 44일에 ^{99}Tc 용액을 두 가지 토양의 지표에 처리하고 조사한 ^{99}Tc의 부위별 전이계수(TF_a, m^2/kg-dry)는 표 3과 같다. TF_a 값의 콩 부위 간 및 토양 간 차이는 TF_m 값과 유사한 경향이었다. 두 가지 전이계수, 즉 TF_m 값과 TF_a 값을 비교하기 위해서는 두 값을 같은 단위의 물리량으로 표시해야 하며, 이것은 TF_m 실험에서 작물체 내 농도(Bq kg^{-1})를 단위면적당 침적량(Bq m^{-2})으로 나누어 줌으로써 가능하다. 이와 같이 비교하면 TF_a가 TF_m보다 흡수기간이 짧았음에도 불구하고 토양 및 부위에 따라 2~3 배 정도 높았다. 이것은 TF_a의 경우 ^{99}Tc가 생육 중 지표에 처리되어 뿌리의 분포 밀도가 높은 지표 부근에 다량 분포함으로써 흡수가 증대되었기 때문인 것으로 추정된다.

콩의 종실, 깍지, 줄기 및 잎에 대한 TF_a의 대표치로는 새로운 자료가 추가로 생산될 때까지 각각 2.3×10^{-3}, 8.6×10^{-2}, 1.3×10^{-1}, 1.4×10^{0} 정도로 제안될 수 있다. 콩의 생육 중 ^{99}Tc의 지표 침적에 대하여 대부분의 동적 섭취경로 평가모델에서처럼 TF_m 값을 이용하여 평가하면 위에서 본 바와 같이 작물체 내 농도를 과소평가할 가능성이 높으므로 주의를 요한다.

Table 3. TF_a values of ^{99}Tc for soybean plants.

Soil	Transfer factor of ^{99}Tc for soybean (TF_a, m^2/kg-dry)			
	Seeds (dry)	Shells (dry)	Stems (dry)	Leaves (dry)
Gugilri	$2.3\times10^{-3} \pm 3.8\times10^{-4}$	$8.8\times10^{-2} \pm 3.0\times10^{-2}$	$1.2\times10^{-1} \pm 3.1\times10^{-3}$	1.3×10^{0}
Sangrari	$2.4\times10^{-3} \pm 3.1\times10^{-4}$	$8.4\times10^{-2} \pm 2.5\times10^{-2}$	$1.3\times10^{-1} \pm 2.2\times10^{-2}$	1.5×10^{0}
AM±SD	$2.3\times10^{-3} \pm 1.2\times10^{-4}$	$8.6\times10^{-2} \pm 2.7\times10^{-3}$	$1.3\times10^{-1} \pm 1.3\times10^{-3}$	$1.4\times10^{0} \pm 1.6\times10^{-1}$
GM/GSD	2.3×10^{-3} / 1.05	8.6×10^{-2} / 1.03	1.3×10^{-3} / 1.01	1.4×10^{0} / 1.12

AM: Arithmetic mean, SD: Standard deviation,
GM: Geometric mean, GSD: Geometric standard deviation

3. 결론

경주 방폐장 주변 밭토양을 대상으로 ^{99}Tc의 콩에 대한 전이계수를 측정하고 대표치를 제안하였다. 제안된 대표치들은 매우 제한된 자료에 입각한 것이므로 차후 환경특성을 보다 충분히 반영할 수 있도록 더 많은 조사를 할 필요가 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부가 시행한 원자력연구개발사업의 결과물입니다.

5. 참고문헌

[1] Y. H. Choi, K. M. Lim, et al., Transfer of ^{137}Cs to rice plants from various paddy soils contaminated under flooded conditions at different growth stages. J. of Environmental Radioactivity 80, pp. 45-58, 2005.

[2] IAEA, Technical Reports Series 472, 2010.

방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설 방사선 안전성 평가

지영용, 홍대석, 곽경길, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
vvji@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 내 저장중인 중·저준위방사성폐기물의 안전한 영구 처분을 위하여 방사성폐기물처리시설에서는 핵종규명을 위한 드럼핵종분석장치의 도입을 기획하고 있으며, 이 장치를 운영하고 유지 및 보수하기 위한 고유의 비파괴평가시설의 구축을 추진하고 있다.

향후 구축될 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설은 현 제1방사성폐기물저장시설 앞 부지에 건설될 예정으로 원활한 드럼핵종분석장치의 운영을 위해서는 제1방사성폐기물저장시설 내 저장드럼들에 의한 방사선 영향을 제거하기에 충분한 두께의 외벽을 가져야 한다. 그리고 드럼핵종분석장치의 운영중 임시적재구역 및 검출기구역의 방사성폐기물드럼과 밀도보정용 선원 등이 존재하므로 일반구역에서는 이들에 의한 방사선 영향을 최소화할 수 있도록 관리구역과 인접한 벽의 두께가 충분해야 한다.

따라서 본 연구에서는 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설의 원활한 운영을 위하여 평가시설 내 방사선관리구역의 콘크리트 구조물에 대한 방사선 차폐해석을 수행하였다. 해석도구로는 방사선 수송해석을 위한 범용 코드인 MCNPX[1]를 이용하여 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설 내·외부에 존재하는 방사선원항의 방사능량을 결정하였다. 그리고 그들로부터 기인하는 평가시설 내·외부의 방사선 영향을 각각 평가하였다.

2. 본론

2.1 방사선원항

방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설 내·외부에 존재하는 방사선원항들은 그림 1과 같이 제1방사성폐기물저장시설의 저장드럼, 평가시설 내 임시적재드럼 및 평가시설의 검출기구역 내 계측중인 드럼 및 밀도보정용 선원 등으로 나눌 수 있다. 따라서 이 방사선원항들에 의한 평가시설 내부의 일반구역 및 시설 외부에서의 선량율이 1주당 400 μSv 미만, 즉 주당 작업시간을 40시간으로 기준할 때, 10 uSv/h 미만이 되는가를 확인하였다.

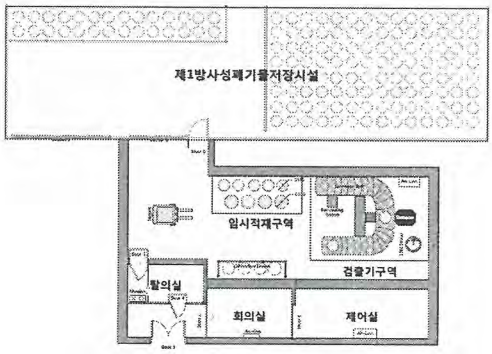


Fig. 1. Layout of the radwaste assay facility.

2.1.1 제1방사성폐기물저장시설 내 저장드럼

제1방사성폐기물저장시설의 가로 길이는 24 m이고 적재드럼의 높이는 약 6 m이므로, 이들 저장드럼에 의한 방사선원항은 시설 내부의 연평균 공간선량율을 기준으로 크기 144 m^2의 면적선원으로 가정하였다. 또한 계산의 보수성을 위해 선량율에 기인하는 핵종을 Co-60으로 단순화 하였으며, 방출 감마선의 진행방향은 오직 평가시설 쪽으로만 진행하는 것으로 가정하였다. 계산결과 총방사능량 1 mCi의 Co-60이 면적 144 m^2에 일정하게 분포되었을 때, 표면선량율 대 방사능 환산인자는 1.197 uSv/h/mCi로 계산되었다.

2.1.2 임시적재구역 내 적재드럼

임시적재구역에서의 방사선원항을 계산하기 위해 폐기물 드럼의 단위 mCi당 표면선량율을 계산하여, 이로부터 각 선량율에 해당하는 총방사능량을 표1과 같이 환산하였다. 이때 선량율에 기인하는 감마핵종들을 모두 Co-60으로 가정하였으며, 드럼의 무게를 연구원 가연성 잡고체 폐기물에 해당하는 50 kg으로 설정하여 거시적인 밀도를 0.25 g/cm^3로 가정하였다.

Table 1. Distributions of stored radwaste by the dose rate[2] and its radioactivity.

표면선량율 (mSv/h)		0.002 미만	0.02 미만	0.2 미만	2 미만	20 미만	20 이상
저장드럼 (%)		73.4	15.2	7.2	3.2	0.8	0.2
총 방사능 (mCi)	200 L	0.05	0.47	4.66	46.6	-	-
	320 L	0.06	0.57	5.73	57.3	-	-

2.1.3 검출기구역 내 측정드럼 및 밀도보정용 선원

검출기구역에서의 방사선원항을 구하기 위해서, 검출기구역 내에는 하나의 방사성폐기물드럼이 존재하며, 드럼핵종분석기에 장착된 밀도보정용 선원이 약 1 인치의 납으로 둘러싸인 서터 내에 장착된 것으로 가정하였다. 평가의 보수성을 위하여 10 mCi의 밀도보정용 선원과 표1에서 총방사능량이 가장 높은 측정대상 방사성폐기물드럼이 검출기구역에서의 방사선원항으로 작용한다고 가정하였다.

그림 2에 검출기구역 외벽 두께가 30 cm일 때의 MCNP 시뮬레이션 결과인 mesh tally를 도식화하여 검출기의 높이에 해당하는 약 150 cm에서의 xy평면으로 나타내었다. 그림에서 보듯이 검출기구역의 두 방사선원에서 방출된 선속 약 5×10^6 #/cm^{2}이 주위 30 cm의 외벽을 거치면서 그 선속의 양이 크게 감소됨을 알 수 있다. 평가시설 외부의 선량율이 최대인 지점에서는약 5×10^3 #/cm^{2}의 선속을 보였으며, 이 값들은 초기값인 두 방사선원항의 선속에 비해 약 99.9 % 감소한 결과이다.

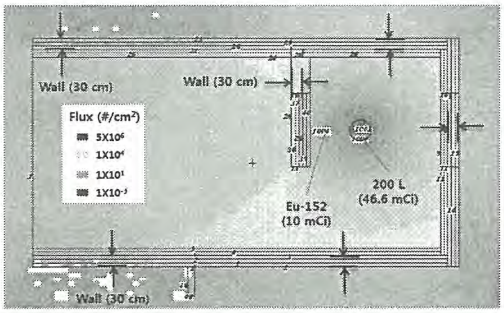


Fig. 2. Result on mesh tally due to the radiation sources at detector zone.

3. 결론

MCNP 코드를 이용하여 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설의 원활한 운영을 위한 콘크리트 구조물의 방사선 차폐해석을 수행하였다. 먼저 평가시설 내·외부에 존재하는 방사선원항을 조사하였으며, 그들로부터 기인하는 방사선 영향을 각각 평가하였다.

제1방사성폐기물저장시설의 방사선원항으로부터 평가시설 내부 검출기구역에서의 선량율은 외벽 두께가 30 cm일 때, 초기 값에 비해 약 99.5 % 감소함을 알 수 있었다. 이로부터 제1방사성폐기물저장시설의 방사선원항에 의한 영향은 거의 없음을 확인하였다. 그리고 임시적재구역 내 측정대상 드럼들의 적재 구역을 설정하여 이 구역에 임시 적재할 수 있는 최대 방사능량을 결정하였다. 이 결과로부터 최대 방사능량이 해당 적재 구역에 일정하게 분포되어있을 때, 평가시설 내·외부에서의 선량율을 평가하였으며, 그 영향은 미비함을 확인하였다. 또한 검출기구역의 정상 운영중, 측정중인 드럼 및 밀도보정용 선원의 총방사능량으로부터 평가시설 내부의 일반구역 및 평가시설 외부에서의 선량율을 계산하였으며, 외벽의 두께를 30 cm로 설정할 경우, 모든 곳에서 10 uSv/h 미만으로 감쇠됨을 확인하였다.

이상과 같이 평가시설 내·외부의 방사선원항을 아주 보수적으로 결정하였음에도 불구하고 평가시설 내 관리구역의 외벽 두께를 30 cm로 설정할 경우, 평가시설 내부의 일반구역 및 평가시설 외부의 선량율이 모두 제한치 미만임을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] Denise B. Pelowitz, "MCNPX^{TM} User's Manual", ver. 2.5.0 (2005).

[2] RWTF, "Operation of Radioactive Waste Treatment Facility", KAERI/MR- 506/2010 (2010).

방사성요오드 공기시료채취기용 첨착 활성탄 필터 성능시험 결과 고찰

성기방, 김정미, 양호연
한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
kbsung@khnp.co.kr

1. 서 론

방사성 요오드제거용 첨착활성탄의 흡착성능검사는 관련 기준에 따라 ASTM D 3803[1] 에 제시된 방사성 유기요오드 동위원소 이용법에 의하여 실시한다. 이 검사법은 공기시료채취 또는 작업자 마스크용 첨착활성탄 필터의 성능시험에도 동일하게 적용된다. 현재 국내에서의 첨착활성탄 성능시험은 국제공인시험기관(KOLAS) 인증을 받은 한수원중앙연구원에서 가동중 원전의 공기정화계통 첨착활성탄과 신탄의 성능검사를 수행하고 있다. 그러나 공기시료채취용 첨착활성탄 필터의 경우 그 동안 외국에서 수행해 왔고 또한 검사 수요가 많지 않아 국내에서 시험을 수행하지 않았으나 최근에는 일본 원전의 재해로 인해 공기시료채취용 활성탄 필터의 수요가 많아졌고, 사용 필터의 사용기간에 따른 성능저하경향 조사 또는 유효한 보관기간 판단 등을 위해 공기시료채취용 첨착활성탄 필터의 시험이 필요하였다. 이에 기존 첨착활성탄 성능시험장치를 이용하여 공기시료채취용 필터 성능시험을 할 수 있도록 장치를 개발(Fig 1)하여 시험하였으며, 그 결과를 고찰하였다.

2. 본 론

2.1 공기시료채취용 활성탄필터의 기술기준

원자력 산업시설 또는 의료기관에서는 ICRP 권고와 NRC 규제지침(Reg. Guide 8.25)에 따라 작업장에서 주기적인 Air Sampling 을 수행한다. 그 수행방법은 NUREG-1400의 Air sampling in the workplace에 따라 공기시료채취, 공기시료채취를 위한 수요평가, 공기시료채취기 위치 및 채취공기의 체적 평가 등에 따라 수행한다. 공기시료채취가 요구되는 때는 10 CFR 20.1502에서 요구하는 대로 작업자가 1년 동안 ALI의 10%를 초과하여 섭취할 우려가 있는 작업장에 대하여 방사성물질의 감시를 수행하고, 작업장에 보유한 방사성물질의 양이 ALI의 10^4 배를 초과할 경우에는 Reg. Guide 8.25에 따라 수행한다. 시료채취기의 형태는 작업자의 상태를 잘 대표하는 Lapel sampler, 측정하고자 하는 지역을 선택하여 설치하는 Portable air sampler, 작업자의 호흡과 공기흐름의 패턴을 파악한 후 가장 최적의 위치에 고정 설치하는 Fixed-location sampler 그리고 심각한 공기 오염지역에서 피폭을 최소화하기 위한 경보시스템으로 개발한 Air monitor가 있다. 시료채취 결과의 평가는 필터여재의 효율에 가장 큰 영향을 받는데 이중에서 여재를 통과하는 시료의 속도, 여재 자체의 특성 그리고 채집된 입자크기의 범위이다.

2.2 방사성요오드 시료채취용 필터 성능시험법

공기시료채취의 필요성과 범위가 결정되면 적당한 공기시료채취 시스템을 선택할 수 있다. 이 시스템은 포집체를 포함하고 있는 공기시료 채집기와 공기를 채집기(Collector)에 관통시키며, 동시에 유속율을 조절할 수 있는 공기원동기(Air Mover)로 구성된다.

시스템의 형태는 공기시료채취 시스템의 목적, 방사성 유해물의 공기중 형태(입자 또는 가스), 측정해야하는 농도 등에 따라 선택해야한다.
시료채취기는 포집체와 홀더로 구성되는데, 이때 포집체를 가로질러 공기가 흐르게 되며, 이것을 분석하기 위해 분리가 가능하도록 되어 있다.

공기시료채취 시스템의 적당한 포집체는 수집 및 분석하고자 하는 물질의 물리적, 화학적 특성에 따라 선택한다. 시료채취기를 사용할 때는 포집효율, 필터의 크기, 공기저항 등을 고려해야 한다. 다른 요인으로는 필터자체의 백그라운드, 비용, 흡수율, 강도, 용해도, 필터가 설치될 환경들을 생각할 수 있다.

일반적으로 입자와 기체를 대상으로 하는 샘플컬렉터로 나누어지는데, 여기서는 기체시료채취기에 쓰는 요오드 흡착용 활성탄 필터에 대해 실험하였다.

요오드(I)는 일반적으로 포화활성탄의 흡수로 인하여 포집한다. 포집효율은 유속율, 온도, 습도, 입자의 크기, 요오드의 조성, 포화도 등에 의해 결정된다. 최대의 포집효율을 갖기 위한 최적의 단위크기는 12~30 mesh이다. 이 mesh 크기는 최소의 투과력을 갖게 하는 적당한 충전밀도와 흡수하기에 최적의 표면면적을 제공해준다. 이중에서 필터의 요오드 흡착능 시험법은 ASTM D

3808[2]에 따라 수행하였는데 여기에서는 여재를 통과하는 공기시료의 유속에 따른 흡착능력의 변화를 알아보기 위해 실험을 수행하였다.

3. 실험 결과

국내 제품인 M사의 40x50mesh와 20x30mesh 제품에 대해 각각 30,50,70 및 100 lpm의 유속으로 KHNP-CRI와 미국 NCS 사에서 실시한 방사성옥소 흡착효율 실험결과는 표 1에 제시되었다. 40x50mesh 제품 실험결과는 50 lpm이하에서 두 실험기관 결과가 모두 99.0% 이상의 흡착제거율을 보였으며 50 ~ 100 lpm 에서는 98.3 % 이상의 제거효율을 보였다. 그러나 유량에 따른 필터의 차압은 유량에 반비례하여 0~ 8.92 kPa 까지 증가하였다.

20x30mesh 제품 실험결과는 30 lpm에서 두 기관의 결과가 모두 99.1% 이상을 보였고 유량 50 lpm 에서는 94.9 % 이상의 제거효율을 보였다. 그러나 50 lpm 이상에서는 방사성요오드의 흡착능이 95% 이하로 낮아져서 본 제품을 현장에서 사용할 경우 관련 규정에 따라 효율을 보정해 주는 절차가 요구되었다.

20x30mesh 제품의 유량에 따른 필터의 차압은 0.64~ 2.91 kPa 까지 증가하였으나 40x50mesh 의 차압보다는 낮게 나타났다.

4. 결 론

공기중 방사성옥소 시료채취 또는 작업자 방호용 마스크에 쓰이는 공기시료채취용 활성탄 필터에 대한 성능시험 장치를 개발하여 실험하였다. 실험결과에 대해 미국의 NCS사 결과와도 비교한 결과, 4가지의 유량별 시험에서 흡착효율이 비슷하였다. 하지만 통과유속이 증가할수록 흡착효율이 약간 낮은 경향을 나타내었다. 규정에 따라 95%보다 낮을 경우 실험결과에 대해 보정을 해주어야 하므로 KHNP-CRI의 실험장치는 외국 기관보다 약간 보수적인 실험결과를 나타내었다.

실험결과에 대한 종합 결론은 KHNP-CRI에서 개발한 공기시료채취용 필터 시험장치는 외국의 유명 실험기관의 결과와 비교시 보수적인 실험결과를 얻을 수 있었다.

5. 참고문헌

[1] ASTM D-3803-91(2009) Standard Test Method for Nuclear-Grade Activated Carbon.

[2] NUREG-1400 Air sampling in the workplace.

Table 1. Results of Filter Performance on CH_3I-131 penetration Tests.

Model / Flow	KHNP-CRI		NCS(USA)	
	40x50mesh	20x30mesh	40x50mesh	20x30mesh
30 lpm	99.964%	99.530%	99.98%	99.12%
50 lpm	99.313%	96.976%	99.82%	94.94%
70 lpm	98.746%	91.047%	99.39%	91.14%
100 lpm	98.301%	89.248%	98.73%	85.19%

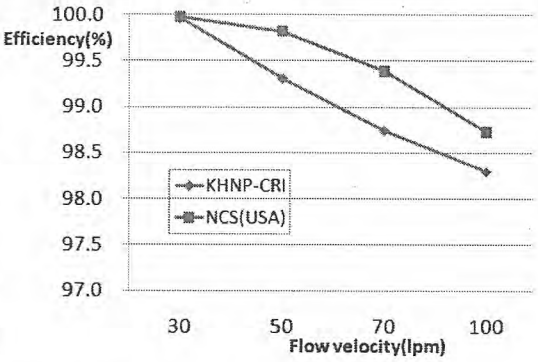


Fig. 1. Absorption Test results of Filter(40x50 mesh).

Table 2. Pressure drop of Filter Performance Tests.

Model / Flow	40x50mesh	20x30mesh
30 lpm	-	0.64 kPa
50 lpm	1.45 kPa	1.43 kPa
70 lpm	5.95 kPa	1.95 kPa
100 lpm	8.92 kPa	2.91 kPa

우라늄 저장시설의 저장구역 변경에 대한 핵임계 안전성 평가

김영수, 신희성, 서지선*, 박희대, 이윤상, 박종만, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
*한양대학교 , 서울 성동구 왕십리로 222
yskim75@kaeri.re.kr

1. 서론

연구용 핵연료 저장시설의 핵임계 해석은 저장시설 내의 핵연료 집합체 전체에 대한 핵임계도 안전성을 평가하는 작업이다. 시설 내 우라늄의 종류, 용량 및 저장 형태에 따라 핵임계에 도달하는 경우가 있을 수 있으므로 정밀한 핵임계도 평가해석이 필요할 뿐만 아니라, 가상의 사고 조건에서는 예기치 않은 초임계가 발생할 수 있으므로 이에 대한 안전성도 검토되어야 한다. 본 연구에서는 우라늄 저장시설의 분말 및 스크랩 저장 rack 용량을 기존의 1.75 kg에서 3.5 kg으로 증대시키고, 금속우라늄 및 분말/스크랩 저장 구역 전체에 금속우라늄 원료물질로만 저장된 경우와 분말 및 스크랩으로만 저장된 경우 각각에 대한 핵임계 안전성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 우라늄 저장 시설의 구조

우라늄 저장시설은 Fig. 1과 같이 금속우라늄 및 분말/스크랩 저장 구역 (이하 rack 저장 구역), 핵연료 집합체 저장 구역, 핵연료봉 저장 구역으로 구분된다.

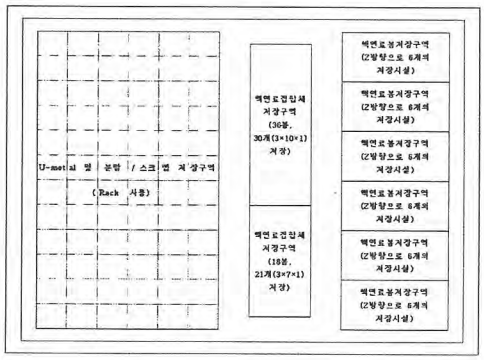


Fig. 1. Structure of uranium storage facility.

rack 저장 구역은 6 × 8 × 1 배열로 세워져 있는 48개의 기둥으로 이루어져 있으며, 금속우라늄과 U_3Si 분말 및 스크랩을 저장한 rack을 각각 3개 또는 4개씩 이곳에 저장한다. rack이 4개 저장되는 기둥의 양 옆과 앞뒤에 있는 기둥에는 3개의 rack이 저장되며, 총 168개의 rack을 저장할 수 있다. 핵연료집합체는 컨테이너에 1개씩 넣어 저장하는데, 36봉 집합체는 30개, 18봉 집합체는 21개를 저장할 수 있으며, 3 × 17 × 1 배열로 세워져 있다. 핵연료봉은 standard 봉과 reduced 봉 2가지로 나뉘며, 지면과 평행으로 눕혀 한 상자에 22봉씩 저장하여 Z 방향으로 6개, 옆으로 6줄을 저장할 수 있다.

2.2 핵임계 해석

기존 저장 rack에는 U_3Si 분말 및 스크랩을 1.75 kg 씩 장전하여 보관하였으나, 이 저장 rack의 용량을 기존 용량의 2배인 3.5 kg으로 증가하였을 경우에 대하여 핵임계 안전성을 평가하였다. 또한, 168개의 rack 전체에 5 kg의 금속우라늄으로만 저장하였을 경우와 3.5 kg 용량의 분말 및 스크랩으로만 저장하였을 경우에 대하여 핵임계 안전성을 평가하였다.

핵임계 해석을 위해 SCALE4.4의 CSAS26 모듈을 모델링에 적용하여 유효증배계수를 계산하였다. 모델링 시 스크랩도 U_3Si 분말로 가정하였으며, 핵연료 물질을 제외한 다른 구조 물질은 물로 대치하였고, 저장시설의 외부에 reflecting 경계조건을 사용하여 보수적인 계산을 하였다.

위의 3가지의 경우에 대하여 우라늄 저장시설의 상태에 따라서 아래의 3가지 상황을 가정하여 핵임계 해석을 수행하였다.

1) 정상상태
2) 가상사고 1 : 단순침수사고
3) 가상사고 2 : 침수사고 시 금속우라늄 또는 U_3Si 분말 및 스크랩이 바닥에 쏟아져 물과 혼합된 사고

이 중 가상사고 2의 경우에 rack 저장 구역에 세워져 있던 기둥이 넘어져 저장 rack이 바닥으로 떨어지면서 그 안에 저장되어 있던 금속우라늄

또는 U_3Si 분말 및 스크랩이 바닥에 쏟아질 때, 핵물질은 사방으로 흩어지겠지만 보수적인 관점에서 가운데로 모인다고 가정하였다. 또한 바닥에 쏟아진 핵물질의 공극에 물이 채워지며, 이때 핵물질과 물이 균질하게 혼합되었다고 가정하였다. 핵물질과 물이 균질하게 혼합된 상황을 모델링하는 데는 어려움이 있으므로, 핵물질과 공극에 채워진 물을 하나의 혼합물로 가정하고, 이때의 밀도를 수중밀도라고 정의하였다.

Table 1. Calculation results of effective multiplication factor in normal condition.

구분	$K_{eff}\pm\sigma$	K_{eff_max} ($K_{eff}+2\sigma$)
분말/스크랩 rack 용량 2배 증대	0.05943 ±0.00127	0.06197
rack 저장구역 전체에 금속우라늄 rack 저장	0.05882 ±0.00090	0.06062
rack 저장구역 전체에 분말/스크랩 rack 저장	0.05985 ±0.00116	0.06217

Table 2. Calculation results of effective multiplication factor in hypothetical accident 1.

구분	$K_{eff}\pm\sigma$	K_{eff_max} ($K_{eff}+2\sigma$)
분말/스크랩 rack 용량 2배 증대	0.35418 ±0.00316	0.36050
rack 저장구역 전체에 금속우라늄 rack 저장	0.36482 ±0.00245	0.36972
rack 저장구역 전체에 분말/스크랩 rack 저장	0.33435 ±0.00222	0.33879

Table 3. Calculation results of effective multiplication factor in hypothetical accident 2.

구분	수중 밀도	$K_{eff}\pm\sigma$	K_{eff_max} ($K_{eff}+2\sigma$)
rack 저장구역 전체에 금속우라늄 rack 저장	2.90	0.82698 ±0.00367	0.83432
rack 저장구역 전체에 분말/스크랩 rack 저장	6.76	0.62468 ±0.00376	0.63220

Table 1~3에서 각 상황에 대한 유효증배계수 계산 결과를 보여주고 있다. 2가지 가상사고의 경우 물의 밀도를 변화시키면서 계산을 수행한 후 최적감속조건에서의 결과를 보여준다. 가장 심각한 사고를 가정한 가상사고 2의 경우에 최대 유효증배계수가 0.83432로 최대허용핵임계도(0.93261)를 넘지 않으며, 모든 상황에 대해서도 최대허용핵임계도를 넘지 않는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 우라늄 저장시설의 분말 및 스크랩 저장 rack 용량을 2배로 증가하였을 경우와 rack 저장 구역 전체에 금속우라늄 또는 U_3Si 분말 및 스크랩으로만 저장된 경우에 대하여 정상상태를 포함한 3가지의 상황에 대한 모델링을 통하여 유효증배계수를 계산하고 핵임계 안정성을 평가하였다. 3개의 Table에서 보는 것과 같이 8가지의 경우에 대한 유효증배계수가 최대허용핵임계도를 넘지 않는 것을 확인할 수 있으므로, 핵임계 안전성이 충분히 확보될 것으로 보인다.

4. 참고문헌

[1] ORNL, NUREG/CR-0200 Rev.6, Vol. 2, Section F17, Sep. 1998.

Synthesis and Spectroscopic Properties of Cerium Doped Lanthanum Fluoride Nanoparticles

이준형, 김재우, 서덕봉, 김현진
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
junlee@kari.re.kr

1. 서론

최근 일본에서의 원전사고는 원자력 시설의 안정성 확보가 얼마나 중요한 요인이지를 다시 한번 일깨워 주었다. 방사성 물질에 대한 검출-감시는 원전시설, 사용후핵연료를 비롯한 방사성폐기물 수송, 저장, 및 처분시설, 병원, 가속기 등 방사선 관련 시설의 안정성 확보를 위하여 매우 중요하다. 기존에 사용되던 감마선 검출방법은 Sodium iodide나 Lanthanum halide와 같은 무기 단결정 섬광체가 보편적으로 사용되어져 왔다.[(1)(2)] 그러나 이러한 방법은 단결정을 성장시키기 어렵고 비용이 많이 들어 대량 사용에 어려움이 있었다. 또한 습기나 충격에 약한 단점이 있어 장소 및 용도 등에 제한이 있는 것으로 알려져 있다. 이러한 관점에서, 최근에 연구되어지고 있는 방법 중 한 가지는 나노입자를 이용한 섬광체의 개발이다. 이것은 나노입자의 합성이 단결정을 성장시키는 것에 비해 상대적으로 쉬울 뿐 아니라, 고분자에 분산되어 나노복합 섬광체로 사용되는 경우 상대적으로 저렴한 가격에 넓은 검출 면적을 확보 할 수 있다는 장점을 가지고 있다. 또한 습기나 충격에 강하여 일본 원전사고의 원인이었던 해일이나 지진에 강한 섬광체의 개발이 가능하다. 고분자 나노복합 섬광체 제조의 전단계로서 본 연구에서는, 새로운 감마선 검출 섬광체로 알려져 있는 Cerium이 도핑된 LaF_3 나노입자를 합성하고 도핑이온의 농도 변화에 따라 입자의 구조와 분광학적 특성이 어떻게 변화되는지 살펴보았다.[(3-5)]

2. 실험방법

LaF_3(Ce) 나노입자는 다음과 같이 수열합성법(thermal hydrolysis)을 사용하여 제조되었다. $LaCl_3 \cdot 7H_2O$ (2.82 g)을 30 mL의 증류수에 용해시킨 후, Ce 도핑농도를 차별화하기 위해 $CeCl_3 \cdot 7H_2O$를 각각 1.14 g, 3.42 g, 및 6.84 g 을 용해시킨 용액을 각각 첨가한다. 이어서 NH_4F(0.88 g, 10 mL)을 10분에 걸쳐 첨가한 후 적절한 온도(~50 ºC 이상)에서 적당한 시간동안 교반시킨다. 이후 상온에서 원심분리를 통해서 침전물을 얻어낸다. 이때 얻어낸 침전물은 3회에 걸쳐 증류수와 에탄올로 세척하였다. 제조된 나노입자는 전자투시현미경(TEM: Transmission Electron Microscopy), XRD(X-ray Diffraction Spectrometer) 및 형광분석기(Fluorescence Spectrometer)를 이용하여 각각 입도와 형상 및 성분, 형광특성을 분석하였다.

3. 실험결과

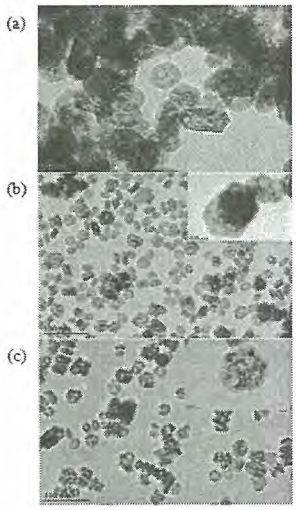


Fig. 1. TEM images of the LaF_3 nanoparticles doped with (a) 5 wt% Ce^{3+} (b) 15 wt% Ce^{3+} (c) 30 wt% Ce^{3+}.

Figure 1은 각각 5 wt%, 15 wt%, 30 wt% Ce^{3+} 이 도핑되어 있는 LaF_3 나노 입자의 TEM 이지미를 보여주고 있다. 전체적으로 약 25 nm의 육각형 형상을 가지고 있으며 Ce^{3+}의 농도가 증가함에 따라 육각형 형태의 구조가 증가하였다. Figure 2의 XRD 패턴은 기존의 알려진 참고문헌

의 LaF_3와 일치함을 확인 할 수 있었고 2Θ= 27.8°에서 가장 강한 피크 (111)를 나타내었다.[6][7]

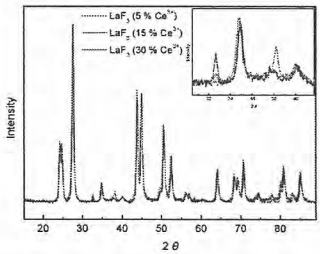


Fig. 2. XRD spectrums of the synthesized LaF_3(Ce) nanoparticles.

분광학적 특성을 살펴보면 257 nm에서 흡수파장을 나타내며 300 nm에서 방출하는 것을 확인 할 수 있었다. 특히, Ce+의 농도가 증가함에 따라 340 nm에서의 방출파장의 강도가 증가하는 것을 확인 할 수 있었다. 이것은 Ce+의 5d --> 4f 전이에 의한 결과라고 예상된다.[8][9]

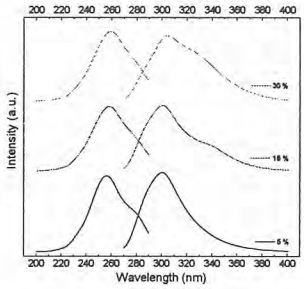


Fig. 3. (Left) Absorption spectra of LaF_3 doped with 5 wt%(black), 15 wt%(red), and 30 wt%(green) Ce^{3+} nanoparticles. (Right) Emission spectra following excitation at 257nm of LaF_3 doped with 5 wt%, 15 wt%, and 30 wt% Ce^{3+} nanoparticles.

4. 결론

본 연구를 통하여 수열합성을 통해 수용성 LaF_3(Ce) 나노입자를 성공적으로 합성하였고, Ce^{+}의 농도에 따라 나노입자를 합성하였다. TEM, XRD, UV-VIS, 및 형광측정 등 다양한 분석을 통하여 Ce 도핑농도의 증가가 란탄늄 나노입자의 육각형 구조를 증가시키고 340 nm에서 방출파장의 강도를 증가시키는 것을 확인 하였다. 이러한 연구결과는 무기 섬광나노입자가 분산된 고분자 나노복합 섬광체 제조에 매우 중요한 결과로 대면적이면서 유연하고 습기와 충격에 강한 감마선 검출기를 개발하는 도움이 될 것으로 판단된다.

5. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원에서 주관하는 창의연구사업의 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] E. V. D. van Loef, P. Dorenbos, C. W. E. van Eijk, K. W. Kramer, H. U. Gudel. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, **486**, 254-258, 2002.

[2] E. V. D. van Loef, P. Dorenbos, C. W. E. van Eijk, K. W. Kramer, H. U. Gudel. Appl. Phys. Lett. **77**, 1467, 2000.

[3] M. D. Birowosuto, P. Dorenbos, C. W. E. V. Eijk, K. W. Kramer, and H. U. Gudel, IEEE Trans. Nucl. Sci. **52**, 1114, 2005.

[4] E. Radzhabov, Radiat. Eff. Defects Solids **158**, 203, 2003.

[5] M. S. Zhang, J. Yu, W. C. Chen, and Z. Yin, Prog. Cryst. Growth Charact. Mater. **40**, 33, 2000.

[6] W. Chen, J. Zhang, S. L. Westcott, A. G. Joly, J-O. Malm, and J.-O. Bovin, J. Appl. Phys. **99**, 34302, 2006.

[7] M. Yao, X. Zhang, L. Ma, W. Chen, A. G. Joly, J. Huang, and Q. Wang. J. Appl. Phys. **108**, 103104, 2010.

[8] L. R. Elias, W. S. Heaps, and W. M. Yen. Phys. Rev. **B-8**, 4989-4995, 1973.

[9] P. Dorenbos, C. W. E. v. Eijk, R. W. Hollander, and P. Schotanus, IEEE Trans. Nucl. Sci. **37**, 119, 1990.

ALARA형 방사선감시시스템 설계요건 개발

강기두, 최종락, 손중권
한수원중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
kdkang@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 방사선작업자 보호를 위해 선원항 저감 노력과 함께 방사선관리 측면에서 효율적으로 피폭저감을 달성할 수 있는 방안이 필요하다. 그러한 방안 중 하나가 원격 방사선감시시스템이다. 미국 등 해외 원전에서는 원격 방사선감시시스템을 적용하여 방사선 작업자의 피폭현황을 실시간으로 감시하여 불필요한 피폭을 최소화하고 있다. 또한, 영상 및 음성통신시스템을 이용하여 작업 효율성 향상 및 피폭저감을 구현하고 있으며, 이를 방사선 작업전 교육 등에 활용함으로써 방사선관리를 효과적으로 수행하고 있다.

우리 원전에 적합한 원격 방사선감시시스템 개발을 위해 해외 원격 방사선감시시스템의 현황을 분석하여 우리 원전 고유의 ALARA형 방사선 감시기 설계요건을 도출하였다.

2. 본론

2.1 원격 방사선감시시스템 국외 현황

미국이나 캐나다 등의 원전에서는 원격 방사선감시시스템의 적용이 활발하다. 미국의 경우 1980년대에 원격방사선량계가 소개된 이후 처음에는 핵연료 재장전이나 대형기기교체 등 고피폭에만 사용되다가 시간이 지나감에 따라 선량감시, 영상감시 및 통신시스템을 결합하여 원격방사선감시시스템의 기능을 비약적으로 향상시켰다. 1990년대 중반에 원격감시는 단위작업별 감시방식에서 중앙방사선감시소를 마련하면서 중앙 통제 기능을 갖게 되었다.

미국 Arkansas Nuclear One 원전은 원격 방사선감시시스템을 사용하여 계획예방정비기간 중의 방사선작업에 대하여 방사선관리를 수행한 결과 첫 번째 적용에서 1.8 man-Sv이던 피폭선량을 1.36 man-Sv로 줄였고, 후속 계획예방정비에서도 1.0 man-Sv로 피폭을 저감하였다. 또한 Vogtle 원전이나 Pickering(CANDU) 등 다른 원전도 피폭 저감 효과가 유사하였을 뿐만 아니라, 계획예방정비기간 중 추가적인 방사선방호 인력의 감소와 정비 효율이 향상된 것으로 보고하고 있다.

EPRI에서는 2002년부터 원격감시기술을 원전에 효과적으로 적용할 수 있도록 '방사선방호를 위한 원격감시기술 지침', '원격감시기술 적용 모범사례 및 교훈' 등의 기술보고서를 발행하였다.

현재 미국내 원전중 원격 방사선감시시스템을 적용하는 원전은 약 95% 이상인 것으로 보고되었다. 원격 방사선감시시스템을 적용하고 있는 대표적 원전은 Table 1과 같다.

Table 1. NPPs Using Remote Radiaton Monitoring Systems.

Utility	NPPs
DUKE	Catawba, McGuire, Oconee
ENTERGY	ANO, Pitzpatrick, Grand Gulf, Indian Point, Palisades, Pilgrim, River Bend, Vermont Yankee, Waterford
EXELON	Peach Bottom, Dresden, Oyster Creek, Lasalle
NEXTERA Energy	Point Beach, Duane Arnold, Seabrook, St. Lucie, Turkey Point
PROGRESS Energy	Brunswick, Cristal River, Shearon Harris, H.B. Robinson
TVA	Browns Ferry, Watts Bar, Sequoyah, Muscle Shoals
CONSTELLATION	Calvert Cliffs, Ginna, Nine Mile Point
DOMINION	Kewaunee, North Anna
FIRST ENERGY	Beaver Valley, Davis-Besse, Perry

2.2 ALARA형 방사선감시시스템 구성

ALARA형 방사선감시시스템은 Fig. 1과 같이 선량정보 전송시스템, 영상감시시스템 및 음성통신시스템으로 구성되어 있다. 선량정보 전송시스템은 개인선량계와 결합하여 선량 정보를 송신하는 송신기, 송신기에서 보내온 정보를 수신기로 전달하는 중계기, 송신기와 중계기에서 선량정보를 수신하여 서버로 보내는 수신기와 통제장치로 구성된다.

영상감시시스템은 주로 회전, 상하전환 그리고 줌 기능이 있는 PTZ 카메라와 모니터로 이루어지며, 필요에 따라 유선 또는 무선으로 조정하거나 데이터 통신을 하게 된다.

음성통신시스템은 발전소 환경과 적용하는 작업특성에 따라 벨트팩 중계기, 안테나 및 서버(server)로 이루어지는 시스템, LAN선과 연결된 접속기를 통해 휴대전화와 연결되는 시스템, 그리고 유선으로 연결하는 시스템이 있다.

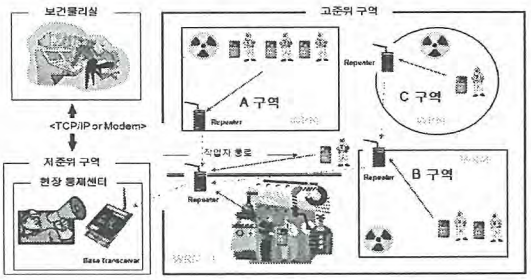


Fig. 1. ALARA-Type Radiation Monitoring System.

2.3 ALARA형 방사선감시시스템 설계 요건

2.3.1 선량정보 전송시스템

송신기 또는 ADR에는 작업자 피폭선량, 선량율 및 작업지역 체류시간 등의 제한치를 작업전에 설정할 수 있어야 한다. 이러한 설정치를 초과하는 경우 보건물리원에게 경보가 전달되어야 하며, 발광, 진동 및 경보음 송출 기능을 가져야 한다.

ADR을 포함한 송신기의 크기는 길이 15 cm, 두께 3 cm, 너비 8cm를 초과하지 않아야 한다. 송신기에 사용되는 ADR은 국제전기기술위원회(International Electrotechnical Commission) IEC 61526(2005년 2월) 규정을 만족해야 한다.

중계기는 최소 50개 송신기의 선량정보를 유선 또는 무선으로 전달해야 하며, 중계기 전원은 배터리팩 또는 POE 방식 중 선택하거나 중복적으로 적용하여야 한다.

수신기는 격납용기내 송신기 또는 중계기에서 전송하는 선량정보를 충분히 처리할 수 있도록 하여야 한다. 설치된 수신기는 음성 및 통신시스템 수신기와 switch 장치로 연결되어 하나의 케이블로 원자로 격벽 관통구를 통하여 원자로건물 외부에 있는 서버로 연결되어야 한다.

서버는 서버로 들어온 작업자 선량정보를 작업자 선량율, 누적선량, 작업지역 체류시간 등 작업관리에 필요한 상태로 가공할 수 있어야 한다. 이러한 기능은 서버에 설치되는 소프트웨어에 의해 구현되어야 한다.

2.3.2 영상작업감시시스템

방사선작업을 감시하는 카메라는 회전, 상하이동 및 필요한 부분을 확대해서 감시할 수 있는 PTZ 기능을 가져야 한다. 영상감시시스템은 전송 데이터 량이 많아 문제될 수 있으므로 Band Segment 등 적절한 기술을 적용하여 데이터 트래픽을 방지하여야 한다. 카메라 영상을 송출할 때의 출력은 10 mW를 초과하지 않아야 하지만 카메라가 전자기장 영향을 받을 수 있는 원전의 신호기기로부터 충분한 거리를 유지한다면 적정한 출력을 낼 수도 있다. 그러나 표준화를 위해 10 mW 이하의 출력이 바람직하다.

카메라에서 전송되는 영상은 모니터링 화면에 1개, 4개, 9개 및 16개로 분할화면으로 나타나도록 선택할 수 있도록 해야 한다. 보건물리 요원은 마우스로 모니터에서 화면을 선택하여 카메라를 회전하고, 상하로 움직일 수 있어야 하며 필요한 경우 줌 기능을 이용하여 화면의 영상을 확대하여 볼 수 있어야 한다.

2.3.3 음성통신시스템

음성통신시 단말기는 보건물리요원과 작업자간 1대1 및 그룹 통화가 가능해야 한다. 통화시에는 Hand-free 기능이 있어야 하며 간단하게 버튼을 조작하여 통화가 가능하여야 한다. 정보통신위원회 고시 제2010-13호의 규정을 만족하도록 하여야 한다.

접속기는 음성통신단말기의 데이터를 수신하여 서버로 전송한다. 접속기의 출력은 많은 수의 단말기 정보를 수용하기 위해 단말기 출력보다는 훨씬 높은 출력(100 내지 200 mW)을 갖는다. 접속기는 LAN 케이블로 스위치 또는 서버로 연결되며 전원은 PoE 방식으로 공급받아야 한다.

3. 결론

국내 원전에 ALARA형 방사선감시시스템을 적용하기 위한 지침과 적용시 참고할 사항을 조사하고, 해외원전 현황조사 및 모범원전 벤치마킹을 실시하여 설계요건을 도출하였다.

이를 토대로 국내 기술에 의한 이동식 ALARA형 방사선감시시스템을 개발할 계획이며 상세설계를 수행중이다. ALARA형 방사선감시시스템의 적용은 일반적인 피폭저감외에도 비계획 과피폭을 사전 예방하여 원전 운영의 안전성을 향상할 수 있으며, 대상 작업에 대한 영상 및 선량자료를 분석하여 적정 공정을 수행하는 ALARA 계획의 자료로 이용될 수 있으므로 원전 운영의 효율성도 제고할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] EPRI TR 1003687, 'Remote Monitoring Technology Guidelines for Radiation Protection : Field Implementation of Remote Monitoring' (2004. 11).

중성자 측정을 위한 GEM 검출기 재구성

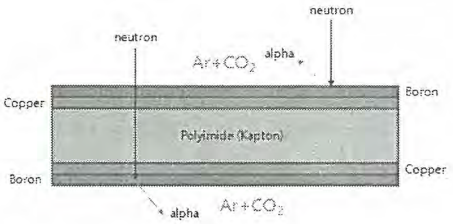
박광준, 박세환, 이태훈, 한보영, 조영환, 신희성
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지
kjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

GEM(Gas Electron Multiplier) 검출기는 고에너지 충돌 입자의 궤적을 추적하기 위해서 유럽입자물리연구소(CERN)에서 처음 개발되었다. 기존의 소형 검출기로는 넓은 공간에서 퍼져 나가는 입자를 모두 측정할 수가 없기 때문에 얇으면서도 큰 면적을 갖는 검출기가 필요하게 되었으며, 1990년대 중반 F. Sauli에 의해서 GEM foil이 처음 고안되었다[1]. 이 foil은 열, 전기저항, 방사선 저항 등의 특성이 우수한 Polyimide film을 바탕으로 양면에 전극으로서 구리를 코팅하고, 화학적 부식방법을 이용하여 70μm 직경으로 약 140μm 간격으로 촘촘히 구멍을 뚫러 놓은 형상을 갖고 있다. 양 전극간의 간격이 불과 50μm 정도로 짧기 때문에 HV가 인가될 때 상대적으로 강한 전기장이 발생하며, 이로 인하여 작은 공간에서 많은 수의 전자가 발생한다. 검출기내에 이러한 GEM foil을 여러 단으로 설치하게 되면 foil 수에 비례하여 증폭율이 높아지게 된다. 이러한 검출기를 고속입자 측정 이외의 다른 입자나 방사선을 측정하는데 사용하기 위한 연구가 여러 나라에서 수행되고 있으며, 우리도 방사선 물질 취급시설에서 사용할 수 있는지를 검토하여 응용분야를 찾는 것이 본 연구의 목적이다. 일반적으로 기체 검출기는 반도체 검출기에 비해 에너지 분해능이 낮다. 따라서 핵물질 계량이나 핵종 판별을 요하는 목적으로는 활용하기가 어렵다. 그러나 사용후 핵연료를 포함한 방사성 물질 취급시설에서의 핵물질 또는 안전관리 모니터로서의 활용 가능성을 검토해볼 가치가 있다고 판단되며, 또한 대면적의 다양한 형태의 검출기 제작이 가능하므로 의료분야, 방사성물질 탑재차량에 대한 검문검색 등에도 적용할 수 있을 것으로 판단된다.

2. 중성자 측정을 위한 GEM 검출기 구조 수정

본 연구에서는 GEM 검출기의 중성자 측정 가능성을 확인하기 위하여 GEM foil표면에 Boron을 magnetron sputtering 방법으로 코팅하였다. GEM 검출기는 $Ar+CO_2$ 또는 $Ar+CH_4$ 기체를 사용하기 때문에 중성자가 이들 기체를 직접 이온화시키지 못한다. 그래서 중성자를 Boron 층에 충돌시켜 (n,α) 반응을 일으키게 한 후, α-입자가 $Ar+CO_2$ 기체를 이온화시키고, 이온화 과정에서 발생하는 전자가 GEM foil 구멍을 통과하면서 높은 전기장의 영향으로 많은 전자를 생성시키게 하였다. 또한 α-입자를 될 수 있는 한 많이 발생시키기 위해서 주 cathode 안쪽에도 Boron을 코팅하는 방법을 채택하였다. 아래의 그림은 실험용 소형 n-GEM 검출기내 α-입자 발생 원리를 도식적으로 보여준다.



$^{10}B + n \rightarrow {}^{7}Li + \alpha + 2.792$ MeV

$^{7}Li^{*} + \alpha + 2.310$ MeV

α interaction with $Ar+CO_2$ gas → electron production

Fig. 1. Schematic description of alpha-particle production by B(n,α)Li reaction on the boron layer coated on GEM foil.

3. 결론

일반 GEM 검출기로는 중성자를 직접 측정할 수가 없기 때문에 기존의 GEM foil과 cathode 표면에 Boron을 코팅시켜 중성자가 입사할 경우, B(n,α)Li 반응을 일으켜 전리방사선을 발생케 하는 방법을 채택하여 실험용 n-GEM 검출기를 구축하였다.

4. 참고문헌

[1] F. Sauli, GEM: A New Concept for Electron Amplification in Gas Detectors, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research **A 386**, pp.531-534, 1997.

LSDTS 시스템의 차폐구조물 민감도 평가

노경용, 박창제, 이용덕, 이정원, 박근일
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
kv-noh@kaeri.re.kr

1. 서론

민감 핵물질의 핵종별 분석을 위한 LSDTS 시스템은 ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu 등과 같은 특정 핵물질을 해석하기 위하여 디자인 되었다. 그러나 이 시스템은 중성자 선원으로부터 높은 세기의 중성자를 방출한다. 일반적으로 $1\times10^{+12}$ neutrons/s 이다. 본 연구에서의 차폐 평가는 단순화된 모델로 중성자의 차폐를 실시하였으며, 이에 대해 MCNPX 코드를 이용한 몬테칼로 계산을 통해 출입문 쪽의 보강과 벽의 홀 등 다양한 차폐 평가를 수행하였다. 아울러 최적화를 위한 두께 및 크기를 제시하였다.

2. 본론

중성자 차폐 평가를 위하여 콘크리트 문두께, 보강, 벽면의 홀 크기를 고려하였다. 문은 출입을 위하여 여닫이 식으로 가능한 한 무게를 줄이는 것이 좋다. 그래서 보강의 재질을 콘크리트보다 더 우수한 HDPE + Borax를 사용하였다. 그리고 벽면에 전선들과 환기를 위한 홀들의 위치 및 크기에 대한 차폐를 평가하였다. Fig. 1은 보강의 위치 및 모양을 나타내주는 모델이다. 그리고 Fig. 2는 홀의 위치를 나타내준다.

모든 실험은 실험실외부에서의 표준 안전선량을 유지하기위하여 실행하였다.

2.1 보강크기 별 차폐 평가

문의 두께 및 무게를 줄이기 위하여 보강이 클수록 좋겠지만 최적의 효율을 얻기 위해서는 효율이 가장 좋은 크기를 알아야한다. 그래서 가로 30, 50, 70, 90 cm, 세로 20, 30, 40, 50 cm 의 다양한 크기로 평가를 수행하였다. Fig. 2에서 볼 수 있듯이 보강의 세로 두께별 선량의 차이는 극히 적었으며, 가로 길이 별 선량의 차이가 매우 크다는 것을 알 수 있다. 가로가 30 cm 인 경우는 세로 길이에 상관없이 3.92×10^{-12} mSv/h 정도의 선량이 측정 되었으며, 가로가 20 cm 길어질수록 0.75, 0.6, 0.4 mSv/h 정도의 선량이 감소하여 2.15×10^{-12} mSv/h 까지 줄어드는 것을 알 수 있다.

2.2 문 두께별 방사선량

실험실 안의 장비를 구축하고 실험을 위한 사람이 통하는 문은 중성자 차폐에 가장 중요한 요소 중의 하나이다. 그러나 움직이는 문의 두께는 효율성을 위하여 가능한 한 얇게 해야 하기 때문에 콘크리트 문 외부에 HDPE+Borax를 추가하였다.

그리고 Fig. 3에서 볼 수 있듯이 최적화를 위하여 문의 두께를 40, 50 cm로 하고 문 외부에 HDPE+Borax를 1 cm 간격으로 추가하여 그 방사선량을 측정하였다. 그 결과 초기 콘크리트의 두께에 따라 기울기의 차이가 컸다.

2.3 벽면의 홀 크기별 방사선량

벽면에는 수많은 배선과 환기 등을 위하여 여러 크기의 홀들이 있다. 이 홀들이 방사선의 누출에 얼마나 영향을 주는지 평가하기위하여 Fig. 4에서 볼 수 있듯이 다양한 크기의 홀들을 기준으로 내부, 외부 및 중간에서의 방사선량을 측정하였다. 또한 벽면의 다양한 위치에서 방사선량을 측정한 결과 거리가 멀수록 낮은 선량을 나타내었고 홀이 있는 벽면과 선원에서의 각도가 작을수록 더 낮은 선량이 나타나는 것을 알 수 있었다.

3. 결론

초기선원에서 중성자가 1×10^{12}개가 나온다는 가정하에 방사선량을 계산하였다. 일반인의 안전 선량 기준치인 1×10^{-4} mSv/h 이하에 적합한 콘크리트 문의 두께 및 HDPE+Borax 의 두께는 50 cm 의 콘크리트에 2 cm 이상의 HDPE+Borax가 필요하다는 것을 알 수 있었다. 또한 콘크리트의 두께를 반드시 40 cm 로 하여야할경우에는 HDPE+Borax의 두께를 4 cm 이상해야하며 이때는 선량 감소 기울기가 작기 때문에 수정시 HDPE+Borax의 두께만으로는 선량감소에 한계가 있다는 것을 알 수 있었다. 이때 보강의 크기는 가로 70 cm 가 되어야하며 세로는

20 cm 이상인 경우 더 크게 해도 별 효과가 없다는 것을 알 수 있었다. 또한 방사선의 누출이 가장 클 것으로 예상되는 벽면의 홀은 선원에서부터 가능한 한 먼 곳을 사용해야하며 일반적으로 3, 10, 20 cm 의 직경을 갖는 경우 Fig. 3 과 같이 방사선량이 10 배정도의 증가폭을 가지므로 가능한 한 작게 해야 하며 추가적인 차폐설계를 해야만 한다는 것을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Y. D. Lee, N. M. Abdurrahman, R. C. Block, D.R. Harris, and R.E. Slovacek, "Design of a Spent-Fuel Assay Device Using a Lead Spectrometer," Nucl. Sci. Eng., 131, 45 (1999).

[2] D. Rochman, R. C. Haight, J. M. O'Donnel, A. Michaudon, S.A. Wender, D. J. Vieira, E. M. Bond, T. A. Bredeweg, A. Kronenberg, J. B. Wilhelmy, T. Ethvignot, T. Granier, M. Petit, and Y. Danon, "Characteristics of a Lead Slowing-Down Spectrometer Coupled to the LANSCE Accelerator," Nuclear Instruments and Methods in Physical Research A, 550, 397 (2005).

[3] H. Krinninger, E. Ruppert, and H. Siefkes, "Operational Experience With the Automatic Lead-Spectrometer Facility for Nuclear Safeguards," Nucl. Instr. Methods, 117, 61 (1974).

[4] N. Baltateanu, M. Jurba, V. Calian, G. Stoenescu, "Optimal Fast Neutron Sources Using Linear Electron Accelerators," Proceedings of EPAC 2000, pp.2591-2593, Vienna, Austria (2000).

[5] D.B. Pelowitz, MCNPX User's Manual, LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.

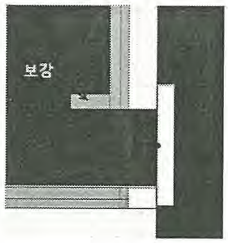


Fig. 1. Configuration of point of detectors for neutron shielding problem.

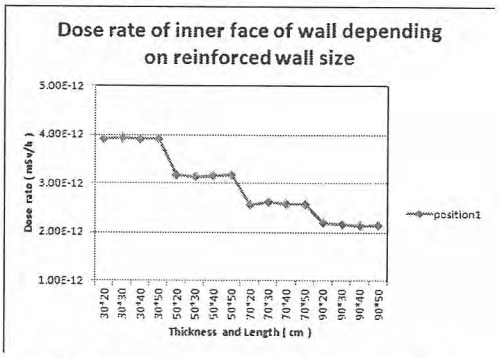


Fig. 2. Compare dose rate depending on thickness and length.

HDPE+Borax Thickness (cm)	Concrete 40cm	Concrete 50cm
0	1.43E-14	5.31E-15
1	8.40E-16	2.25E-16
2	2.10E-16	3.19E-17
3	1.10E-16	7.49E-18
4	7.91E-17	4.40E-18
5	4.99E-17	2.27E-18
6	2.73E-17	1.20E-18
7	2.00E-17	
8	1.21E-17	
9	9.16E-18	
10	3.32E-17	

Fig. 3. Dose rate depending on HDPE+Borax thickness.

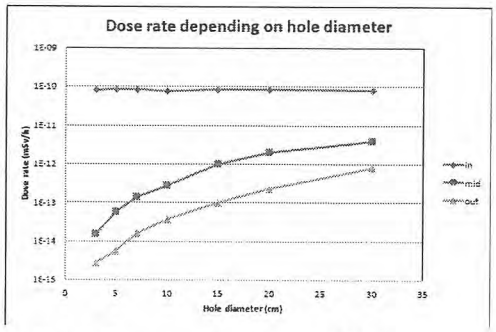


Fig. 4. Dose rate depending on hole diameter.

Methodology Study of Unattended Monitoring System for Reference Pyroprocessing Facility in the ROK

Jong-Kyu Jeon
Korea Institute of Nuclear Non-Proliferation and Control, Yuseongdaero 1534, Yuseong-Gu, Deajeon, Korea
jkjeon@kinac.re.kr

1. Introduction

The Unattended Monitoring System (UMS) applied for the implementation of Safeguards at the Reference Pyroprocessing Facility (REPF) is essentially required to meet the maximization of effectiveness and efficiency of inspection efforts under the Integrated Safeguards (IS). The UMS at the REPF provides the various types of measures to detect the movements and changes of Nuclear Materials (NM) in real time so that it supplements the on-site inspection activities for the REPF, provides reference data to draw safeguards conclusions of inspection activities, and optimizes the safeguards inspection regime for the REPF based on the mitigation of inspection frequency.

This study focused on the containment and surveillance (C/S) for the movements and changes of NM in the processes by considering the structural characteristics of REPF composed of hot cells.

2. Configuration of UMS at the REPF

2.1 UMS in the Spent Fuel Pool (SFP)

The SFP at the REPF has the same structure as the SFP at LWRs, but the canal of SFP is connected to the head-end cell whereas the canal at the LWRs is connected to the containment building. The canals at LWRs are normally sealed with VACOSS and metal seals to block the removal of burn-up controlled Spent Fuel Assemblies (SFA) from the reactor core, but the seals are not needed at the canal of REPF due to the continuous introduction of SFAs to the head-end cell and no burn-up control for SFAs conducted. But, the portal monitors, surveillance, and underwater camera are installed to confirm the SFAs introduced into the head-end cell.

In the SFP, 3 surveillance cameras are applied, and 1 out of 3 surveillance cameras collects images of truck access area to cover that shipments and receipts from/to the SFP and the movement of cases from the decontamination pit to the SF unloading area. The rest 2 surveillance cameras are underwater cameras to collect images to cover SFAs from the SF unloading area to the SFP and identify the ID of SFA when the SFA passes through the canal to the head-end cell. In addition, the underwater portal monitor for gamma radiation is installed at the connection point of canal to the head-end cell to detect gamma radiation and to confirm the SFA passing through the canal. The data from surveillance cameras and portal monitor are transmitted to the main server installed in the REPF, and are eventually transmitted to the IAEA and KINAC through the Virtual Private Network (VPN).

2.2 UMS in the Head-End Cell

The head-end cell is composed of disassembling, rod chopping, collection of SF pellets (decladding of SF rod), pulverization of SF pellets, and Input Accountability Tank (IAT, homogenization of SF powder) processes. At transfer lock connected to the SFP, 1 surveillance camera and 1 portal monitor for gamma radiation are installed to cover the receipt and shipment of SFA or any types of NM from/to the SFP. In addition, 1 surveillance camera and 1 portal monitor for gamma and neutron are installed to cover the shipment of homogenized SF powder from the IAT to the pyroprocess cell and the possible receipt of any types of NM from the pyroprocess cell. The data from surveillance cameras and portal monitors are transmitted to the main server installed in the REPF, and are eventually transmitted to the IAEA and KINAC through the VPN.

2.3 UMS at the Pyroprocess Cell

The pyroprocess cell is composed of voloxidation, electro-reduction, electro-refining, and electro-winning (including minor actinide recovery) processes. At transfer port connected to the SFP, 1 surveillance camera and 1 portal monitor for gamma and neutron are installed to cover the receipt of homogenized SF powder or shipment of any types of NM from/to the head-end cell. In addition, 1 surveillance camera and 1 portal monitor for gamma and neutron are installed to cover the shipment of U ingots, U/TRU ingots and various types of wastes to the storage cell and the possible receipt of any types of NM or wastes from the storage cell. In the electro-refining and electro-winning processes, 2 additional surveillance cameras are installed to cover the movement of U-TRU and LiCl-KCl eutectic salt mixture due to the most sensitive processes (electro-refining and electro-winning processes) in the REPF, respectively.

2.4 UMS at the Storage Cell

The storage cell is composed of U ingot storage, U/TRU ingot storage, and metal/ceramic waste storage. At transfer port connected to the pyroprocess cell, 1 surveillance camera and 1 portal monitor for gamma and neutron are installed to cover the receipt of U ingots, U/TRU ingots, and metal/ceramic wastes or shipment of any types of NM from/to the pyroprocess cell.

2.5 UMS outside of Hot Cells at the REPF

In the case of the storage cell, truck access area is normally installed to transfer final products (U ingots and U/TRU ingots) and wastes to other facilities like SFR fuel fabrication plants or disposal center. It means that the containment and surveillance at the truck access area are very important to block the nuclear material transfer to other facilities. Therefore, various types of seals including metal, COBRA, EOSS, and TROVAN (KINAC seal) are applied to block the transfer through the rear doors or side doors of hot cells, and surveillance cameras are installed outside of hot cells to collect the images for the any movement of big objects to strengthen the C/S for the possible removal routes at the REPF. The data from surveillance cameras and E-type seals are transmitted to the connected main server installed in the REPF, and are eventually transmitted to the IAEA and KINAC.

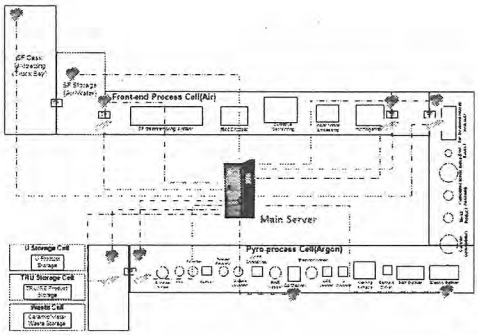


Fig. 1. Overall Scheme of UMS at the REPF

3. Conclusion

In this study, the application of UMS at the REPF is essentially required to optimize the safeguards approach for the REPF. It also provides the effectiveness and efficiency of verification results to draw safeguards conclusions and to mitigate inspection frequency.

The UMS at the REPF provides the reference data to implement on-site inspection activities with the real-time verification of declared information from Near-Real Time Accountancy (NRTA) and mailbox declaration system.

4. References

[1] "Guidelines for Developing Unattended and Remote Monitoring and Measurement Systems", ESARDA Working Groups on Containment and Surveillance (C/S) and Techniques and Standards for Non Destructive Analysis (NDA), ESARDA Bulletin No. 33.

[2] Safeguards Techniques and Equipment, 2003 Edition, IAEA.

극 저준위 감마분광시스템을 이용한 미량 cotton swipe filter 분석 및 결과검증

이완로, 정근호, 조영현, 김원영, 강문자, 이창우, 최근식, 김영수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
petor@kaeri.re.kr

1. 서론

고순도게르마늄(HPGe) 검출기 기반으로, 지상 실험실에서 수동차폐와 능동차폐를 이용한 극 저준위 백그라운드 감마분광시스템을 개발하여 운영하고 있다[1-2]. 극 저준위 감마분광시스템은 일반 감마시스템에 비해 10배 정도의 낮은 백그라운드 계수율을 보이고 있으며, 이를 통해서 검출하한치를 낮출 수 있는 장점이 있어 미량환경시료 분석 핵활동 흔적시료 분석에 적용이 가능하다.

본 연구에서는 개발하여 운영중인 극 저준위 감마분광시스템을 이용하여 미량 cotton swipe filter 분석을 수행하였고, 이를 두 개의 외국 기관과 비교하여 결과 검증 및 극 저준위 시스템 성능평가를 하였다.

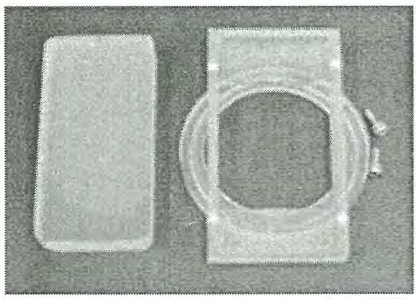
2. 본론

미량 cotton swipe filter는 IAEA으로부터 받아서 분석하였다. IAEA에서는 동일한 시료를 세 개 제작하여 KAERI를 포함한 세 기관에 일정기간을 정해놓고 분석하도록 하였다.분석에 참여한 두 기관은 ORNL (Oak Ridge National Lab.) 및 PNNL (Pacific Northwest National Lab.)이다.

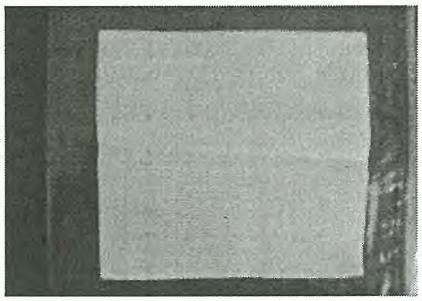
Fig. 1. System of ultra-low background gamma spectrometer.

그림 1에서는 분석에 이용된 극 저준위 감마분광 시스템 및 시료를 셋팅하는 과정을 보여주고 있다.

시료와 검출기의 위치에 따라서 상이한 결과를 나타내므로 먼저 10 cm X 10 cm의 cotton swipe 시료가 항상 같은 위치에 있도록 하기 위해서 지지대를 제작하였다. 그림. 2에서는 아크릴로 제작된 시료 지지대 및 cotton swipe 시료를 보여주고 있다.



(a)



(b)

Fig. 2. (a) sample holder, (b) cotton swipe sample having weigh below several milligramg.

미지의 시료의 핵종 및 방사능을 동시에 찾아내야 하기 때문에 에너지 및 효율 교정용 표준 용액을 제작해야 한다. 이를 위해서 Amersham 사에서 총 방사능이 9.7 μCi이고 88 keV에서 1836 keV에 11종의 방사선 피이크를 가지는 표준용액을 이용하였다. 이 표준원액을 4M HCl을 이용하여 희석하여 표준용액을 자체적으로 만들었다. 10 cm X 10 cm의 cotton swipe 시료에 25개의 점을 마크하고 한 점에 피펫을 이용하여 10 μl씩 5

번 반복하여 총 50 μl을 떨어뜨렸다. 이렇게 25개 점에 50 μl씩 떨어뜨린 후 비닐로 밀봉하였다. 이 시료는 실제 IAEA에서 온 샘플과 가능하면 비슷한 밀도 및 구조가 되도록 제작하였다.

IAEA에서 제작된 unknown cotton swipe filter를 미국 한 연구소를 통해서 받았으며 이를 분석하였다.

우리 이외의 다른 두 기관(PNNL 및 ORNL)에서 분석한 결과를 한국에서 서로의 결과에 대해서 토의를 하였다. 표 1에서는 각 기관의 측정결과를 보여주고 있다. 표 1에서 보면 Cd-109에서는 ORNL 의 값이 매우 높게 나왔고, Am-241에서는 KAERI의 결과가 매우 낮게 평가되었다. 그 이유는 KAERI가지고 있는 장비가 P-type 기반의 감마분광검출 시스템으로 낮은 영역에서는 효율이 매우 낮고 급격히 떨어지는 경향이 있는데 이때 효율값을 매우 높게 평가하여 값이 높게 나왔다. Am-241소스가 없기 때문에 88.04 keV의 Cd-109 소스를 이용해서 구한 효율 값을 가지고 외삽해서 보정했다. 이 경우 낮은 에너지 영역에서 급격히 변하기 때문에 이런 결과가 나올 수 있다. 두 기관의 전문가와 토의한 결과 보정용 선원을 확보하면 문제가 없다는 결론을 얻었다.

Table 1. Comparison of measurement results for three institute.

Isotope	Known value	PNNL value		ORNL value		KAERI value	
	(Bq)	(Bq)	±1sd	(Bq)	±1sd	(Bq)	±1sd
Cd-109	597	632	5	3600	100	611	15.7
Co-57	16.2	16.3	0.2	16	1	17.2	0.4
Ce-139	9.26	8.84	0.24	-	-	10.3	0.3
Hg-203	90.8	-	-	-	-	-	-
Sn-113	23.9	22.3	0.5	23	1	25.9	1.2
Sr-85	6.06	6.11	0.59	5.2	1	6.3	0.45
Cs-137	157	163	3	160	10	179	3.7
Y-88	42.7	41.9	0.8	42	2	44.2	1.2
Co-60	165	161	3	160	10	173	3.6
Am-241	171	167	3	160	10	77.8	2.1

Hg-109의 경우는 휘발성이 있어서 cotton swipe filter가 비닐에 쌓여 있었지만 증발로 모두 없어진 것으로 판단하였다. 세 기관 모두 측정하지 못했다. KAERI 시스템의 경우 Am-241 이외의 모든 값에서 다른 두 기관과 비슷한 결과를 얻었다.

3. 결론

처음으로 극 저준위 시스템을 이용한 cotton swipe filter 분석을 수행했는데 외국 기관과 국외 전문기관과 비슷한 결과를 얻었으며, 외국전문가로부터 분석방법론의 타당성을 평가받았다. 각 기관들의 상호 결과가 약간의 차이를 보이는 이유는 제작상의 불확도 및 측정불확도에 의한 요인이라고 평가하였다. 분석한 결과를 외국 두 기관과 비교 평가하여 시스템의 작동 및 분석 방법에 대한 검증을 실시하였다.

4. 참고문헌

[1] Jong In Byun, et al, "An anticoincidence-shielding gamma-ray spectromer for analysis of low level environmental radionuclides", Appl. Radiat. Isot., Vol. 58, pp. 579-583, 2003.

[2] 이완로 외 다수, "극 저준위 백그라운드 감마분광분석시스템을 이용한 미량환경시료 분석: 시스템 제작 및 백그라운드 평가", 06년 춘계대한방사선방어학회, 경주, pp. 55-56, 2005.

건식저장 용기모사 단순 원통쉘의 부분 유체점유 조건에 따른 동특성 변화

이강희, 강홍석, 김재용, 김형규, 이영호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
leekh@kaeri.re.kr;kaeri.leekh@gmail.com

1. 서 론

건식저장 용기를 포함한 방사성 폐기물의 보관 구조물로는 통상 원통쉘 구조가 주류를 이루고 있다. 보강재를 구비한 원통쉘 구조는 보관 및 수송, 지진사고 시 발생가능 한 정상 및 과도하중에 대한 구조적인 안정성이 우수하며, 동력학적으로 쉘의 길이방향이 아닌 두께방향으로 동위상(in-phase) 혹은 역위상(out-of-phase) 진동모드가 형성되는 쉘진동 모드의 진동특성을 보여준다. 아울러, 지하수와 같은 유체 혹은 바닷가의 습증기와 인접할 경우, 유체와 쉘 판의 유체구조 상호작용에 의한 동적 거동을 야기할 수 있고, 이러한 부분은 장기간의 보관에 따른 피로손상을 야기할 수 있기 때문에 동적 설계자의 관심대상이 된다.같은 맥락에서, 해석적인 도구를 활용하여 저장용기를 모사하는 쉘 구조물이 유체와 접할 때, 동적 특성과 거동(나아가 장기간의 시효변형까지)을 예측하는 해석모델을 개발하고자 다양한 연구가 시도되고 있다[1~3]. 그러나 이종 해석 도구를 활용한 동특성해석 결과에서 차이가 발생됨을 알았다. 이것은 해석 도구가 갖는 유체-구조 경계조건 및 유동조건에 대한 유한요소 모델링의 차이에서 비롯된 것으로 추정되며[4], 본 논문에서는 유체에 잠긴 쉘 구조물의 동특성을 실험적으로 파악하여 이론모델을 검증하는데 활용하고자 한다. 유체에 잠긴 원통쉘 구조물의 동특성을 확인하기 위한 실험과 결과에 대해서 기술하고, 유체점유에 따른 고유진동수 변화에 관해 토의하고자 한다.

2. 유체에 잠긴 단순 원통쉘 동특성 확인 실험

그림1과 같이 자유-자유조건으로 공중에 매달린 시험대상 원통쉘을 대상으로 공기중 및 수중 모달시험(modal testing)을 수행하였다. 표1은 시험대상 원통쉘은 외경 168.3 mm, 두께 3.4mm, 높이 1.0 m의 SUS304 재질(무게 13.73 kg)을 사용하였고, 수중시험 시 사용된 아크릴 수조는 내경 280 mm, 두께 10 mm, 높이 1.5 m, 대략 90 %(대략 120L)의 상온 순수를 채우고 실험하였다(실험실 온도 25℃, 습도 62% 조건에서 실험됨). 수중에 잠긴 원통쉘의 경우, 상단부에 가속도 센서를 설치할 수 있도록 원통쉘의 상단부가 22 mm가량 수면 위로 노출되도록 수위를 조정하였다. 소형 충격 헤머로 가진하고, 7개의 일반목적 가속도센서를 이용하여 원통쉘의 반경방향 가속도 응답을 측정하였다. 측정된 충력 가진력과 응답으로부터 주파수 응답함수를 얻었고, 모드해석(modal analysis)을 수행하여 동특성을 확인하였다.

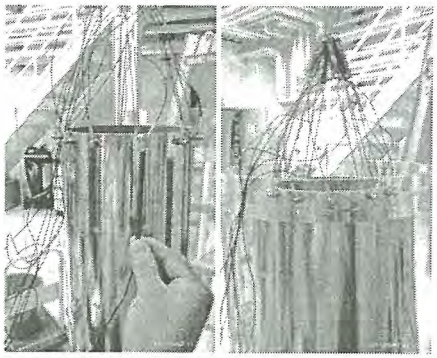


Fig. 1. 공기중 및 유체에 잠긴 단순 원통쉘 동특성 확인 실험사진.

3. 실험결과

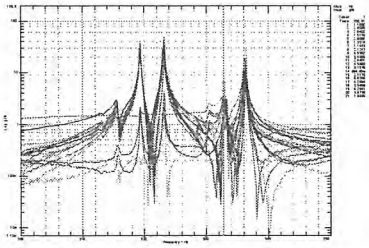
그림1의 (a)와 (b)는 각각 공기중 및 수중에서 측정된 원통쉘의 주파수 응답함수(frequency response function)를 나타낸다. 공기중 기저 고유진동수는 315.5 Hz에서, 수중 시험환경의 부가질량에 의해 183.3 Hz로 42 % 감소되었다. 수조와 시험대상 원통쉘의 반경방향 간극이 협소하여, 접수된 유체의 부가질량에 의한 고유진동수 감소가 크게 나타난 것으로 보여지며, 간극이 더욱 협소해 지면 이러한 차이는 증가될 것으로 판단된다. 그림 3은 공기중 모달시험 결과로 확인된, 원통쉘의 3차원 모드형상을 나타낸다. 대상 구조물은 축방향 대칭성을 가지나, 원주를 따라 반경방향으로 동위상 및 역위상 진동변위를 나타내므로, 1/2 단순모델로 시험모델을 구성시켰다. 중심부에 있는 붉은색 선은 스프링 지지점의 두 기준점을 나타낸다. 시험모델자유도의 제한성으로 인하여, 상세한 모드형상을 보여주고 있지 못하지만, 해석결과의 모드형상과 상당부분 일치되는 결과를 얻었다. 실험의 결과는 이론모델의 해석결과에서 확인된 코드간 결과의 차이를 검증하는데 활용될 것이다.

4. 결론

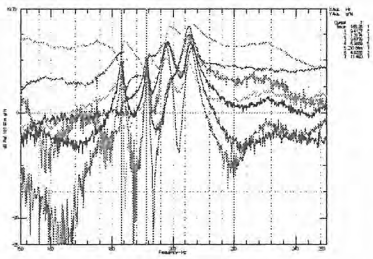
진동실험을 통하여, 유체에 잠긴 건식저장 용기 모사 단순 원통쉘 구조물의 동특성을 확인할 수 있었고, 고유진동수 감소의 원인은 쉘에 인접한 유체의 부가질량 효과임을 알았다. 또한, 수조 벽과의 간극이 감소됨에 따라 유체의 부가질량 효과는 증가됨을 알았다. 향후, 간극의 크기와 실험 결과를 일반화하기 위하여 다양한 치수의 원통쉘을 대상으로 실험할 계획이다.

5. 감사의 글

본 연구는 원자력 연구원의 기관 고유과제로 수행되었으며, 기관장님과 관계기관의 도움에 감사드립니다.

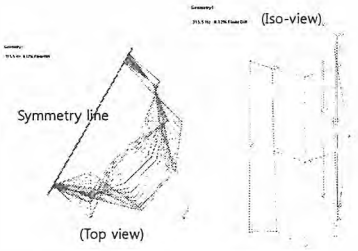


(a) 공기중

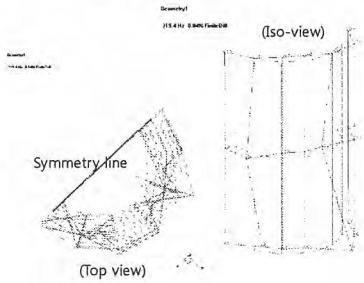


(b) 수중

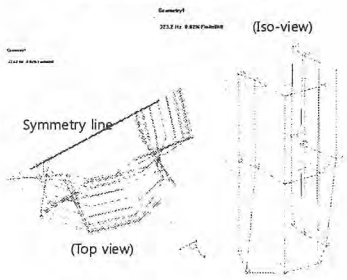
Fig. 2. 공기중/수중 자유지지 단순 원통쉘의 주파수 응답함수 (관심주파수 대역 한정).



(a) first shell mode



(b) second shell mode



(c) third shell mode

Fig. 3. 공기중 진동모드 형상.

6. 참고문헌

[1] 서기석 외, 건식저장 시스템 구조/열해석 및 안전성시험 평가(1차년도 중간 보고서), KAERI/CR-161/2003, 2003.

[2] 이영호, 김형규, 최종원, "사용후핵연료 건식저장 구조재료 장기열화평가 방법론 개발", 방사능폐기물학회 춘계학술대회 논문집, 2011.

[3] 임승호, "원자로 내부의 접수된 다공 구조물의 모드 해석", ANSYS user's seminar, 2011.

[4] 김재용, 이강희, 강홍석, 고성호, "유체-구조가 연성된 모달해석 결과비교- ANSYS와 ADINA", KPVP 추계학술대회 발표논문집, 2011.

방사성동위원소 생애관리 체계 방안 모색

김인환, 이기복, 박병현, 고재동, 이재성, 김완태
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34번지
k091kih@kins.re.kr

1. 서론

방사성동위원소등(방사성동위원소 또는 방사선발생장치)은 국내 산업이 발달함에 따라 제조업, 의료, 농업, 환경, 연구 및 교육 등 여러 분야에서 다양하게 이용되어 경제적인 이익을 창출하고 있으며, 2011년 8월31일 현재 4,960개 기관이 방사성동위원소(이하 "RI")등을 이용하고 있다. 이의 안전한 사용을 위해 원자력법 제65조에 의거 RI등을 사용(소지·취급을 포함)하고자하는 자는 교육과학기술부장관의 허가를 받거나 또는 신고를 하여야한다[1]. 반면에 방사성동위원소 허가 또는 신고를 받지 아니하고 사용되는 방사성물질인 무적선원(Orphan Source)등으로 인한 방사선 사고로 인해 환경과 국민에게 위해를 가할 수 있을 수 있다. 본 논문에서는 재활용고철 및 부도기관 방사성물질 안전관리체제를 기술하고 특히 RI를 폐기 시, 선원의 건전성 및 선원이력을 최종 확인하여 실질적인 RI 생애관리 체계(생산/수입→사용→폐기 또는 재활용) 구축 방안을 모색함에 그 목적이 있다.

2. 본론

2.1 재활용고철등 방사성물질 안전관리체제

무적선원은 국내 철강회사가 외국에서 수입해 오는 재활용 고철속에서 주로 발견되며 방사선원이 검출될 경우 수입국으로 반송 조치됨을 원칙으로 하고 있으나, 국내의 영세 재활용 고철회사(고물수집상)에서 발견되는 경우는 한국원자력안전기술원(이하"KINS")에서 원인규명을 위해 현장조사로 확인되며 대부분 출처가 불분명한 것으로 소유자의 처리비용 등의 문제로 인해 KINS에서 수거·관리하고 있다. 또한 사용업체의 부도/파산 등으로 인해 관리주체가 없어진 상황에서는 채권자(은행 등)가 소유권을 주장하는 경우로 대부분 KINS에서 수거·관리하고 있다. 현재 수행되고 있는 무적선원등에 관련한 안전관리체제는 아래 그림과 같다.[2].

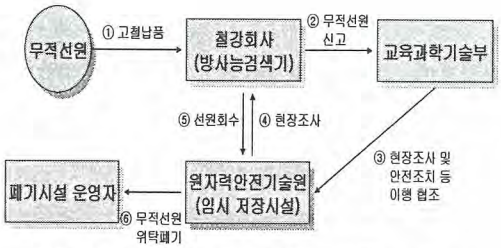


Fig. 1. Safe management for recycling scrap radioactive materials

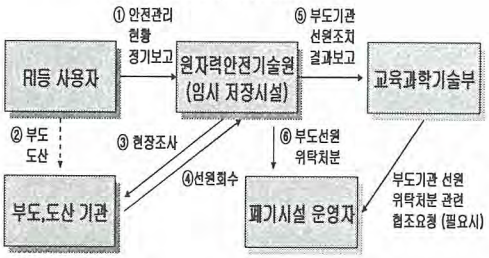


Fig. 2. Safe management for bankrupt radioactive materials.

2.2 문제점

수입 고철에 포함되거나 부도/파산 기관의 방사성물질에 대해 최종적으로 폐기시설등 건설·운영자[한국방사성폐기물관리공단(이하"방폐공단")]에게 건네지기 전에 안전하게 관리할 수 있는 방안은 수립하여 운영되고 있다. 그러나 관련 선원을 폐기하기 위해서는 선원 정보(핵종, 방사능값, 밀봉선원의 건전성 검사 등)를 확인하는 것이 반드시 필요하며, 폐기된 선원을 재활용하기 위해서는 방폐공단에 위탁 폐기 했던 선원 중 불용선원에 대해 재활용을 신청하여 구입 후 운용이 가능하며 재활용을 위해서는 밀봉선원의 건전성 검사 수행 결과서를 KINS에 제출해야 하는데 현재 국내에서 건전성 검사가 가능한 곳은 한국원자력연구원(이하"KAERI")과 한국표준과학연구원(이하 "KRISS")에 불과한 실정인데 KAERI의 경우는 해당 핵종은 Co-60과 Ir-192으로 제한되어 있고 KRISS의 경우는 인·허가를 받아야 하므로 활용도

가 떨어지고 있는 반면에 또한 재활용성이 높은 Cs-137(산업용 게이지용),Am-241(성분분석용),Fe-55 (형광성분분석기용), Cd-109(원유 성분분석용) 및 Ni-63(ECD용) 등의 재활용은 거의 이루어지고 있지 않은 문제점들이 있다.

2.3 필요성

RI의 생애관리 체계를 구축하기 위한 방안을 모색함에 있어서 원자력관계사 업자가 RI를 폐기하고자하는 해당 방사선원을 방폐공단에 인도할 때에는 RI의 정확한 선원정보(핵종별 농도, 방사능량 등)가 필요하나 해당 사업의 부도 등으로 인해 해당 선원의 관련 정보가 분실·소실되어 RI의 출처를 확인함에 어려운 경우가 발생할 경우에는 해당 선원의 이력증명이 없거나(무적선원) 또는, 재활용 고철 등에서 찾아낸 선원의 경우에는 안전성과 그 이력을 증명할 방법이 현실적으로 없는 실정이다. 따라서, 해당 선원의 건전성을 확인하기 위하여 선원 핵종 분석 체계 및 안전한 상태에서 선원을 취급할 수 있는 체계가 요구된다. 선원 관련 정보는 폐기선원의 안전성과 이력을 확인하는 중요한 요소로서 비정상적인 유통을 방지하고 필요시 재활용이 가능할 수 있도록 하기 위한 것으로 선원 생애관리체계 구축을 강화하고 선원의 재활용을 활성화하기 위하여 적절한 시스템(DB, 시설 및 인력 등)이 필요할 것으로 예상된다.

2.4 추진 및 활용 방안

RI의 생애관리 체계를 구축하기 위한 방안을 모색함에 있어 필요한 사항이 뒷받침되어 원활히 진행할 수 있도록 하기위해서는 첫째로, 생산/수입, 재활용, 폐기 및 무적선원에 대한 안전한 폐기 방안이 모색되어야 할 것이며 이를 위하여 선원 폐기시 안전성 확보에 대한 국외시스템(IAEA,미국 등) 운영 현황에 대한 자료 수집 및 이에 대한 분석과 국내의 사용자들의 의견 및 관련된 기관의 전문가들과의 협의를 통하여 재활용/폐기/무적 선원 이력확인 시스템 운영 범위 및 건전성 확인을 위한 시스템(시설/인력/운영체계 등) 구축·유지 방안을 도출하여야 할 것이다.

둘째로, 시스템 운영 및 검증시설 활용 등을 통하여 선원을 폐기할 수 있는 체계의 구축이 필요할 것이며 이를 위하여 실제로 국내에서 발생하는 폐기 선원의 이력 및 건전성을 시험 확인하여 시스템을 검증할 수 있도록 KINS, KRISS, KAERI, 방폐공단, 한국동위원소협회 등 전문기관의 전문가와의 협의를 통한 제도적 제한사항 및 개선 방안을 도출하여야 할 것이다. 셋째로, 폐기선원들의 이력확인 및 건전성을 확인할 수 있는 체제에 대한 운영 방안이 확정되어서 선원 정보, 밀봉선원의 건전성을 확인할 수 있는 관련시스템 구축 및 최종 처분 전 재활용을 통해 선원 수입 및 처분비용 절감하는데 활용되어야 할 것으로 사료된다.

3. 결론

RI의 생애관리 체계를 구축하기 위해서는 생산/수입, 재활용, 폐기 및 무적선원에 대한 안전한 폐기 방안이 모색되어 관련 시스템 운영 등을 통하여 선원을 폐기할 수 있는 체계의 구축이 필요하다. 폐기 선원들의 이력확인 및 건전성을 확인할 수 있는 체제에 대한 운영 방안이 확정되어 폐기선원(무적선원 포함)이 최종 관리자에게 양도되는 과정 또는 폐기한 선원을 재활용하는 과정에서 필요한 선원 안전성 검증 시스템(시설, 인력, 기준, 절차, 재원 등)의 구축을 통하여 방사성동위원소 생애 전체가 적절하게 관리될 수 있도록 해야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원, 원자력관계법령집, 2006년.
[2] 김홍석 외, 무적방사성물질에 대한 안전관리체계수립을 위한 연구, 한국원자력안전기술원 KINS/GR-399, 2008년4월.

금속촉매 담지 탈기모듈의 용존산소 제거효율 평가

강덕원, 황인호, 성진현, 김승일, 김현기
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
world2is@haji.co.kr

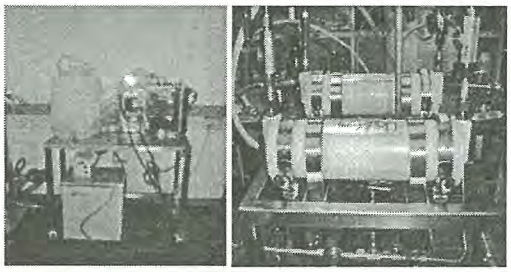
1. 서론

원자력발전소의 급수계통에 공급되는 공급수중의 기체 탈기는 최근 들어, 기계식 탈기에서 분리막을 이용하는 기·액 분리 탈기막식 제거법으로 바뀌어 가고 있는 추세이다. 상용 탈기막의 탈기효율은 약 80% 정도로 탈기 효율이 낮기 때문에 본 연구에서는 기존의 탈기막에 Pd/Pt 등의 촉매를 담지하여 고효율의 탈기막을 개발하는 데 초점을 맞추어 실험을 수행하였다. 본 실험은 용존수소를 각각의 탈기 모듈에 흘려 촉매 담지 표면을 수소로 포화시킨 상태에서 일정 진공 하에서 수온변화, 유량, 수소주입량 및 진공도 변화 등을 통해 촉매 담지 탈기막의 용존산소 제거효율을 평가하였다.

2. 본론

2.1 촉매 담지 탈기모듈의 DO제거 실험

실험용으로 자체 제작한 Poly Propylene(PP) 재질의 탈기막에 촉매를 담지하기 위해 중공사 탈기막 표면에 이온빔 및 방사선을 조사시킨 후 Pd/Pt를 담지시킨 다음, Lab 규모의 탈기장치(Fig. 1(a)참조)에 장착시켜 용존산소 제거효율 시험을 수행하였다. 또한, 탈기막 제조사인 미국 Membrana 사의 협조 하에 상용화 규격(Fig. 2(b)참조)과 같은 촉매가 담지된 모듈을 제작하여 용존산소 제거효율 시험을 수행하였다. 카트리지 모듈의 크기는 80mm(D) × 280mm(L)이고, 카트리지 안에 내장된 중공사막 부직포의 넓이는 255mm × 1000mm 이며, 일정 용존수소를 각각의 탈기 모듈에 흘려 촉매 담지표면을 수소로 포화시킨 상태에서 일정 진공도는 변화시키지 않고 수온의 변화를 20~38℃로 하여 용존산소제거 가능성에 대한 실험 결과 값을 비교 평가하였다. 실규모 실험에서는 미국 Membrana 사에서 보내준 중공사 표면에 Pt/Pd을 다양한 방법으로 담지처리 후 Membrana 사에 다시 보내어 규격화된 모듈로 제작한 후 각각의 모듈에 대해 처리 유량, 수소 주입량 및 진공도 등을 변화시켜 가면서 용존산소의 제거효율을 평가하였다.



(a) (b)

Fig. 1. (a) Lab. Equipment for testing of dissolved oxygen removal efficiency. (b) Commercial scale degassing module with Pd/Pt impregnated catalyst.

2.2 결과 및 고찰

다음의 표 1,2,3의 결과에서 보여준 바와 같이 수소유량율과 온도변화에 따라 용존산소 제거효율이 각기 달리 나타났다. 이온빔과 방사선을 이용한 촉매 담지 탈기모듈의 용존산소 제거효율을 비교해 본 결과, 이온빔으로 개질한 Pt 와 Pd를 담지한 모듈이 방사선으로 개질한 모듈보다 약간 DO 제거효율이 약간 높게 나타났으나 수소유량율이 1 ml/min에서는 당초 기대했던 것보다 DO 제거효율이 80% 이하로 매우 낮게 나타났다. 이러한 원인중의 하나는 소수성 환경 하에 있던 막의 재질이 표면개질 및 담지시키는 과정에서 소수성의 특성이 변화되어 기-액 분리가 충분히 이루어지지 않았을 것이라는 것과 포화 수소의 조건이 적합하지 않았을 것이라 판단되었다.

2차실험에서는 표 2에서 보여준 것처럼 수소유량율을 10ml/min까지 올려 실험하였다. 실험결과, 가장 좋은 DO 제거효율을 나타낸 시료는 Pt를 담지한 모듈로서 상온에서 제거효율이 94% 정도를 나타내어 기존 탈기방식 보다는 약 17% 정도 용존산소 제거효율을 끌어올릴 수 있었으나 촉매를 담지시킨 탈기막 만을 이용한 Once

through 방식으로는 발전소의 계통수 처리시 100ppb 이하의 완벽한 용존산소 제거가 어려울 것으로 평가되었다.

Table 1. DO removal efficiency of various catalyst impregnated degassing module(1st Test).

조 건	원시료	Pt (이온빔)	Pd (이온빔)	Pt/Pd (방사선)
카트리지 크기(mm)	80 X 280	80 X 280	80 X 280	80 X 280
중공사막 길이(mm)	1000	1000	1000	1000
수소유량율 (ml/min)	1	1	1	1
급수유량율 (ml/min)	200	200	200	200
진공도(torr)	10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}
입구 DO(ppm)	2.41	2.14	2.13	2.20
출구 DO(ppm)	0.63	0.43	0.40	0.55
DO 제거효율(%)	74	80	81	75

Table 2. DO removal according to the ascending of hydrogen injection rate(2nd test).

조 건	원 시료	Pt (이온빔)	Pd (이온빔)	Pt/Pd 방사선)
카트리지 크기(mm)	80 X 280	80 X 280	80 X 280	80 X 280
중공사막 길이(mm)	1000	1000	1000	1000
수소유량율 (ml/min)	10	10	10	10
급수유량율 (ml/min)	200	200	200	200
진공도(torr)	10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}
입구 DO(ppm)	7.5	7.5	7.5	7.5
출구 DO(ppm)	1.7	0.4	0.5	1.9
DO 제거효율(%)	77	94	93	75

이와 같은 문제점을 토대로 보다 우수한 DO 효율 도출을 위해 3차 실험에서는 수온을 20℃ 와 35℃로 변화를 주었으며 또한, 미세포화 분배기를 사용하여 물속에서의 수소 접촉면적을 최대화 하였고 압력도 6 bar까지 올렸으며 수소 유량율 10ml/min까지 올려 실험해 본 결과, 용존산소의 제거효율을 96%까지 향상됨을 확인하였다.

Table 3. DO removal efficiency according to the water temperature change(3rd test).

조 건		원시료	Pt (이온빔)	Pd (이온빔)	Pt/Pd (방사선)
카트리지 크기(mm)		77.4 X 255	77.4 X 255	77.4 X 255	77.4 X 255
중공사막 길이(mm)		1000	1000	1000	1000
수소유량율 (ml/min)		10	10	10	10
급수유량율 (ml/min)		200	200	200	200
진공도 (torr)		10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}	10^{-3}
수온 25℃	입구 DO(ppm)	5.7	5.8	5.7	5.7
	출구 DO(ppm)	1.43	1.10	1.03	1.37
	제거효율 (%)	76	95	94	76
수온 38℃	입구 DO(ppm)	5.5	5.6	5.5	5.5
	출구 DO(ppm)	1.27	0.67	0.83	1.21
	제거효율 (%)	78	96	95	77

3. 결론

중공사막 표면 개질을 위해 플라즈마, 이온빔, 방사선 조사 및 화학약품 처리 개질법 중 이온빔을 이용한 촉매 담지법을 채택하였으며, 이온빔 개질 촉매 모듈이 양호한 DO 제거효율을 나타났다. 촉매 담지된 모듈 중에서도 수소 주입량과 용존 수소의 접촉면적을 최대화시키는게 매우 중요한 것으로 나타났다. 25℃ 이상의 수온에서는 DO 제거효율에 별 차이는 없었으며 Pt/Pd 담지 모듈 모두 95% 이상의 용존산소 제거효율을 나타냈다.

4. 참고문헌

[1] 2000.5 TR.97NS08, KEPRI, 강덕원 외 3명 "월성 원자로차폐체 냉각계통 용존산소 제거 연구", pp. 48-58, 2000.

[2] Hoechst Celanese Corp., "Membrane Contactor Technology for Gas Transfer of Ultrapure Water", Private Communication(1998).

원자력손해배상협약 가입을 위한 법적, 정책적 검토

이대성, 원병출, 정환삼, 윤성원, 송숙자, 김대형
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
dslee@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 2011년 3월11일 일본 후쿠시마에서 발생한 지진 및 쓰나미와 그로 인한 원전사고는 동아시아의 국제적 수준의 원자력손해배상체제의 구축이라는 협력의 필요성을 여실히 보여주고 있다. 유럽은 1960년대부터 원전사고의 초국경적 손해에 대한 위기와 체르노빌사고의 경험을 바탕으로 파리협약[1)]을 체결하여 상호 타국 손해의 배상과 일원화되고 신속한 배상메커니즘을 구축하여 왔으며, IAEA 주관하의 비엔나협약[2)]을 통해 IAEA는 범세계적인 원자력손해배상 협약체제를 구축하고자 노력하여 왔다.

이번 연구에서는 IAEA와 미국의 주도로 시작된 원자력손해에 관한 보충배상협약 (Convention on Supplementary Compensation for Nuclear Damage 이하 CSC)의 한국 가입과 관련한 법적, 정책적 고려사항을 중심으로 다루고자 한다.

2. 본론

2.1 원자력손해에 관한 보충배상협약 (CSC)

원자력손해배상제도는 통상 원자력시설이외의 제3자, 즉 시민과 재산의 피해에 대한 신속하고도 책임 있는 배상체제를 구축함을 목적으로 시작되었다. 원자력손해의 제3자 배상책임을 규율하기 위해 각 원자력 이용국들은 자국의 입법절차를 걸쳐 법률을 운영 중이지만 파리협약과 비엔나 협약이라는 국제협약의 기본원칙을 많이 수용하였다. 대표적인 원자력손해배상에 관한 원칙으로는 책임의 집중원칙, 엄격책임주의, 유한책임주의를 들 수 있다. 책임의 집중원칙은 원자력사고 발생 시에 그 원자력사고발생 시설의 운영자에게 모든 책임을 부담시키는 원칙이다. 이 원칙에 따라서 원자력공급자나 건설자, 하청업체들은 원자력사고발생 시 특별히 사고 발생의 고의가 없다면 책임을 면책 받게 된다. 일반적인 책임원칙에서 보면 다소 불합리할 수도 있지만, 원자력시설 운영자가 독점적으로 책임을 부담하게 하고, 그 원자력시설 운영자는 민간 보험을 통해 그 위험을 대비하게 하는 방식으로 현실적으로는 재정 및 담보력이 유한한 민영보험시장의 한정된 자원을 원자력시설운영자에게 집중시켜줌으로써 원활한 원자력산업과 무역이 이루어지도록 하기 위함이다.

엄격책임주의는 원자력시설운영자의 원자력사고에 대한 배상책임은 심대한 천재지변이 아니라면 무조건적으로 그 사고발생의 책임을 부담하는 원칙이다. 이 엄격책임주의를 통해서 원전사고 발생 시 사고원인을 둘러싼 소송분쟁으로 인한 피해자의 신속한 피해배상이 지연되는 것을 막고자 하며, 사고원인에 대해서는 제3자의 고의가 없는 한 엄격하게 원자력시설운영자에게 책임을 묻는 원칙이다.

유한책임주의는 원자력시설운영자에게 위에서 언급한 원자력사고에 대한 책임을 집중시키고 엄격책임주의에 따른 책임을 부담시키지만, 그 책임의 한도는 유한하게 하는 것이 형평의 원리에 부합한다는 취지에서 도출된 원칙이다. 따라서 그 책임의 한도는 경제발전과 물가상승에 따라서 증액될 수 있지만 유한하게 유지하는 원칙을 유지하고 있다.

CSC는 파리협약과 비엔나협약의 위 원칙들을 수용하면서 CSC 협약 제III조에 의거하여 협약 체약국이 사고발생시 자국 의 책임한도인 3억SDR (약 5400억 원)을 초과하는 손해가 발생 시에는 타 협약체약국들도 원자력발전소 설비용량과 유엔 분담금비율을 각각 90%, 10%의 가중치로 계산한 공공기금을 사고발생 체약국에게 제공한다. 이를 통해 CSC협약체약국들은 사고발생시 공공기금의 각출을 통한 공동대응체제를 구축하게 된다.

이러한 협약체약국들간의 공공기금을 통한 실제적인 피해배상을 위한 금액의 증대효과에도 불구하고 CSC는 발효요건인 5개국의 협약비준과 가입국의 최소 40만 단위(0.4MWth)의 설비용량을 달성하지 못해 발효되지 못하고 있다.

---

1) Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy
2) Convention on Civil Liability for Nuclear Damage

CSC는 2008년 미국의 협약가입이후에는 미국 주도로 협약의 발효를 위한 탄력을 받고 있다.

2.2 한국의 CSC가입을 위한 법적, 정책적 쟁점

미국은 CSC협약가입이후 우방국인 한국의 CSC가입 요청을 하고 있으며, 이로 인한 CSC가입에 대한 법적, 정책적 검토가 필요하게 되었다. 우리의 원자력손해배상법은 위에서 언급한 원자력시설운영자의 책임 집중의 원칙, 엄격책임원칙, 유한책임원칙 등 CSC의 주요개념에 부합되는 법제를 유지함에도 CSC가입과 관련하여 여러 법적, 정책적 쟁점이 현존하고 있다.

-쟁점1. 원자력사업자의 3억 SDR 보험유지의무

CSC 조항 III에 따르면 체약국정부는 원자력사업자의 원자력손해배상에 대한 보험 또는 재정적 담보최소액으로 3억 SDR을 보장하여야 한다.

비록 우리 법에서 명목적으로 3억SDR의 원자력시설사업자의 담보액을 정하고는 있으나, 보험이나 재정장치로서 그 액수를 규정하고 있지 않으며, 보험으로는 원자력발전사업자의 경우 200억원을 보험담보액으로 정하고 있다.

따라서 CSC의 가입을 위해서는 원자력시설사업자의 보험담보액을 3억SDR 수준으로 인상하는 방안을 모색할 필요가 있으며, 이 경우 사업자의 부담을 과중케 할 우려가 있다. 보험담보 유지비용의 급격한 증액이 수반될 경우의 정책적 판단이 필요할 것이다.

-쟁점2 체약국으로서의 공공기금 부담의무

CSC 체약국의 사고발생시 자국의 최소 3억 SDR 피해배상액을 초과할 경우 IAEA와 CSC 체약국들에게 공공기금을 요청할 권리와 공공기금 납부의무가 협약 제III조와 제IV조에 의거하여 발생한다. 공공기금은 원자력발전소 설비용량이 많은 국가일수록 그 각출비용이 증가하는 구조를 갖게 되는 바, 한국의 가입 시 IAEA 공공기금 산식에 따르면 대략 310억 원(약 $2800만 달러)의 분담금을 공여하여야 한다.[3)]

국내 부담주체에 대한 논의가 이러한 협약의무에 따라 필요하다. 미국의 경우 원자력발전소 수출 자가 미국정부의 공공기금 부담부분을 CSC협약의 수익자로서 부담한다고 하지만, 단일 원전 수출자 구조인 한국의 경우 정부이외의 자가 부담하기는 어려울 수 있으며, 국내사고로 인한 공공기금 각출은 국내 원자력시설 운영자가 부담하는 방식에 대한 협의와 검토 역시 필요하다.

-쟁점3 주변국의 가입동향과 CSC의 실효성

동아시아 주변국의 CSC 협약가입이 없는 상황에서의 한국의 단독가입은 그 협약의 실효적인 의미가 퇴색하게 될 우려가 있다. 중국과 일본이 CSC에 가입하지 않은 상황에서 한국의 가입만으로는 우선 협약 자체가 발효요건을 충족시키지 못할 뿐 만 아니라 주변국이나 우리의 원자력사고 발생 시에도 CSC협약에 따른 신속한 사고처리와 협약원칙을 적용할 수 없게 된다. 비체약국에게 CSC의 원칙을 강제할 수 없기 때문이다.

주변국이 CSC체약 국가가 아니라면 CSC 조항 XIII의 재판관할권, 즉 사고발생국가의 법원의 원자력피해에 관한 판결을 체약국이 존중하고 따르는 원칙을 주변국에게 적용할 수 없을 뿐만 아니라 공공기금을 비체약국에 대한 피해배상에 사용할 수 없는 한계를 갖게 된다.

위와 같이 CSC의 가입을 위한 한국의 법적, 정책적 쟁점에 대한 국내외 이해당사자들과의 협의가 지속적으로 필요하며, 특히 주변국으로서의 일본과 중국과의 CSC에 대한 협조가 필요함에도 각 국가의 입장차이로 인해 공동협력이 미흡한 실정이다.

3. 결론

지난 2011년 2월 24일에 CSC에 대한 국제워크숍이 한국에서 개최되었으며, 한국, 미국, 일본 정책당국자와 전문가들 간의 CSC가입에 대한 의견이 교류되었다. 그 협의과정에서 일본 역시 우리가 갖는 쟁점들에 대한 내부조율이 완료되지 않았음을 확인하였으며, 중국정부는 아직 완전한 형태의 원자력손해배상법을 출범시키지 못하고 있는 실정이다.

CSC의 범세계적 출범과 동아시아의 원자력손해배상체제의 구축을 위해서는 국내 이해당사자들 및 주변국과의 위 쟁점들에 대한 지속적인 협력과 소통이 필요할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 함철훈, 원자력법제론, 법영사, 2009.2.

[2] 박기갑, 원자력손해배상에 관한 국제협약개정이 우리나라에 미치는 영향에 관한 연구, 과학기술부, 1999.10.

[3]코리안리, 원자력보험의 이해, 2007.7

3) http:/ola.iaea.org/CSCND/Calculate.asp 참조

공학적방벽 콘크리트의 염화물 침투저항성에 대한 실험적 연구

이호재, 김도겸, 이장화, 김기범
한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 시민대로 1190
h.lee@kict.re.kr

1. 서론

콘크리트는 원자력 발전 구조물, 입자가속기 등 방사선 차폐가 필요한 구조물에 사용되는 경제성과 편리성을 겸비한 우수한 재료이다. 그러나 방사선 차폐용 원전콘크리트의 기본 물성에 대한 연구결과가 부족하여 외국의 품질규정, 차폐성능 및 시공관리에 필요한 시설 기준 및 참고문헌에만 의존하고 있는 실정이다. 이에 본 연구는 국내 방폐구조물에 사용된 실제 재료와 배합조건으로 시편을 제작하여 공학적 방벽의 염화물 수용액 침지기간에 따른 염화물 침투 저항 특성을 평가하였다.

콘크리트 내 염소이온은 두 가지 형태로 존재한다. 첫째, 콘크리트 공극 내의 염소이온으로 이를 자유 염소이온이라 한다. 둘째, 자유 염소이온과 반대로 시멘트 내 구성물질과 반응하여 생성된 일종의 구속된 염소이온이다. 이 중에서는 자유 염소이온 만이 공극수를 통하여 콘크리트 내 위치한 철근까지 도달하여 부식을 일으킬 수 있다. 콘크리트를 이루고 있는 주요 수화물은 크게 C-S-H ($CaO\text{-}SiO_2\text{-}nH_2O$), 수산화칼슘 ($Ca(OH)_2$), 에트린자이트(AFt: $C_3A \cdot 3CaSO_4 \cdot 32H_2O$), 모노설페이트 수화물(AFm: $C_3A \cdot CaSO_4 \cdot 12H_2O$)으로 구분할 수 있다. 염소이온 구속 반응에는 크게 두 가지 종류가 제안된다. 첫째는 Friedel's salt ($C_3A \cdot CaCl_2 \cdot 10H_2O$) 형성을 하는 화학적 구속으로 AFm과 비슷한 구조를 가진 수화물이지만 황산이온이 2개의 염소이온으로 대체된 형태이다. 둘째로는 C-S-H에 의한 물리적인 구속으로 C-S-H 자체가 큰 표면적을 가진 특성 때문에 염소이온 뿐만 아니라 각종 다양한 이온들과 반응한다.

2. 사용재료, 배합 및 시험체 제작

염해 실험용 시편은 100×100×400mm 크기의 페이스트, 모르터, 콘크리트를 제작한 후 콘크리트 시편 절단기를 이용하여 100×100×100mm(장기염해시편), 100×100×50mm(단기염해시편) 크기로 제작하였다. 장기염해 실험의 경우, 3% NaCl 수용액 침지에 앞서 28(7일 수중양생포함)일 동안 기건양생을 하였으며, 단기실험은 측정일(56,180,365일)까지 수중양생하였다. 또한 염화물의 일방향 침투를 위하여 각 시편의 침투면을 제외한 나머지 면을 에폭시 코팅 처리하였으며, 침투표면은 그라인딩 처리하여 건전한 침투 표면 상태를 확보하였다.

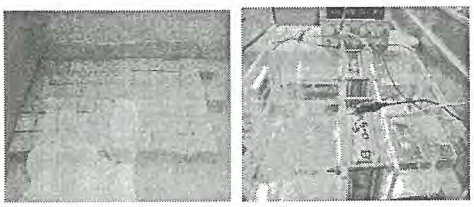
Table 1. Mixture of concrete

No.	Mix proportion						
	Water	Cement	Fly ash	Coarse	Fine	WRA	AEA
Mix 1	0.45	0.8	0.2	2.31	1.84	0.04	0.004
Mix 2	0.32	0.8	0.2	1.68	0.88	0.03	0.002

3. 실험방법 및 결과

3.1 실험방법

염해 실험은 제작된 염해 시편을 장기 염해실험과 단기 염해실험으로 구분하여 실험하였다. 장기 염해 실험의 침지재령은 56, 180, 365일이며, NordTest NTBuild 433에 의거한 3% NaCl 수용액에 침지를 하여 장기적인 염해저항성을 평가하였다. 또한 단기 염해실험은 급속촉진실험방법(RCPT)으로 실험하였다.



(a) Specimens in 3% chloride solution (b) Rapid chloride permeability test by ASTM C 1202

Fig. 1. Chloride penetration test.

3.2 염화물침투 결과 분석

급속 염화물 침투 시험에 의해 산출된 통과전하량은 다음의 공식을 이용하여 확산계수를 산출한다.

$$D=\frac{RTL}{zFU}\cdot\frac{x_d-a\sqrt{x_d}}{t} \quad where,\ a=2\sqrt{\frac{RTL}{zFU}}\cdot erf^{-1}\left(1-\frac{2C_d}{C_0}\right) \quad (1)$$

여기서,

D : 확산계수 cm^2/s
z : 이온의 원자가 - 염소이온의 경우 z=1
F : 페러데이상수 F = 96,481.04J/(Vmol)
U : 양극과 음극사이의 전압차 V
R : 기체상수 R = 8.314J/(Kmol)
T : 용액의 온도 K
L : 시편의 두께
X_d : 염소이온의 침투 깊이
t : 실험 지속시간
erf : error function
C_d : 질산은에 의해 변색된 부분의 염소이온 농도
C_0 : 음극쪽 셀의 염소이온 농도

위의 식을 적용한 결과 측정된 확산계수의 경우 다음의 Table 2와 같다. 배합을 불문하고 재령이 증가할수록 확산계수의 값이 감소하는 경향을 보이는데, 이는 재령이 증가함과 동시에 콘크리트 내부의 수화가 점진적으로 발생하여 내부 공극이 치밀해지는 영향에 의해서 발생하는 것으로 추측할 수 있다.

Table 2. Diffusion coefficient variance (unit : cm^2/s).

재령 (일)	mix1	mix2
56	9.43467E-08	4.2168E-08
90	5.60096E-08	3.98378E-08
180	3.48078E-08	2.7825E-08
365	3.42157E-08	2.58618E-08

4. 결론

본 연구에서는 공학적방벽 콘크리트의 사용재료 및 배합을 이용하여 염화물 침투 저항성에 대한 연구를 진행하였다. 그 결과, 염화물 확산계수는 재령이 증가함에 따라 감소하는 경향을 확인할 수 있었으며 또한 실제 공학적방벽에 사용되는 Mix 2의 경우 일반적으로 원전에 사용되는 설계기준강도 6000psi의 원전콘크리트보다 염화물 침투 저항성이 상대적으로 높음을 알 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

6. 참고문헌

[1] Mehta, P. K., Monteiro, P. J. M., 'Concrete Microstructure, properties and materials', Mc Graw Hill, 2006.

탈기기술을 이용한 원자로 계통수 관리 방안

김승일, 강덕원, 황인호, 성진현, 김현기
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
dharmas@haji.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서는 감속재, 냉각재 및 차폐재의 용도로 다량의 물을 사용하고 있으며, 여러 단계의 수질 정화공정을 거친 초순수를 사용하고 있다. 이러한 계통수의 수질관리를 위하여 pH, 용존산소, 염소 및 황산이온 등 다양한 인자에 대해 관리하고 있다. 특히, 용존산소는 산화현상에 의한 배관부식의 근본 원인이 될 뿐만 아니라 냉각재 계통에 용존산소가 높은 물이 공급되면 계통배관에 부착되어 있는 부식성 생성물인 $CoNiFe_2O_3$ 중의 Co가 산소와 반응하여 CoO로 만들어지면서 원자로 계통의 방사선량을 증가시키는 것으로 알려져 있고 이를 제거하기 위하여 가열탈기법, 감압탈기법, 환원제 투입, 고분자촉매 수지법 및 탈기막법 등 다양한 방법들을 이용되고 있다.

본 논문에서는 원전의 수질관리기법 중 장치의 소형화가 가능하면서 효율적으로 용존기체를 제거할 수 있는 장점이 있어 그 사용이 늘고 있는 탈기막식 용존산소 제거장치(MORS: Membrane based Oxygen Removal System)를 이용한 계통수의 수질관리방안에 대하여 고찰하여 보았다.

2. 본론

2.1 탈기막 및 탈기모듈

막을 이용한 분리기술은 여과, 증류, 추출 및 흡착과 같은 기존의 분리기술에 비해 에너지 소비를 최소화하면서 고효율의 분리효과를 얻을 수 있는 장점이 있어 최근에는 관련기술 및 응용분야가 주목받고 있다. 탈기막은 고분자 소재로 만들어진 중공사 형태의 분리막으로 액체 속에 존재하는 용존기체성분(산소, 질소, 이산화탄소 등)을 분리하는 막으로써 현재 국내 원전에서는 미국 Membrana사에서 제조한 탈기막을 사용하고 있다. Fig. 1.에는 Membrana사 탈기막의 SEM사진을 나타내었고, Fig. 2.는 Membrana모듈의 내부구조 및 물의 흐름 모식도를 나타내었다.

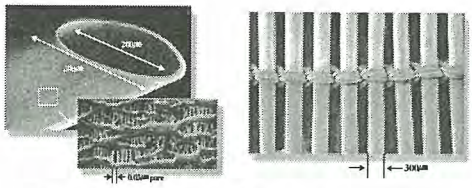


Fig. 1. SEM pictures of degassing membrane.

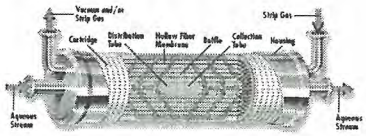


Fig. 2. Inner structure of membrane module.

2.2 용존기체 제거원리 및 탈기시스템

탈기막을 이용한 용존기체의 제거는 중공사막 양쪽 매질의 기체분압(농도)차를 이용한다. 즉, 소수성인 중공사의 외벽쪽으로 물을 흘려주고 내벽쪽으로는 진공 또는 sweep gas를 흘려주게 되면 탈기막의 미세공에서 접촉면이 생성되고 이 접촉면 양쪽의 기체분압(농도)차에 의해 분압이 높은 쪽에서 낮은쪽으로 기체가 이동하게 되는 원리이다. Fig. 3.에 용존기체 제거원리를 그림으로 나타내었다.

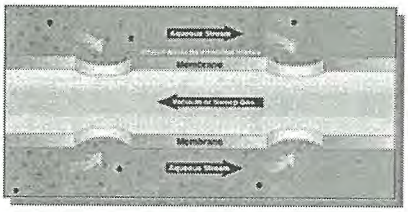


Fig. 3. Degassing mechnism of MORS.

탈기시스템은 탈기막모듈과 진공펌프가 핵심부품이며, 통상적으로 시스템의 원활한 운용을 위한 부대설비가 포함되어 제작되나 구조는 비교적 단순하다.

2.3 원전 계통에서의 용존산소의 영향

계통내의 용존산소는 CoO의 생성과도 연관이 있고 계통 수화학 환경을 산화성 분위기로 변화시켜 부식생성물의 형성을 촉진함으로써 방사성 크러드 발생량을 크게 증가시키는 역할을 할 뿐만 아니라, 최근 현안 사항이 되고 있는 축방향 출력 불균형(Axial Offset Anomaly)의 원인이 되기도 한다. 원자로보충수탱크의 경우는 외부 공기의 유입을 막기 위해 설치되어 있는 고무막(Rubber Membrane) 접합부위의 노화로 인한 공기유입으로 용존산소농도가 증가되고 있다. 일부 원전에서는 공기의 유입을 막기 위해 탱크 상층단에 Cover Gas로 질소로 사용하는 곳도 있으나 질소중의 일부는 용존되어 계통으로 유입되면서 원자로내의 중성자속에 의해 중성자와의 반응인 $^{14}N(n,p)^{14}C$ 반응을 통해 원치 않는 다량의 방사성 탄소(^{14}C)가 계통 내에서 생성되게 된다. 또한, 수중에 존재하는 용존산소(^{17}O) 또한 중성자와의 반응인 $^{17}O(n,\alpha)^{14}C$ 반응을 통해 방사성탄소(^{14}C)가 생성되게 된다. 특히, 2012년부터는 원전 배기구(stack)에서 방출되는 방사성탄소를 감시, 분석하여 규제기관에 보고하도록 의무화되어 있다.

2.4 국내 원전 설치사례 및 응용 방안

2.4.1 설치사례

국내원전의 경우 월성원전 양단차폐계통에서 최초로 MORS를 설치한 이후 고리1호기 및 2호기 PM탱크와 울진1발전소 2차측 순수저장탱크의 용존산소제거 및 영광2발전소의 이동형 탈기시스템 설치 등 점차 그 수요가 증가되고 있다.

설치 사례로 울진원자력발전소에서 운용중인 탈기장치의 Flow-diagram을 Fig. 4.에 나타내었다.

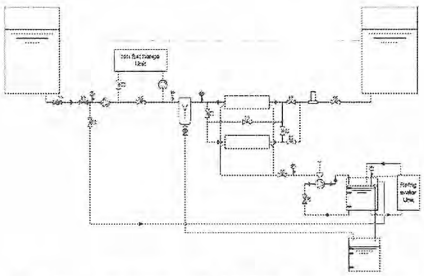


Fig. 4. Flow diagram of MORS in Ul-jin nuclear power plant.

표준용량이 30m^3/hr인 탈기모듈 2개가 장착되어 실시간으로 측정되는 용존산소농도에 따라 자동밸브를 이용하여 1Train, 2Train(직렬) 및 2Train(병렬)운전이 자동으로 변환되도록 설계되었다. 또한, 탱크내의 예기치 않은 수질변화에 대처하기 위해 설비 내에 이온교환수지탑을 설치하여 필요에 따라 By-pass형식으로 처리가 가능하도록 구성되었다.

울진원전에서는 가동초기 500ppb수준이었던 2차측 순수저장탱크(1,400m^3)용존산소농도가 2개월간의 시험운전 후 50ppb이하로 감소되었고, MORS내에 설치한 이온교환수지를 통과하면서 2.5ppb였던 황산이온의 농도도 0.5ppb 수준으로 감소된 것으로 보고하고 있다.[1]

2.4.2 응용방안

MORS설비는 용존산소제거라는 고유한 기능으로 순수제조설비의 일부분으로 사용할 수 있고, 울진원전과 같이 <u>원자로보충수탱크</u>의 용존산소 및 불순이온제거용으로 사용될 수 있으며, <u>붕산재생시스템</u>(Boric acid recovery system)의 응축수중의 용존산소 및 용존질소 제거, <u>양단차폐계통수</u>중의 용존산소제거에 이용되는 등 원전 계통내에서 물을 사용하는 대부분의 설비에서 효과적으로 활용가능하다.

3. 결론

MORS설비의 가장 큰 장점은 장치의 소형화 및 무인운전이 가능하고, 부대설비의 장착에 따라 용존기체 제거기능 이외에 다양한 기능을 부여할 수 있다는 점이다. 전기탈이온설비(MDI®) 또는 이온교환수지를 추가로 장착하여 불순이온을 제거하거나 한외여과막 및 UV를 장착하면 탱크내에 존재하는 황산염박테리아와 같은 미생물도 동시에 제거할 수 있는 장점 등 정수처리가 끝난 물처리실 후단에서의 예기치 않은 수질오염에 대비하여 계통으로 유입되기 전의 최종 수질 정화 수단으로 응용할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 울진 1,2호기 순수생산설비 용존산소제거장치 시험운전 결과, 제21회 원전화학관리기술 워크샵, 2008.

이동식 공기정화기 및 HEPA 청소기의 성능평가

김광남, 최진규, 강선행
한국필터시험원, 광주광역시 북구 오룡동 1110-23
kftlmgr@kftl.re.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원자력 사고 이후로 국민들의 원자력발전 및 방사성 물질에 관련된 지식이 큰 폭으로 증가하였으며, 특히 대기 중으로 방출되는 방사성 물질로 인한 직/간접적인 위해성은 사회적으로도 많은 이슈를 낳았다.

원자력이용시설 및 원자력발전시설에서 발생하는 공기 또는 가스 상의 방사성 물질들의 농도를 저감하고 여과하기 위해서, 원자력공기처리시스템(NATS, Nuclear Air Treatment System) 또는 원자력공기정화기(NACU, Nuclear Air Cleaning Unit)가 설치되어 운영되어 오고 있다.

방사성 물질은 고체, 액체, 기체 등 다양한 형태로 발생 되는데 이 중 기체상의 방사성 물질의 경우 누출 사고가 발생 시 시설 내 종사자와 설비에 치명적인 위해를 가할 수 있으며, 특히 일반 대기 환경 공간으로의 누출은 크나큰 염려와 손실을 끼칠 수밖에 없다. NATS 및 NACU는 시설 내의 방사성 누출사고 뿐만 아니라 일반 화재사고와 케미컬사고가 발생할 경우에도 공기 중의 유해 분진 및 가스를 제거하고 시설 운영에 필요한 공간 및 거주자에게 호흡할 수 있는 환경을 제공하기 위해 사용되는 아주 유용한 설비이다. 이러한 NATS 및 NACU와 유사한 형태로 구성된 장비 중 특정의 공간 또는 국부적인 공간의 방사성 물질의 농도저감, 여과, 흡착을 위해서 사용되는 설비로 이동식 공기정화기 또는 국부 지역의 오염물질 제거를 위한 HEPA 청소기가 있다.

원자력시설에서 사용되는 이동식 공기정화기는 사용 전에 반드시 해당 부품에 대한 성능을 확인하고 부품이 제대로 장착되어 본래의 기능을 수행하기에 충분한지를 성능 평가 해주어야 한다. 이러한 성능 평가 방법에는 ASME-N510, ASME-N511, ASME-AG1, KEPIC-MHD, DOE Handbook 등의 원자력관련 기술 규격을 참조할 수 있다.

2. 본론

이동식 공기정화기 및 HPEA 청소기는 기본적인 구성 요건과 그 순기능에 있어서는 원자력시설에 설치된 공기정화장치(NACU) 또는 공기처리시스템(NATS)과 같다고 할 수 있다. 이러한 NACU 및 NATS는 제작과정 중, 최종 설치 후 그리고 기기운영 중에 각기 확인하고 평가되어야 할 시험 및 검사 항목이 있으며, 사용자는 반드시 이러한 선행 평가 결과를 확인한 후 그 성능이 입증된 기기만을 사용하여야 한다. 그러나, 이동식 공기정화기와 HEPA청소기에 대해서는 아직까지 특정한 기술기준이나 별도의 시험 규격이 마련되어 있지 않고 있다. 이에 본문에서 이동식 공기정화기 및 HEPA 청소기가 갖추어야 할 최소한의 구성요건과 구성부품들의 성능, 그리고 제품의 누설시험 및 유지관리에 대해서 기술하고 제안하고자 한다.

2.1 제품 구성

이동식 공기정화기 또는 HEPA 청소기는 공기 중 방사성 물질을 여과, 흡착, 저감시키기 위해서 최소 아래와 같은 부품으로 구성되어야 한다.

2.1.1 이동식 공기정화기의 구성

[Pre 필터 + HEPA 필터 + Charcoal 필터 + FAN]

① Pre 필터 : 큰먼지여과, HEPA필터 수명연장
② HEPA 필터 : 방사성 미세입자를 여과
③ Charcoal 필터 : 방사성 가스를 흡착하는 흡착기 필터(Adsorber)
④ FAN : 흡입 또는 배출 유량 발생

단, 사용 목적에 따라서 상기 구성부품의 배열을 달리하거나 중복 배열할 수 있다.

2.1.2 HEPA 청소기의 구성

[Pre 필터 + HEPA 필터 + FAN]

① Pre 필터 : 큰먼지여과, HEPA필터 수명연장
② HEPA 필터 : 방사성 미세입자를 여과

③ FAN : 흡입 또는 배출 유량 발생

2.2 부품 성능

구성 부품 중 HEPA와 Charcoal 필터의 성능은 반드시 개별 전수 시험되어야 하며 그 성능 기준과 참조할 수 있는 시험 규격은 아래와 같다.

① HEPA 필터 : 공기 중 0.3 ㎛ 크기의 입자를 최소 99.97 % 이상 여과할 수 있는 필터
(시험규격 : MIL-STD-282, ASME-AG1)

② Charcoal 필터 : Elemental iodine을 최소 95 % 이상 흡착할 수 있는 활성탄으로 충진된 흡착기 필터로써 반드시 활성탄을 장착한 후 ASME-AG1에 따라 인수시험을 수행하여 그 누설율이 0.05 % 이하인 필터
(시험규격 : ASTM-D3803, ASME-AG1)

2.3 누설시험

이동식 공기정화기에 필터 부품들을 설치한 후 미세입자(DOP Aeorosol 입자 사용)와 냉매가스(R-11 냉매 사용)를 이용해서 설치 후 누설시험을 수행하여 아래와 같은 성능을 보장하여야 한다.

2.3.1 DOP 에어로졸 누설 시험

① 시험 규격 : ASME N510:2007 9. HEPA 필터 Bank In-Service Leak Test

② 사용 입자 : DOP(Di-Octyl Phthalate) 에어로졸

③ 입자의 크기 : 3 ㎛ 이하의 입자가 99 % 이상으로 평균 입자크기는 약 0.7 ㎛

④ 성능 기준 : 누설율 0.01 % 이하

이동식 공기정화기 및 HEPA 청소기는 규모면에서 매우 작고, 필터 부품들이 서로 붙어 있는 경우가 많으므로 NACU와 같이 HEPA 필터 뱅크 단독으로 시험을 수행하기는 어렵다. 따라서 기기 흡입구 전단에서 에어로졸의 상류 농도를 한꺼번에 측정하게 되는데 이때 DOP 에어로졸 누설시험의 경우, 일반적으로 0.3 ㎛ 의 입자에 대해 누설율이 0.03 % 이하인 HEPA 외에도, Pre 필터가 HEPA 전단에 장착되어 약 50% 정도의 에어로졸을 감소시키므로, NATS나 NACU와는 달리 누설율이 최소 0.01 % 이하이어야 한다

2.3.2 R-11 냉매 가스 누설 시험

① 시험 규격 : ASME N510:2007 10. Adsorber Bank In-Service Leak Test

② 사용 가스 : R-11($CFCl_3$) 냉매 가스

③ 성능 기준 : 누설율 0.05 % 이하

2.3.3 누설시험 주기

이동식 공기정화기 또는 HEPA 청소기는 정기적 또는 부정기적 시험을 통하여 그 성능을 확인하고 시스템을 최상의 상태로 유지시켜 주어야 하며, 시험주기는 다음과 같다.

① 새로운 필터의 장착 또는 교체 후,

② 사용된 필터가 수분에 노출되었을 때,

③ 공기 및 가스 누설과 연관되는 부품의 교체 및 수리가 행해졌을 때,

④ 계속된 운전으로 조임 장치 및 압착상태가 의심스러울 때,

⑤ 사용 중 필터의 차압이 갑자기 떨어졌을 때

3. 결론

원자력시설에서 사용되는 이동식 공기정화기 및 HEPA 청소기는 국부적인 공간의 정화 또는 작업지역에서의 오염물 제거를 위하여 사용되는 공기처리시스템이다.

따라서 반드시 개별 성능이 입증된 필터 부품들을 사용하여야 하며, 부품들을 이동식 공기정화기에 설치한 후에는 장착상태의 확인 및 기타 물리적인 손상이나 관통이 없음을 시험으로 성능을 평가하여야 하며, 정기적/비정기적으로 그 성능을 평가하고 유지하여야 한다.

4. 참고 문헌

[1] KEPIC MH (2005) 공조기기.
[2] Reg. Guide 1.140 version 2 (2001).
[3] Reg. Guide 1.52 version 3 (2001).
[4] ASME N509 (1989) "NPP Air-Cleaning Units and Components".
[5] ASME N510 (1989) "Testing of Nuclear Air Treatment System".
[6] ASME AG-1 (1997) "Code on Nuclear Air and Gas Treatment".
[7] DOE-HDBK-1169(2003) & ERDA 76-21 "Nuclear Air cleaning Handbook".

원자력용 입상활성탄의 물리적 성능 시험

김서리, 박찬영, 김선민, 강선행
한국필터시험원, 광주광역시 북구 오룡동 1110-23
kftl@kftl.re.kr

1. 서론

활성탄은 흡착제의 한 종류로서 방사능 기체, 주로 방사성 요오드 화합물을 흡착작용으로 제거하기 위하여 원자력 발전소에서 공기정화계통에서 사용되고 있다. 공기정화계통 설계와 안정성 유지를 위하여 사전에 활성탄의 물리적 성능시험은 필히 행해져야 할 것이며, 이 중 5가지 항목에 대해서는 전력산업기술 기준[9]에 의해 규제되고 있다. 원자력발전소에서 쓰이는 입상활성탄의 물리적 성능시험과 성능 기준 대해 알아보고 그 중요성을 강조하고자 한다.

2. 본론

2.1 물리적 성능 시험의 종류

원자력용 활성탄의 물리적 성능시험은 함침 전 시험과 함침 후 시험으로 Fig. 1과 같이 나뉜다.

Fig. 1. 물리적 성능 시험의 종류.

2.2 시험방법

2.2.1 사염화탄소 활성 시험[4]

활성탄의 활성화 수준을 결정하는 것으로 활성도는 함침 전 활성탄이 채워진 튜브에 사염화탄소를 일정 시간동안 흘려보내 포화 시킨 후, 활성탄과 활성탄에 흡착된 사염화탄소의 질량비로 다음 식에 의해 결정되며, 원자력용 입상 활성탄은 최소 60 % 이상이어야 한다.

$$A=100(D-C)/(C-B) \quad (1)$$

여기서, A=사염화탄소 활동도,
B=활성탄을 제외한 튜브의 최초의 무게,
C=활성탄이 채워진 초기 튜브 무게,
D=활성탄이 채워진 시료관 최종 무게

2.2.2 밀도 시험[1]

정확하게 치수가 측정된 실린더에 입상활성탄을 자유낙하 시켜 채운 뒤, 측정된 질량과 부피에 의해 구한다. 원자력용 입상활성탄은 최소 0.38 g/mL 이상이어야 한다.

2.2.3 입도분포시험[2]

입상활성탄을 겹쳐 쌓은 표준체 위에 놓고 일정시간 동안 표준조건하에 흔들어 준 후, 각 체와 바닥에 남아있는 양을 전체 질량 백분율로 하여 입도분포를 구한다. 원자력용 입상활성탄의 기준은 Table 1 과 같다.

Table 1. 입도분포시험의 기준.

활성탄의 위치	기준
No.6	최대 0.1 %
No.8	최대 5.0 %
No.8 통과, No.12	최대 60 %
No.12 통과, No. 16	최소 40 %
No.16 통과	최대 5.0 %
No.18 통과	최대 1.0 %

2.2.4 발화온도 시험[3]

입상활성탄이 발화할 때까지 서서히 가열되는 공기 중에 노출시킨다. 입상활성탄층의 온도와 공급되는 공기층의 온도는 기록계에 의해 기록되어지고 발화점은 공급되는 공기의 온도보다 활성탄 층의 온도가 급격히 상승하는 점으로 결정된다. 원자력용 입상활성탄은 최소 330 ℃ 이상이어야 한다.

2.2.5 볼-펜 경도시험[5]

일정량의 입상활성탄을 취하여 스틸볼과 함께 경도판에 넣고 뚜껑을 닫은 다음, sieve-shaker에 장착한 후 일정 시간 동안 흔든다. 그 후 시료의 입도하한보다 2단계 작은 체에 담고 다시 흔든

후, 체 위에 남은 활성탄과 처음 활성탄 시료량을 비교해서 질량비율로 경도를 구한다.

$$H=(B/A) \times 100 \quad (2)$$

여기서, H: 경도(질량분율 %),
A: Stell Ball 과 함께 경도판에 넣었던 시료의 양,
B: 입도하한보다 2단계 작은 체 위에 남아있는 시료의 양

2.2.6 수분량 시험[7]

입상활성탄의 건조 전, 후의 질량으로부터 수분 함량을 구한다.

2.2.7 총회분 시험[6]

일정량의 입상활성탄이 담겨진 도가니를 전기로에 넣고 규정된 온도와 시간동안 가열해서 타고 남은 회분의 양을 질량 퍼센트로 나타낸다.

2.2.8 pH 시험[8]

삼각플라스크에 일정량의 입상활성탄을 넣고 규정된 시간동안 증류수를 환류시킨 후, 입상활성탄 추출수를 여과하여 pH를 측정한다.

2.3 시험 결과

Table 2. 항목별 시험결과와 기준.

시험항목		시험결과	기준	비고
사염화탄소활성(%)		61.4	최소 60.0	적합
밀도시험 (g/mL)		0.49	최소 0.38	적합
입도분포 (%)	No.6	0.00	최대 0.1	부적합
	No.8	0.46	최대 5.0	
	No.8통과, No.12	29.76	최대 60.0	
	No.12 통과, No. 16	67.58	최소 40.0	
	No.16 통과	1.77	최대 5.0	
	No.18 통과	1.13	최대 1.0	적합
발화온도 (℃)		391	최소 330	적합
볼-팬 경도 (%)		98.85	최소 92	적합
수분량 (%)		2.95	-	-
총회분 (%)		5.79	-	-
pH		9.70	-	-

임의의 함침전, 후의 입상활성탄 시료에 대한 각 항목의 시험결과는 Table 2 와 같다. 8가지 항목의 시험 중 입도분포 시험에서 기준에 부적합 결과를 나타내었으며, 사염화탄소 활성 시험, 밀도 시험, 발화온도 시험, 볼-팬 경도 시험에서는 기준에 적합한 결과를 나타내었다. 또한 수분량, pH, 총회분에 대해서는 전력산업기술 기준에서는 필수 시험항목으로는 규정하고 있지 않지만 이들의 특성 또한 활성탄의 흡착작용에 영향을 미치는 것으로 알려져 있다.

3. 결론

원자력발전소에서 공기정화계통에 사용되는 활성탄은 전력산업기술 기준에 의해 8가지 시험 중 5가지를 규제 하고 있다. 이것은 활성탄을 담을 용기의 설계나 활성화 수준 등 흡착공정에서의 영향을 고려하여 방사능으로부터 안정성을 유지하기 위해 필요한 수단이며, 이러한 활성탄의 물리적 성능 시험은 제조사가 아닌 독립된 기관에서 공인된 시험 방법으로 신뢰성을 바탕으로 이루워져야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] ASTM D 2854-96(reapproved 2000) : Test Method for Apparent Density Activated Carbon.
[2] ASTM D 2862-97 : Standard Test Method for Particle Size Distribution of Granular Activated Carbon.
[3] ASTM D 3466-76(reapproved 1998) : Standard Test Method for Ignition Temperatureof Granular Activated Carbon.
[4] ASTM D 3467-99(reapproved 2003) : Standard Test for Carbon Tetrachloride Activity of Activated Carbon.
[5] ASTM D 3802-79(reapproved 1999) : Standard Test Method for Ball-Pan Hardness of Activated Carbon.
[6] ASTM D 2866-94(reapproved 1999) : Standard Test Method for Total Ash Content of Activated Carbon.
[7] ASTM D 2867-99 : Standard Test Method for Moisture in Activated Carbon.
[8] ASTM D 3838-80(reapproved 1999) : Standard Test Method for pH of Activated Carbon.
[9] KEPIC MHB (2005).

Fiber laser를 이용한 조사시험 연료봉의 핀 용접

이민숙, 이철용, 김수성, 주기남
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
lms85@kaeri.re.kr

1. 서론

연구용 원자로인 하나로 에서는 핵연료 성능 시험을 위해 캡슐을 사용하여 조사시험을 수행하고 있다. 조사시험 연료봉 내에는 헬륨(He) 가스를 채워 넣기 위해 직경 1mm의 구멍을 뚫어 놓는다. 헬륨가스를 가득 채워 넣은 후에는 핀을 꽂은 후 용접을 통해 밀봉해야 하는데, 이를 위해서는 진공/압력 챔버와 용접기가 필요하다. 기존에는 TIG (Tungsten Inert Gas)용접 방식을 사용하였으나 TIG 방식은 높은 출력을 요구하는 용접방식으로 고출력으로 인해 비드가 커지고, 따라서 열영향부 (Heat-affected zone, HAZ)도 커지는 단점을 가지고 있다[1]. 그리하여 최근에는 작은 입열량, 작은 열영향부, 최소한의 변형 등의 장점을 가진 레이저 용접 방식을 여러 산업분야에서 사용하고 있다. 이번에 한국원자력연구원에서는 Fiber laser를 이용한 용접 챔버를 개발하였기에 Fiber laser를 이용한 핀 용접 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 용접 시편은 그림 1에서와 같이 직경 1mm의 구멍에 핀을 끼움방식으로 구성되었다. 그림 2는 실험에 사용된 압력/진공 용접 챔버로 최대압력이 150 bar이며 최대 진공도는 5×10^{-2}이하 이다. 본 실험에 사용한 레이저는 그림 3에서와 같이 IPG사의 150W급 pulse형 Fiber 레이저이며 모델은 YLR-150/1500-QCW-AC 이다[2]. 핀 용접 후 시편은 Diamond 절단하여 Mounting, Grinding, Polishing 하여 광학 현미경으로 용접부의 조직을 관찰하였다.

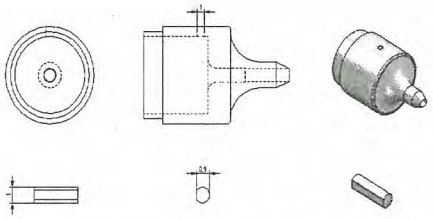


Fig. 1. Configuration of the pin-hole specimen.

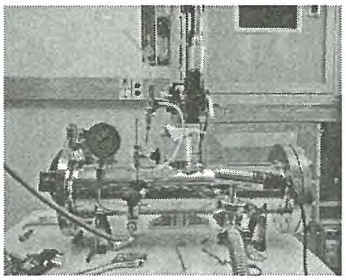


Fig. 2. Pressure/Vacuum Chamber for Pin-Hole Welding.

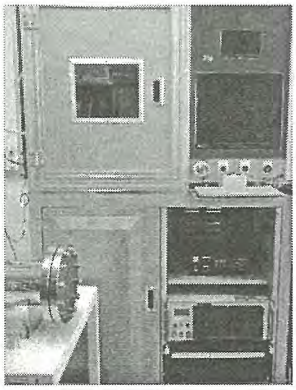


Fig. 3. 150W Fiber Laser Welding System.

2.2 실험결과

본 실험은 진공도 5×10^{-2} , 압력 25 bar에서 수행하였다. 그림 4는 핀 용접 전, 후 사진으로

직경 1mm의 구멍에 핀을 낀 후 핀 주위를 4회 스팟(spot) 용접한 모습이다. Pulse width를 10ms (peak power=1.5kw), 20ms (peak power=0.75kw)로 변경하며 실험하였다. 그림 5는 광학 현미경으로 핀 용접부의 조직을 관찰한 모습으로 Pulse width가 20ms인 것이 10ms인 것보다 더 넓은 비드(bead)폭을 가지고 있지만 용입 깊이는 더 얕음을 보여준다. 용입 깊이는 대략 0.2 - 0.3 mm 이다.

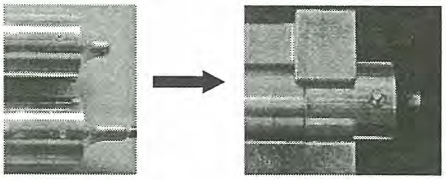
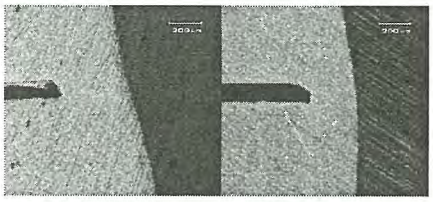


Fig. 4. Pin-hole Weldings. (Left : Before, Right : After)



Faig. 5. Optical Micrographs of Pin-hole Welding. (Left : pulse width 10ms, Right : 20ms)

3. 결론

위에 그림 5에서 보이듯이 진공도 5×10^{-2}, 압력 25 bar에서의 Pulse width 10ms로 최대 0.3mm의 용입 깊이를 보이며 핀 용접은 양호하게 수행 된 것을 확인할 수 있다. 그러나 깊은 용입 깊이를 위한 추가적인 실험이 필요하다. 용입 깊이를 깊게 하기 위해 용접 스팟의 개수를 늘리고 peak power를 높여 용접하는 등의 추가 실험을 진행할 것이다. 또한 용입 깊이는 챔버 내부 앞력이 증가하면 그에 따라 깊이도 깊어지므로 챔버 내부의 압력을 높이여 실험해 보는 방법도 고려해 볼만할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 주관하는 원자력기술개발 사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] Soo-Sung Kim et al., 원자력학회, 2005년 춘계학술발표회, unpublished.

[2] S.S. Kim et al., "LVDT 제조용 파이버 레이저 용접장치 개발", KAERI/TR-4187, 2010.

KAERI 확대신고 전산 시스템 개발

이성호, 이병두, 고한석, 김현숙, 박호준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee10@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라의 안전조치 체제 강화를 위한 추가의정서(Additional Protocol)는 1999년 6월 IAEA 이사회에서 서명, 2004년 2월 국회비준을 통하여 2004년 2월 19일 공식적으로 발효하게 되었다. 추가의정서에 의해 우리나라는 2004년 8월 최초 확대신고서를 IAEA에 제출한 이후 매년 확대신고서를 제출하고 있다. 확대신고는 한 국가의 원자력에 대한 포괄적인 정보를 요구하므로, 원자력통제기술원(KINAC)에서 원자력 유관 기관에서 제출하는 확대신고 보고서를 취합하여 IAEA로 제출하고 있다. 따라서 KAERI는 자체 확대신고 보고서를 효율적으로 작성, 보고 및 관리를 위한 확대신고 시스템을 개발하고자 하였다.

2. 본론

2.1 시스템 개발의 필요성

국내 원자력전문기관으로서 KAERI는 매년 확대신고서를 작성하여 제출하고 있지만, 방대한 연구분야 및 활동으로 확대신고 준비과정은 매우 복잡하다. 현재 KAERI는 확대신고 준비과정에서 Excel을 활용하여 자료를 취합하여 최종 보고서 생성 단계에서 IAEA가 제공한 S/W인 Protocol Reporter를 사용하고 있다. Protocol Reporter는 IAEA의 필요(모든 회원국에 공용으로 적용)에 의해 제작된 S/W이므로 기능이 제한적일 수 밖에 없다.

따라서, KAERI는 확대신고 준비과정을 체계화하고, 신고 내용의 신뢰도 확보 및 자료처리의 효율성을 도모할 수 있는 확대신고 시스템을 개발하였다.

2.2 시스템 개념 설계

KAERI는 핵물질 관리에 필요한 모든 정보를 통합안전정보시스템인 ANSIM을 통하여 관리하고 있다. 따라서 정보관리의 효율성을 고려하여 설계단계에서부터 ANSIM의 Sub-program 형태로 확대신고 시스템을 개발하고자 하였다. 그림 1은 확대신고 자료준비 과정을 개략적으로 표현한 것이며, 이에 준하여 확대신고 시스템을 설계하였다. 시스템은 다수의 이용자를 고려하여 Server-client 체제로 구축하고자 하며, 이를 위해 DBMS 서버 운영체계로 Oracle 10g, Client용 개발 Tool로 Eclipse, FLEX 등을 사용하기로 하였다.

2.3 시스템 세부 구성

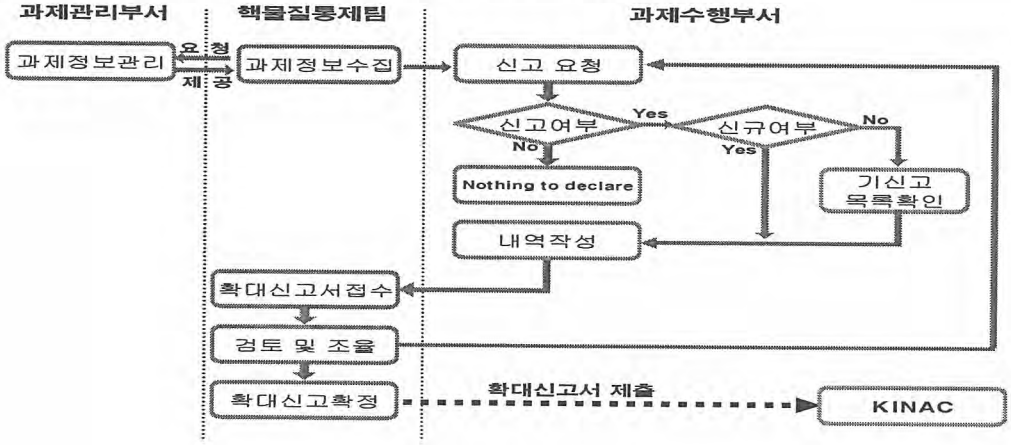


Fig. 1. KAERI 내 확대신고 절차.

확대신고 시스템을 구성하는 세부 시스템은 확대신고 요청, 확대신고 보고서 신청, 확대신고 보고서 접수, 확대신고 보고서 제출, 확대신고 보고 현황, 기초자료 관리로 구분할 수 있다.

먼저, 확대신고 요청은 전년도 제출된 확대신고 과제는 물론 연구원의 전체 과제정보 중 핵주기 관련 연구과제로 판단되는 과제를 중심으로 확대신고서 작성을 요청하게 되는데, 이러한 과정을 구현할 수 있도록 e-mail 발송기능 등을 갖추고 있다.

둘째, 과제책임자는 수행 중인 과제가 확대신고 대상인지 확인하고 해당되는 경우 확대신고서를 작성하여 핵물질통제팀으로 제공하게 된다. 작성의 편의를 돕기 위해 기 신고된 사항인 경우 신고된 내역을 제공하고, 작성된 보고서를 핵물질통제팀으로 제출하는 기능을 시스템으로 구현하고 있다.

셋째, 확대신고 보고서 접수는 과제책임자가 제출한 보고서를 핵물질통제팀에서 접수하고 필요한 경우 반송하게 된다. 시스템은 접수 및 반송을 위한 기능을 제공하고 있다.

넷째, 확대신고 보고서 제출은 제출보고서 대상 선정, 참고번호 부여, 제출문서 보완 등을 통하여 확대신고서를 확정하게 된다. 이 과정에서는 문서의 보완이 필요하게 되므로 반송 혹은 추가 정보를 요청 기능이 필요하며, 조항별 보고서간 혹은 기 제출된 보고서와의 상호 연계할 수 있는 기능이 필요하게 되므로 시스템을 통하여 이를 구현하고 있다.

다섯째, 확대신고 보고 현황은 2004년 KAERI에서 최초 확대신고서를 제출한 이래 매년 제출된 확대신고 보고서는 물론 향후 발생하게 될 보고서를 관리하는 기능이다. IAEA는 제출된 확대신고 자료를 바탕으로 추가접근을 수행하게 되는데, 추가접근의 타당성(방식, 조사결과 등)을 확인하는 근거로 활용할 수도 있으므로 조항별, 제출일자별, 키워드 검색 기능을 시스템으로 제공한다.

마지막으로, 기초자료 관리는 건물정보 관리, 과제정보 검색, 코드 정보를 포함하게 된다. 기초자료 중 건물정보는 건물별로 코드를 부여하여 관리하게 되고, 과제정보 검색은 종료과제를 확인하는데 사용되며, 코드 정보는 확대신고 시스템에 사용되는 모든 코드를 정의하고 관리하게 된다.

3. 결론

확대신고 시스템 개발이 체계적으로 수행될 수 있도록, 확대신고 보고서 준비과정을 체계적으로 분석하였으며, 각 단계에서 이용자가 필요로 하는 정보를 적시에 제공할 수 있도록 설계하였으며, 이를 구현하였다. 특히, 과제책임자가 확대신고서를 작성에 필요한 편의성 제공, 신고 내용의 신뢰도 확보, 제출된 확대신고 보고서를 포함한 자료 관리 등의 측면에서 효율적인 시스템을 구현할 수 있었다. 이러한 KAERI 확대신고 시스템은 향후 확대신고 자료 준비 과정에 많은 도움이 될 것임은 물론 IAEA 추가접근 시에서도 활용도가 높을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, "Model Protocol Additional to the Agreement(s) Between State(s) and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards", IAEA INFOCIR/540, September 1977.

[2] 한국원자력통제기술원, "원자력통제관련 법령집", 2008.

[3] 한국원자력연구소 (원자력통제기술센터), "확대신고 해설집".

VISTA ITL을 이용한 정상상태에서의 피동잔열제거계통 성능시험: 출력 100%

민병연, 박현식, 신용철, 최남현, 이성재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
bymin@kaeri.re.kr

1. 서론

스마트 원자로의 피동잔열제거계통 (PRHRS, Passive Residual Heat Removal System)은 SMART 플랜트의 사고 시 원자로에서 발생하는 잔열과 구조물이 포함하고 있는 열을 제거하기 위한 최종 열침원(heat sink)이다. 피동잔열제거계통은 안전계통으로 단일고장을 고려하여 안전등급의 기기로 설계되어 있다. VISTA-ITL 시험장치를 이용하여 피동잔열제거계통 성능을 평가하기 위한 시험항목을 선정하였다 [1]. 본 실험은 SMART 플랜트의 모든 운전 조건을 고려한 원자로 정지 시 피동잔열제거계통의 성능을 시험하는 것이다. 즉 PRHRS 성능시험은 100% 출력 운전 조건에서 PRHRS가 작동할 때의 정상상태 PRHRS 성능시험를 모의하는 사고조건 PRHRS 성능시험으로서 SMART 원자로 PRHRS가 정상상태 조건에서 작동되었을 경우의 계통의 전반적인 열수력 현상 파악을 통해 정상상태에서의 PRHRS 설계의 건전성과 성능을 검증하며, PRHRS 설계 코드의 예측 능력을 검증하는데 있다.

2. Test Matrix

본 시험은 기동운전 및 출력운전 중 원자로가 정지될 경우 PRHRS의 성능을 평가한다. 원자로 출력 100% 운전조건에서 원자로 출력이 잔열수준으로 감소하고, 급수유량이 정지되면서 피동잔열제거계통이 작동할 때 계통의 성능을 평가한다.시험의 초기 조건 및 잔열 수준을 표 2-1에 제시하였다. VISTA-ITL은 장치의 고유 설계 특성으로 급수 온도가 50℃로 제한되므로, 시험에서는 SMART의 정상급수 온도 200℃ 대신에 50℃를 급수온도로 설정하였다. VISTA-ITL의 출력은 축척된 SMART 출력의 100%를 모의하며, 급수유량을 조절하여 증기발생기 출구에서의 과열도를 SMART와 동일한 30℃ 이상을 유지하도록 한다.

Table 2.1. Test Matrix.

Primary system	SG Inlet Temp., (℃)	323
	SG Outlet Temp., (℃)	296
	Pressurizer Pres./Level (MPa/%)	15/70
	RCS Flowrate (kg/s)	2.61
	Decay Power (%)	5/3/1
Secondary system	SG Inlet Temp., (℃)	50
	SG Outlet Temp., (℃)	> 30
	SG Inlet Press, (MPa)	6.0
	SG outlet press, (MPa)	5.2
	Feeswater flowrate, (kg/s)	0.15

3. 결과 및 토의

표 3.1은 100% 출력 운전 중 원자로정지에 의한 PRHRS-SS-N1에서의 주요 사건 전개 과정이다.

Table 3.1. Test results of major sequence.

Event	DAS time (s)	After Trip (s)
Initial steady-state	-	-
Trip signal	94	0
Feed waste Pump stop	94	0
RCP Coastdown	95	1
Core power, 5%	96	2
PRHR actuation signal	109/112	-
PRHRS IV open	110/114	16/20
MSIV/FIV close	125/124	31/30
Quasi-Steady State	190	96
Core powers, 3%	780	686
Quasi-Steady State	900	806
Core powers, 1%	1401	1307
Quasi-Steady State	1540	1446

정상상태 유지 후 운전감독관의 지시에 의해 원자로 정지신호(DAS 시간: 94초)가 발생하였고, 곧 바로 운전원에 의해 수동으로 급수유량 공급이 중단되었고, 원자로냉각재펌프는 관성서행(DAS 시간: 95초)을 시작하였다. 피동잔열제거계통 작동신호(PRHRSAS)

가 발생되면서 PRHRS 격리밸브의 개방이 원자로 정지 후 16/20 초(DAS 시간: 111/114 초) 후에 이루어졌고, 급수관 및 주증기관 격리밸브의 폐쇄는 원자로 정지 후 30 초에 이루어졌다. PRHRS 격리밸브의 개방 후 급수관 및 주증기관 격리밸브의 폐쇄까지는 수동운전에 의한 밸브 개방 및 폐쇄, 신호 전달의 지연에 기인하여 약 10 초 소요되었다.

Fig. 1은 PRHRS-SS-N1 모의시험 시 노심의 출력을 보여주고 있다. 노심 출력은 5%, 3%, 1%로 낮추는 각 시점에서 감소함을 보여주고 있으며, 측정된 출력 곡선은 목표로 한 노심 출력을 제대로 모사하였다. **Fig. 2**는 원자로 냉각재 계통의 압력을 보여주고 있다. 100% 정상상태 노심출력에서 5%로 노심출력을 인가하면 압력은 일시적으로 급격히 변동한 후 PRHRS 계통의 작동에 의해 서서히 감소하는 경향을 보였다. 1,243초 (DAS 시간: 1,337초)에서의 빠른 압력강하는 가압기 히터의 자동 정지에 의한 것이다. 가압기 수위가 0.4 m 이하로 내려가면 가압기 히터는 자동으로 정지된다. 종료 시점의 일차계통 압력은 10.07 MPa이었다. **Fig. 3**은 노심 입구의 원자로 냉각재 유량으로서 원자로냉각재펌프에 의해 정상상태 시 2.54 kg/s로 공급되고 있다. 5% 노심출력 인가 후 원자로냉각제 펌프가 정지되면서 원자로 냉각재계통 유량이 급격히 감소하는 것을 보여준다. PRHRS가 가동되면서 자연 순환유량이 생성되기 시작하였으며 초기의 자연순환유량은 0.283 kg/s 이었으며 실험종료 시 약 0.253 kg/s로 유지되었다. **Fig. 4**는 피동잔열제거 계통이 작동되었을 때의 이차계통의 유량을 보여주고 있다.

피동잔열제거계통이 작동되면서 초기에 급격한 유량의 변동이 있고, 몇 초 이내에 자연순환이 이루어진다. 자연순환 유량의 초기 최대값은 약 0.0161 kg/s로 정격 급수 유량(0.15 kg/s) 대비 10.7%로 공급되었으며, 점차 감소하여 실험 종료 시에는 정격 급수 유량의 10.3%에 해당되는 0.0154 kg/s로 최종 공급되고 있다.

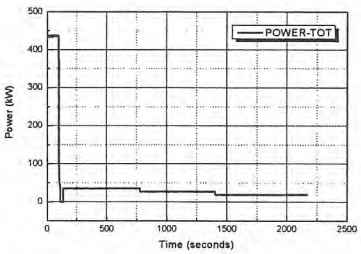


Fig. 1. Core power.

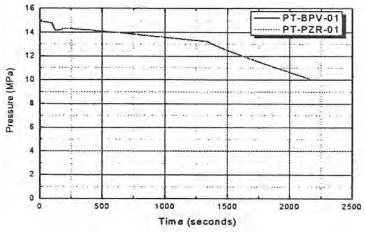


Fig. 2. Primary system pressure.

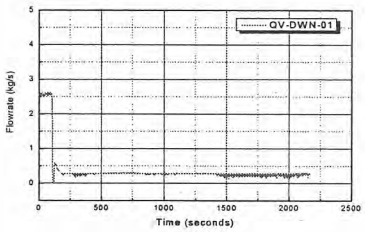


Fig. 3. Primary system flow rate.

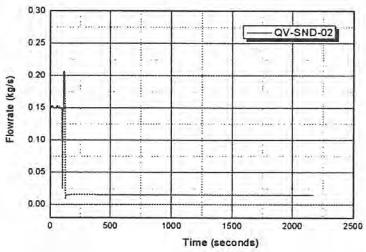


Fig. 4. Secondary system flow rate.

3. 결론

실험 데이터는 시험요건서에 제시된 허용오차 범위 내에서 적절히 측정되었으며, 정상상태 조건은 시험요건서에 제시된 시험 초기 조건을 만족시키도록 운전되었다. PRHRS 자연순환 유량은 이차계통 정격 유량 대비 최대 10.7%로 공급되어 안정적인 자연 순환 유동이 형성되었다. 100% 출력에서 PRHRS가 작동되는 조건에서 PRHRS의 건전성 및 성능을 확인할 수 있었다. 히터 출력을 5%에서 3%와 1%로 낮출 경우에도 자연순환 유량은 안정적으로 형성되었다.

4. 참고문헌

[1] 박현식 외, VISTA ITL을 이용한 SBLOCA 검증시험 시험절차서, 751-TF440-001, 한국원자력연구원, 2010.

소듐냉각고속로 통합관리시스템 개발과 운영

조충호, 장진욱, 김영균, 김영일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
chcho@kaeri.re.kr

1. 서론

소듐냉각고속로 개발과 같은 대형 프로젝트의 성공적인 수행을 위해서는 프로젝트 진행관리 및 상황판단의 객관적 기준, 프로젝트 결과물과 공정과의 연결 관리 및 유기적인 (설계)연계자료의 관리, 프로젝트 구성원간의 정보 공유 및 협업, 프로젝트 구성원과 프로젝트 책임자 간의 실시간 공정 진척상황 보고체계 확립 등이 요구되며, 이의 체계적이고 효율적인 프로젝트의 통합관리를 위해 소듐냉각고속로의 기술 및 품질 관리시스템(S-RIMS)을 개발하였다[1].

기존의 S-RIMS는 문서관리 부분에 치우쳐 있었으며, 공정관리 부분은 하위 프로젝트 연계와 업무별 단순 일정 명시로 그쳐 상대적으로 그 기능이 취약하였다. 이에 S-RIMS의 공정관리 모듈 기능을 보완하여 개념설계 및 향후 수행될 원형로 특정설계의 효율적 공정관리 기반을 구축하였다.

개발된 S-RIMS의 기능적인 목적은 다음과 같다.

- 프로젝트 공정 및 현황 자료 제공
- 설계 절차 및 연구개발 생산자료 관리
- 하위 프로젝트간의 일관성 있는 (설계)자료 공유

2. 본론

S-RIMS는 마이크로소프트 오피스 프로젝트 서버 2007를 이용하여 웹을 기반으로 구축되었으며, 다음과 같은 세 개의 주요 모듈로 구성되어 있다.

- 프로젝트 공정 관리모듈
- 설계문서 관리모듈
- 데이터베이스 모듈

또한 프로젝트 일정 및 공지사항 알림, 프로젝트 관련 일반 자료 공유, 사용자 및 관리자 매뉴얼, 프로젝트 대표성과 및 연계자료 현황 개시 등의 부가기능을 갖추고 있다.

2.1 프로젝트 공정 관리모듈

프로젝트 공정관리는 각각의 하위 프로젝트별로 관리가 가능하도록 구축되었다. 이를 위해 각각의 하위 프로젝트별로 세부 공정표를 작성한 후, 각 공정별 업무분할구조번호(Work Breakdown Structure Number)를 부여하고, 연구항목의 업무내용, 업무 수행을 위한 소요기간, 업무 시작/종료일, 주요 결과물, 타 프로젝트와의 연계관계 여부, 업무책임자명 등을 입력 제공하며, 이를 바탕으로 각 공정별 현황 파악 및 관리가 이루어질 수 있도록 구축되어 있다.

또한 화면 상단에 해당 프로젝트에서 생산된 연구결과물이 어떤 업무에서 생산된 것인지 제시하여, 사용자가 쉽게 연구결과물에 접근 할 수 있도록 구축하였다.

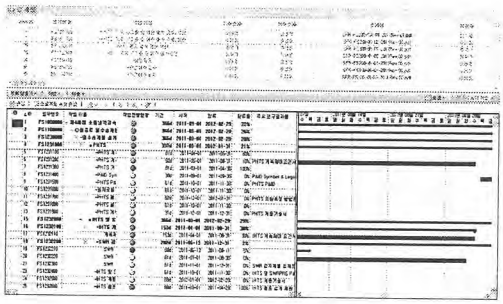


Fig. 1. Process management module for S-RIMS.

2.2 설계문서 관리모듈

기존의 프로젝트 관리는 공정관리를 통한 최종 연구 결과물 도출에 관심이 있었지만, Gen Ⅳ 국제공동연구에서 모든 연구 활동에 대해 자체적으로 적용한 품질보증 요건 및 결과 제시를 요구함에 따라 연구 결과물, 특히 설계문서 등의 품질관리의 중요성이 대두되고 있다.

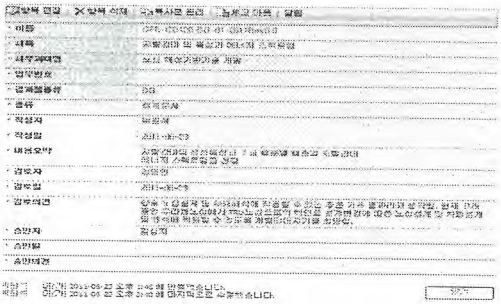


Fig. 2. The design document management module for S-RIMS.

이에 따라 S-RIMS는 웹을 이용해 모든 문서의 생산/검토/승인/관리 등을 수행하며, 문서 고유번호를 품질보증 절차에 따라 부여하고 문서의 개정 이력도 지속적으로 함께 관리함으로써, 설계 문서의 절차적 품질보증 이행 여부까지 확인 할 수 있도록 구축하였다.

2.3 데이터베이스 모듈

연구과정시 생산되는 모든 문서는 S-RIMS를 이용하여 등록하고, 프로젝트 참여원이 공유할 수 있도록 하였다. 이는 모든 프로젝트 참여원이 일관성 있는 설계자료를 공유함으로써, 잘못된 설계자료 사용에 의한 설계오류를 방지하고자 하는 목적도 있다. 현재 S-RIMS는 '97년부터 축적된 각종 문서를 약 40개 분야로 세분하여 약 2,700여건을 등록·제공하고 있다.

Fig. 3. The database module for S-RIMS.

2.4 프로젝트 모니터링

S-RIMS는 모든 자료를 표와 그림으로 제공함으로써, 프로젝트 구성원과 관리자가 쉽게 프로젝트 현황을 파악할 수 있도록 도와준다.

주 프로젝트의 현황을 보여주는 메인화면에는 하위 프로젝트의 모든 공정을 포함한 공정 진척 현황을 원형 그래프로 도시하고 있으며, 각 하위 프로젝트에서 생산한 주요 연구 결과물 및 공정 진척 현황을 표로 나타내고 있다. 또한 프로젝트 대표성과물의 진척현황 및 하위 프로젝트의 설계연계 현황을 계시함으로써, 프로젝트의 모든 내용을 실시간으로 모니터링하여 적기에 프로젝트 관리가 가능토록 하였다.

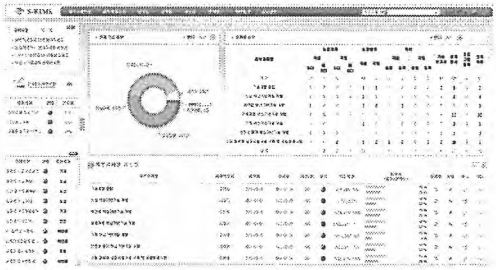


Fig. 4. Monitoring of the status of the main project.

또한 각각의 하위 프로젝트도 현황을 모니터링 할 수 있는 화면을 제공하고 있다. 화면 구성은 주 프로젝트의 화면과 동일하지만 나타내는 내용은 각 하위 프로젝트 참여자의 연구 성과물과 공정진척 현황을 보여줌으로써, 관리자가 하위 프로젝트의 현황을 직시하고 관리할 수 있도록 도와준다.

Fig. 5. Monitoring of the status of the sub-project.

3. 결론

제4세대 소듐냉각고속로 개발 프로젝트의 체계적이고 효율적인 통합관리를 위해 기존에 개발된 문서관리시스템을 보완하여, 기술 및 품질관리시스템(S-RIMS)을 개발하였다.

S-RIMS는 프로젝트 공정 및 현황 자료를 제공하고, 하위 프로젝트간의 일관성 있는 설계 자료를 공유하고 활용할 수 있도록 데이터베이스를 제공하고 있으며, 모든 문서를 품질보증 절차에 따라 전산화 관리가 가능토록 하고 있다.

개발된 S-RIMS는 향후 수행 예정인 원형로 특정 설계 프로젝트의 성공적인 운영 및 관리를 위한 도구로 활용될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Dong Uk Lee, Byung Chool Won, Young In Kim, and Dohee HAHN, Development of SFR R&D Management System Based on the EPM Solution, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Oct.30-31, 2008, PyeongChang Korea.

THE RISK ASSESSMENT ON ARBITRARY ACCIDENTS ORIGNATING IN THE TSF FOR LILW MANAGEMENT

Min Ho Ahn, Won Tae Hwang, Hyo Joon Jeong, Eun Han Kim, Moon Hee Han
Korea Atomic Energy Research Institute, Daeduk-daero 989-111, Yuseong-gu, Daejeon 305-353, Republic of Korea
mhahn@kaeri.re.kr

1. Introduction

In opposition to many of researches on the disposal of LILW, the risk assessment on the TSF has scarcely been conducted. Furthermore, the details in regards of the safety analysis on this facility have not been considered in the preliminary and final safety analysis report because this report focused on the nuclear reactor system rather than this facility. As a consequence of these situations, the number of the researches on the arbitrary accidents occurring in the TSF has not been enough [1]. And then, the numbers of the researches on the predisposal management of LILW have been required for the preparation on new regulatory frame.

The objective of this study is to conduct the risk assessment on arbitrary accidents originating in the TSF for LILW management through the result of dose assessment.

2. CONSIDERATION FOR THE RISK ASSESSMENT

The total risk factor can be divided in three categories as follow [2]:

- Risk factor for fatal cancer : 5.0 x 10^{-5}risk/mSv
- Risk factor for non-fatal cancer : 1.0 x 10^{-5}risk/mSv
- Risk factor for hereditary effect : 1.3 x 10^{-5}risk/mSv

After considering the dose limit on emergency action for the public protection, the risk-level could be derived by converting the unit time (Fig. 1). And then, the table 1 indicates the risk limit (risk/mSv) with respect to each risk-level.

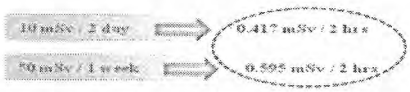


Fig. 1. The dose limit for establishing the risk-level.

Table 1. The risk limit with respect to each risk-level.

Risk-level	Dose limit (mSv)	Risk limit (mSv)
I	0.595 ≤	4.344×10^{-5} ≤
II	0.417 ≤ ~ < 0.595	3.044×10^{-5} ≤ ~ < 4.344×10^{-5}
III	< 0.417	< 3.044×10^{-5}

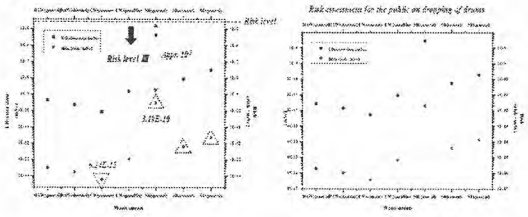
3. RISK ASSESSMENT ON ARBITRARY ACCIDENTS ORIGINATING IN THE TSF FOR LILW MANAGEMENT

In this study, seven waste streams were considered for risk assessment on arbitrary accidents originating in the TSF for LILW management: the general DAW (200 L), the shielded DAW (200 L), the concentrated waste solidified by cement (200 L), the concentrated waste stabilized by paraffin (200 L), the general spent resin (200 L), the spent resin solidified by cement (200 L), and the general spent filter (200 L). The assumptions for risk assessment are as follow:

- The number of damaged drums for the dropping of drums : 20
- The number of damaged drums for the fire : 80
- The drums generated in 1995 were used for the risk assessment (conservative approach)

Figure 2 (a) shows the risk corresponding to the effective doses resulting from the dropping of drums for workers. Figure 2 (b) indicates the risk corresponding to the effective doses resulting from the dropping of drums for the public. The risk with respect to each waste stream for workers was a hundred-fold higher than those for the public. The risk on all of waste streams originating from the dropping of drums for workers and the public didn't exceed the risk-level III. Furthermore, the waste stream for which the effective dose was the highest

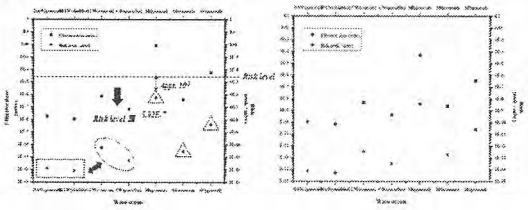
was the general spent resin regardless of workers and the public. And then, the risk of the concentrated waste solidified by cement was the lowest.



(a) (b)

Fig. 2. Risk assessment on the dropping of drums (a) for worker, (b) for the public.

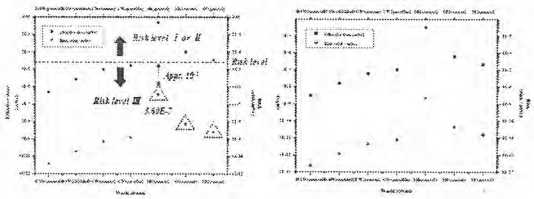
Figure 3 (a) shows the risk corresponding to the effective doses resulting from the fire for workers. Figure 3 (b) indicates the risk corresponding to the effective doses resulting from the fire for the public. The risk with respect to each waste stream for workers was about one hundred-fold times than those for the public. The risk on all of waste streams originating from the fire for workers and the public didn't exceed the risk-level Ⅲ. Furthermore, the waste stream for which the effective dose was the highest was the general spent resin regardless of workers and the public. And then, the risk of the concentrated waste solidified by cement was the lowest. Also, the risk in regard of the shielded DAW was relatively lower than concentrated wastes solidified with cement and stabilized with paraffin.



(a) (b)

Fig. 3. Risk assessment on the fire (a) for worker, (b) for the public.

The results on risk assessment plotted from the figure 2~3 were evaluated by considering the releasing rate with respect to the waste stream and radionuclide on the main risk factors: the dropping of drums and fire. However, in cased of no considering the releasing rate suggested in the NUREG/CR-4370, the results on risk assessment could be higher than those considering the releasing rate. Although the releasing rate was not considered in regard of the waste stream and radionuclide on the dropping of drums and fire, the risk on all of waste streams originating in the TSF for workers and the public didn't exceed the risk-level Ⅲ like the case of the risk assessment considering the releasing rate (Fig. 4 (a)~(b)).



(a) (b)

Fig. 4. Risk assessment in case of no considering the releasing rate (a) worker, (b) for the public.

4. Conclusions

In order to conduct the risk assessment on arbitrary accidents originating in the TSF for LILW management, the result of dose assessment was converted to the risk index. The risk conversion parameter for deriving the risk index was considered in the concept of the total risk factor suggested in the ICRP. After considering each parameter, the total risk factor was represented by the value of 7.3E-5 risk/mSv in terms of risk dimension. And then, the risk-level was also derived with respect to each risk degree. Consequently, the risk-level of all of drums was Ⅲ regardless of waste stream with respect to the dropping of drums and fire. Especially, the risk originated in dropping of drums could be ignored.

5. References

[1] M.H. Ahn, etc., "Establishment of risk-based accident scenarios using the mater logic diagram related to LILW management in the temporary storage facility", Annals of Nuclear Energy 35, pp. 2420-2425 (2008).

[2] ICRP, ICRP Publication 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Elsevier, (1990).

원자력 발전소내 수소제어설비(PAR) 적용 세라믹 허니컴 촉매의 수소제어 특성

강연석, 서필원*, 이승현*, 김기왕, 홍성창
경기대학교, 수원시 영통구 이의동 산94-6
*(주)세라컴, 충남 아산시 득산동 312-26
schong@kyonggi.ac.kr

1. 서론

원자로 내의 냉각제 상실 사고(LOCA)가 발생하면 물의 방사분해 및 금속의 부식 등과 함께 고온에서(≥1000℃) 핵연료피복재로 사용되는 부식방지용 지르칼로이(zircaloy)의 산화반응으로 인해 대량의 수소가 발생하게 된다. 이렇게 발생된 수소는 원자로 건물내에 농축 되며, 발생된 수소를 제어하는 방식으로 기존의 열재결합기 및 수소 점화기가 사용되어 왔다. 이러한 기존의 수소제거 방식은 지속적인 에너지 공급이 되어야만 기능이 원활하게 지속된다. 하지만 최근 발생한 후쿠시마 원전사고의 경우에는 대규모 지진으로 인해 비상시 가동되어야 할 전원 공급이 작동하지 못해 수소가 농축되었으며 농축된 수소의 폭발로 격납건물이 무너졌으며 이로 인해 방사선의 외부 노출로 이어진 것이다. 이러한 문제점으로 인해 프랑스, 독일 등지의 유럽에서는 원전내의 수소를 제어하기 위한 설비로 피동 촉매형 재결합기(Passive Auto-catalytic Recombiner)을 많이 도입하고 있는 실정이다.

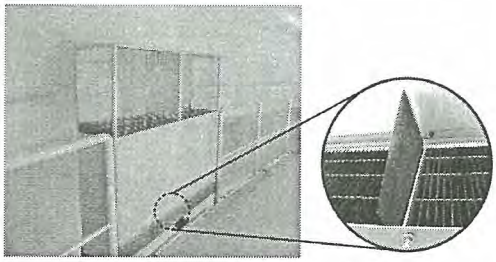


Fig. 1. AREVA-design PAR: Implementation and detailed view on catalyst section.

Fig. 1.은 기존 상용 PAR설비로써 AREVA사의 제품이다[1]. PAR은 촉매반응을 이용하여 원전에서 설계기준사고(DBA) 및 중대사고(SA) 발생시에 상온에서 자발적으로 수소와 산소를 재결합시키며 이때 발생하는 열로 자연대류를 일으킴으로써 별도의 전원이 불필요한 장점을 가지고 있어 수소폭발을 방지하기 위한 효과적인 수단으로 평가되고 있다. 이에 본 연구에서는 PAR설비에 적용 가능한 코팅용 촉매 슬러리를 제조 후 이를 코팅한 세라믹 허니컴을 이용하여 다양한 조건 변화에 따른 수소제거 실험을 실시하여 적용가능성을 기술하였다[1,2].

2. 본론

2.1 제조방법

본 연구에 사용된 촉매는 일정비의 활성물질과 비표면적이 높은 담체를 혼합하여 제조된 슬러리를 통기성이 우수하며 표면적이 넓은 다공성 세라믹 허니컴에 일정량을 코팅한 후 열처리 과정을 통하여 제조하였다. 촉매의 코팅 전후의 사진을 Fig. 2.에 나타내었다.

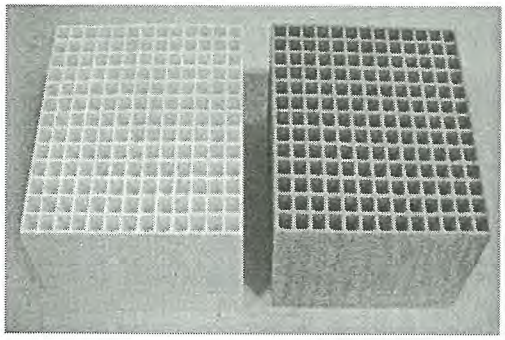


Fig. 2. Picture of raw honeycomb(Left) and catalyst coated honeycomb(Right).

2.2 실험방법

반응기는 연속 흐름형 고정층 반응기로 내경 20 mm 석영관(quartz pipe)으로 제작하였으며, 촉매 층을 고정하기 위하여 quartz tape을 허니컴에 감싸서 촉매를 고정하였다. 반응기에 공급되는 가스는 각 실린더로부터 MFC (Mass Flow controller, MKS Co.)를 사용하여 공급유량을 조절하였다. 반응 물질의 구성은 H_2 vol. 4%, O_2 20 vol. %, vapor R.H. 100%±5 (1bar & 25℃) 와

Balance 가스는 N_2을 사용하였다. 실험장치의 계략도를 Fig. 3.에 나타내었다.

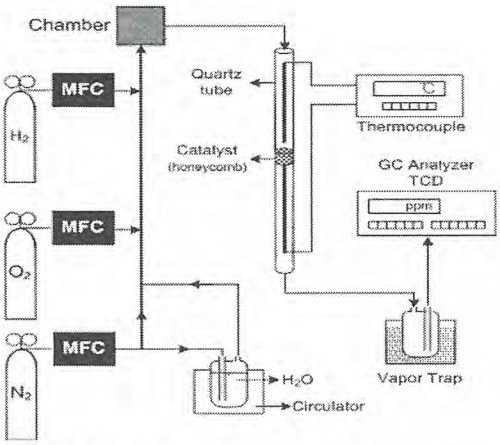


Fig. 3. Schematic diagram of H_2 oxidation reactor.

2.3 결과 및 고찰

Park[3]에 의하면 수소제거율은 압력이 증가할수록 비례하여 증가하는 경향을 나타낸다고 보고하고 있다. 이에 본 실험에서는 1.5 bar보다 낮은 1.0 bar에서 실험을 하였으며, 또한 실내의 온도는 일반 상태인 25 ℃를 적용하여 실험을 실시하였으며 실험결과는 Table 1에 표기하였다.

Table 1. Experimental Results.

S.V.(hr^{-1})	Hydrogen Conv. Rate (%)	Outlet Gas Temp. (℃)
100000	93.7	281
70000	98.5	265
60000	99.0	252
50000	99.3	236
35000	100.0	197

Table 1.에 나타난 것과 같이 공간속도가 감소할수록 수소의 전화율은 증가하는 경향을 나타낸다. 이는 촉매 절대량 및 선속도의 감소에 기인한 것이라 판단된다.

본 실험은 별도의 단열장치 없이 실시되었기 때문에 기상으로의 열 손실이 매우 큰 실정이었음에도 불구하고 반응시작 온도인 25 ℃에서 반응 후 촉매층 후단의 온도는 실험 공간속도 전 범위에서 197 ℃ 이상이 되는 것을 확인 할 수 있었다. 주입 수소 농도가 4 %로 고정된 상태에서 유량을 달리 하여 실험한 결과 공간속도 100000hr^{-1}에서 가장 높은 281℃로 측정되었다. 공간속도가 증가 할수록 단위시간당 많은 양의 수소가 산화됨으로 인해 최대온도 또한 증가 하지만 일정 유량 이상에서는 다량의 불활성 가스의 주입과 수소 전화율의 감소 및 고온으로 올라감에 따른 승온의 방해로 인해 최고온도의 증가 추세는 감소하는 것이라 판단된다. 이처럼 최고온도의 차이는 존재 하지만 위와 같은 온도 차이는 실제 공정에 적용될 경우 자연대류(natural convection)를 일으켜 수소제거율(g/sec)을 향상시킬 수 있으리라 판단된다.

3. 결론

본 실험은 실제 공정에서 처리해야 될 수소의 단위 시간당 질량을 고려하여 실험 조건을 수립하였으며, 실제 원자력 발전소내의 환경조건보다 악조건인 상압, 상압에서 실험한 결과 세라믹허니컴에 코팅된 촉매는 수소재결합 실험에 있어 높은 수소 전화율을 나타내는 것을 확인 할 수 있었다. 또한 수소와 산소의 결합시 발생하는 발열로 인하여 실제 공정에서 별도의 에너지원 공급 없이도 자연대류가 가능하리라 판단된다.

4. 참고문헌

[1] S. Kelm, L. Schoppe, J. Dornseiffer, D. Hofmann, E. A Reinecke, F. Leistner, S. Juhe, "Ensuring the long-term functionality of passive auto-catalytic recombiners under operational containment atmosphere conditions-An interdisciplinary", Nuclear Engineering and Design, 239, pp. 274-280 (2009).

[2] 김종태, 홍성완, 김상백, 김희동, "APR1400의 급수완전상실사고 시 격납건물 내에서 수소와 수증기의 3차원 거동에 대한 수치해석", 한국전산유체공학회지, 10(3), pp. 9-18 (2005).

[3] 박재원, "허니컴 피동촉매수소재결합기의 성능에 관한 실험 및 해석", 박사학위논문, 서울대학교, 서울, 대한민국 (2011).

사용후핵연료 검증용 광섬유 기반의 체렌코프 방사선 측정 센서 제작을 위한 기초연구

장경원, 유욱재, 문진수, 한기택, 김 신*, 박병기**, 이봉수
건국대학교, 충북 충주시 단월동 322
*제주대학교, 제주특별자치도 제주시 제주대학로 102
**순천향대학교, 충청남도 아산시 신창면
bslee@kku.ac.kr

1. 서론

일반적으로 하전입자(charged particle)는 공기 중에서 빛보다 빠른 속도로 진행할 수 없다. 그러나 어떠한 매질 안에서 일정 에너지 이상의 하전입자는 매질 내의 빛의 속도보다 빠르게 진행할 수 있다. 체렌코프 방사선(Cerenkov radiation)은 하전입자가 물이나 폴리메틸 메타크릴레이트(polyme- thyl methacrylate, PMMA)와 같은 투명한 매질(tra- nsparent medium) 내에서 그 매질내의 빛의 속도보다 빠르게 투과할 때 발생된다. 이러한 체렌코프 방사선은 비등수형 원자로(boiling-water reac- tors, BWR) 및 가압경수형 원자로(pressurized- water reactors, PWR), 그리고 습식 사용후핵연료저장조에서 쉽게 관측될 수 있다. 습식 사용후핵연료저장조에서의 경우, 체렌코프 방사선 발생의 주요인인 전자는 컴프턴 전자(Compton electron)로서 사용후핵연료에서 발생되는 423 keV이상의 감마선에 의하여 발생된다. 그러므로 발생되는 체렌코프 방사선의 양은 사용후핵연료의 연소도(burn-up)와 핵분열생성물(fission product)의 반감기(half-life)에 의존하는 감마선의 양과 에너지에 의해서 결정된다 [1]. 기본적으로 습식 핵연료저장조에서 발생되는 체렌코프 방사선은 물에서 발생되는 것으로서 이러한 체렌코프 방사선 측정을 통하여 사용후핵연료의 연소도를 예측할 수 있다. 그러나 건식 저장조에서는 그 측정이 불가능하고, 사용후핵연료의 축방향에 따른 연소도 및 결함여부에 대한 정보를 정확히 파악하기에는 어려움이 있다.

빛을 전달하는 매체인 광섬유는 주로 유리 및 PMMA로 구성되어 있다. 그러므로 이러한 광섬유 역시 하전입자와 상호작용하여 체렌코프 방사선을 방출하는 매개체가 될 수 있다. 광섬유는 기본적으로 그 직경이 매우 작아서 협소한 공간에서의 신호 측정이 가능하고, 신호전달과정에서 온도, 압력 및 전자기파의 간섭을 받지 않는 등 많은 장점을 가지고 있다. 특히 광섬유에서 발생되는 체렌코프 방사선을 측정할 경우, 사용후핵연료의 축방향 연소도를 측정 할 수 있고, 결함여부의 판별도 가능하다는 장점이 있다.

본 연구에서는 사용후핵연료 검증을 위한 광섬유 기반의 체렌코프 방사선 측정 센서 개발의 일환으로 광섬유의 개구수(numerical aperture, NA) 및 수산기(OH)의 함유량에 따라 광섬유에서 발생되는 체렌코프 방사선을 측정하였고, 스펙트로미터(spectrometer)를 이용하여 체렌코프 방사선의 파장을 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

본 연구에서 체렌코프 방사선 방출용으로 사용된 광섬유는 Thorlabs사의 BFL22-910, BFL37-1000, APCH1000, BFL48-1000, BFH48-1000로서 계단형 굴절률(step index)을 가지는 멀티모드(multi- mode) 광섬유이다. 광섬유의 코어(core)는 실리카(pure silica)로 구성되어 있으며 BFL22-910을 제외하고 클래딩(cladding)은 모두 하드 폴리머(hard polymer)로 구성되어 있다. BFL22-910의 경우, 플루오린 실리카(fluorine silica)로 클래딩이 구성되어 있다. 각 광섬유의 직경, 개구수, 수산기 함유량 등은 표 1과 같으며, 그림 1은 각 광섬유의 파장에 따른 감쇄도를 보여주고 있다.

Table 1. Properties of optical fibers.

Optical fiber	Diameter	NA	OH
BFL22-910	910 ㎛	0.22	Low
BFL37-1000	1000 ㎛	0.37	Low
APCH1000	1000 ㎛	0.39	Low
BFL48-1000	1000 ㎛	0.48	Low
BFH48-1000	1000 ㎛	0.48	High

체렌코프 방사선의 파장 및 광량을 계측하기 위해서 사용된 광 계측장비는 Ocean optics사의

스펙트로미터(QE65000)로서 본 스펙트로미터의 검출 파장 영역은 200 nm~925 nm이다.

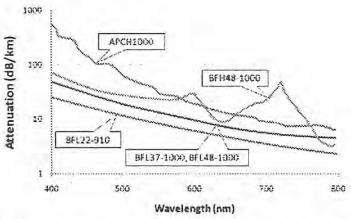


Fig. 1. Attenuations of optical fibers according to the wavelength.

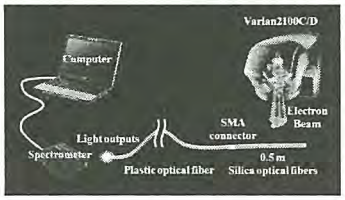


Fig. 2. Experimental setup.

그림 2는 실험구성을 보여주고 있다. 선형가속기에서 발생된 전자선이 유리광섬유에 조사되면 여기서 발생된 체렌코프 방사선은 10 m의 플라스틱 광섬유를 통하여 스펙트로미터로 전송된다.

2.2 실험결과

그림 3은 광섬유의 종류에 따라서 측정된 체렌코프 방사선의 파장을 보여주고 있다. 결과에서 체렌코프 방사선의 최대 방출 파장은 약 460 nm로 측정되었고, 약 610 nm에서는 체렌코프 방사선 전송용 플라스틱 광섬유에 의해서 광 신호가 감쇄되는 것을 확인할 수 있다. BFL48과 BFH48의 결과를 살펴보면 BFL48의 값이 더 크게 측정된 것을 확인할 수 있는데, 이는 광섬유 자체의 수산기 함유량에 의한 결과로 수산기 함유량이 많을 경우 감쇄가 커지는 것에서 기인한다. BFL22의 결과를 살펴보면 개구수에 비해 상대적으로 값이 크게 측정되는 것을 확인할 수 있다. 이는 BFL22 광섬유 자체의 감쇄도가 매우 작은 것에서 원인을 찾을 수 있다.

그림 4는 광섬유의 개구수에 따라 측정된 체렌코프 방사선의 광량을 보여주고 있다. 광섬유에서 발생된 체렌코프 방사선의 광량은 개구수에 따라 증가하는 것을 확인할 수 있다. 일반적으로 광섬유의 개구수가 증가하게 되면 임계각이 커지게 되고, 그에 따라 전달되는 광량이 많아지게 된다.

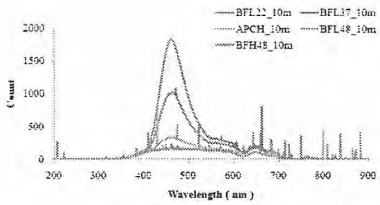


Fig. 3. Measurements of the wavelengths of Cerenkov radiations generated from optical fibers.

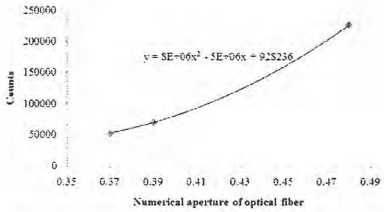


Fig. 4. Measurements of the intensities of Cerenkov radiations according to the numerical apertures of optical fibers.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 검증을 위한 광섬유 기반의 체렌코프 방사선 측정 센서 개발의 일환으로 광섬유의 개구수 및 수산기의 함유량에 따라 광섬유에서 발생되는 체렌코프 방사선을 측정하였고, 스펙트로미터를 이용하여 체렌코프 방사선의 파장을 분석하였다. 향후 연구 계획은 광섬유의 길이에 따라 발생되는 체렌코프 방사선의 광량을 측정하는 것이다. 계속적인 연구를 통하여 개발될 광섬유 기반의 체렌코프 방사선 측정 센서는 경제적, 효율적으로 사용후핵연료 검증에 사용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

"이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 연구지원프로그램으로 지원받았습니다. (관리코드: M2009-0078227)"

"본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (2011T100100249)"

5. 참고문헌

[1] M. Kuribara, 1994. IEEE Transactions on Nuclear Science. Vol. 41, pp. 1736-1739.

몬테카를로 방법에 기초한 진단용 엑스선 발생장치의 엑스선 스펙트럼 계산

한동현, 이범수*, 강상구*, 안성환*, 김종일*
서해대학교, 전북 군산시 오룡동 서해대길 2번(832-1)
*전북대학교, 전북 전주시 덕진구 백제대로 567
ash1223@naver.com

1. 서론

본 연구에서는 몬테카를로 방법에 기초한 GEANT4 시뮬레이터를 이용하여 진단용 엑스선발생장치의 엑스선 스펙트럼 계산하였다. GEANT4로 계산된 자료의 유용성 평가는 진단용 엑스선 스펙트럼 계산에 이용되는 IPEM report number 78(이하 IPEM 78) Spectrum processor의 스펙트럼과 SpekCalc 프로그램 결과와 비교하여 저에너지 영역에서의 전자기 물리모델의 GEANT4의 적용 가능성을 확인코자 하였다.

2. 본론

2.1 대상 및 방법

2.1.1. 시뮬레이션 환경의 설정

본 연구의 엑스선 발생장치는 국내에서 의료용으로 이용되는 일본 T사의 엑스선관이다. 타겟의 각도는 12°, 타겟 직경은 74 mm, 고유여과는 75 kV에서 0.9 mmAl이다. 추가로 설치된 부가여과는 1.5 mmAl이며, 총여과값는 75 kV에서 2.4 mmAl이다. 고유여과 물질의 두께 및 밀도는 Table 1과 같다.

Table 1. Material of inherent filtration.

Material	Thickness(mm)	Density(kg/m^3)
Pyrex glass	2.0	2.33
Insulation oil	3.0	0.80
Bakelite	2.5	1.25

음극 필라멘트 위치에서 타겟 방향으로 방출되는 전자빔의 면적은 실제 엑스선관의 초점크기인 1.2 mm로 설정하였다. 초기 전자빔의 에너지는 80, 100, 120, 140 keV로 설정하였으며, 전자빔과 타겟과의 상호작용 결과 발생된 엑스선을 검출하기 위해 초점과 수직방향으로 직경 15 mm 원형의 가상 검출부를 0.5 keV 간격으로 설정하였다. IPEM 78과 SpekCalc의 환경설정은 GEANT4와 동일한 에너지들과 타겟 각도 그리고 총여과를 GEANT4 환경과 동일하게 설정하여 0.5 keV 간격으로 출력하여 각 스펙트럼의 평균에너지를 구해 비교하였다. 이상의 시뮬레이션은 GEANT4.9.4 p01 버전을 기반으로 수행하였다.

2.1.2 IPEM Report No. 78[1]

IPEM report No. 78 버전은 엑스선 스펙트럼 계산을 위한 반경험적 모델을 기반으로 개인용 컴퓨터를 이용하여 적용할 수 있게 고안된 프로그램이다. 프로그램 명칭은 Spectrum processor이며, 텅스텐(W), 몰리브덴(Mo), 로듐(Rh)의 스펙트럼을 포함하고 있다. 진단용 엑스선발생장치의 스펙트럼 예측에 광범위하게 이용되고 있다.

2.1.3. SpekCalc 프로그램[2]

몬테카를로 방법에 기초하여 개발된 SpekCalc 프로그램으로 사용자가 에너지빈 폭의 조정, 저장과 전시, 계산 등을 쉽게 조정할 수 있는 특징이 있다. 사용자가 mm 단위로 선택하여 사용가능하다. SpekCalc의 결과는 진단용 엑스선 스펙트럼 측정 실험결과와도 매우 잘 일치하는 것으로 보고된 바 있다.

2.2 실험결과 및 고찰

초기 전자빔의 운동에너지 60, 80, 100, 120 keV의 조건에서 GEANT4 시뮬레이터로 계산된 엑스선 스펙트럼을 GEANT4, IPEM 78 그리고 SpekCalc의 스펙트럼은 동일한 조건에서 계산된 에너지별 광자수를 광자 1개당 방출확률로 일반화하여 상대 강도(Relative Intensity)를 통해 비교한 결과는 Fig. 1과 같다. 관전압 증가에 따라서 스펙트럼의 면적이 현저히 증가 하였다.

스펙트럼의 형태는 타겟인 텅스턴과 전자의 상호작용으로 발생하는 엑스선은 연속적 분포를 보이는 제동복사에 의한 선량분포와 타겟의 궤도전자와 상호작용으로 57.981, 59.318, 69.101, 67.244 keV 에너지에서 특성엑스선이 발생하여 피크를

형성한다. 따라서 GEANT4로 계산된 80 keV 이상의 스펙트럼에서 나타난 58, 59.5, 67.5, 69 keV 부근의 불연속 피크와 잘 일치하였다.

각 엑스선 스펙트럼의 평균에너지(E_{mean}) 차이는 전자빔의 에너지 60, 80 keV에서는 1 keV이하, 100, 120 keV에서는 2.5 keV이하로 나타났다 (Table 2).

Table 2. Mean energies(keV) of photon calculated by simulation tool.

Electron energy	60	80	100	120
GEANT4	35.6	42.1	47.8	52.7
IPEM 78	35.9	43.3	49.8	55.2
SpekCalc	35.8	42.7	48.9	54.2

또한 최대강도를 나타내는 에너지 구간은 60, 80 keV에서는 약 33~38 keV, 100, 120 keV에서는 35~40 keV 범위로 비슷한 경향을 나타냈다. 그러나 80, 100, 120, 140 keV의 전반에 걸쳐 특성엑스선 피크에너지가 $K_{\alpha1}$은 일치하였으나, $K_{\alpha2}$, $K_{\beta1}$, $K_{\beta2}$는 1 keV의 오차가 발생하였다. 이는 각 시뮬레이터들에서 에너지 간격을 설정하는데 있어 발생하는 차이이다. 또한 특성엑스선 피크들의 전반적인 강도는 IPEM 78과 SpekCal의 결과보다 낮게 나타났다. 이와 같은 결과는 MCNP 코드를 이용한 Ay[3] 등의 선행연구들과 같은 결과를 나타냈다. 위와 같은 결과들을 종합하면 GEANT4를 이용한 진단용 엑스선 발생장치에서 방출되는 엑스선 스펙트럼의 계산은 기하학적 구조를 실제에 매우 근접하게 묘사할 수 있고, 그 결과가 진단영역의 엑스선 스펙트럼 계산에 광범위하게 사용되는 IPEM 78 및 최근 개발된 SpekCalc의 결과와 잘 일치하였다. 이에 더해 본 연구의 기하학적 모델링 과정에서 기존의 연구들과는 달리 실제 엑스선관을 입체적으로 구성하였고, 특히 관유리, 절연유 그리고 방사창 등의 고유여과를 단순한 알루미늄 판 형태가 아닌 3D로 모델링하였기 때문에 그 가치는 매우 클 것으로 생각된다.

3. 결론

본 연구는 몬테카를로 방법에 기초한 GEANT4 시뮬레이터를 이용하여 진단용 엑스선발생장치에서 방출되는 엑스선의 스펙트럼을 계산하였다. 진단용 엑스선 스펙트럼 계산에 광범위하게 이용되는 IPEM 78 및 SpekCalc로 계산한 스펙트럼과 비교한 결과 특성엑스선의 피크 에너지, 평균에너지, 최대강도 에너지범위 등이 잘 일치하여 정확성을 확인하였다. 향후 리플백분율, 타겟 각도 등의 추가적인 연구가 진행된다면 진단영역 에너지에서 전자 및 광자의 에너지 수송과정과 엑스선 스펙트럼 계산 등에 GEANT4는 매우 유용한 도구가 될 것으로 사료된다.

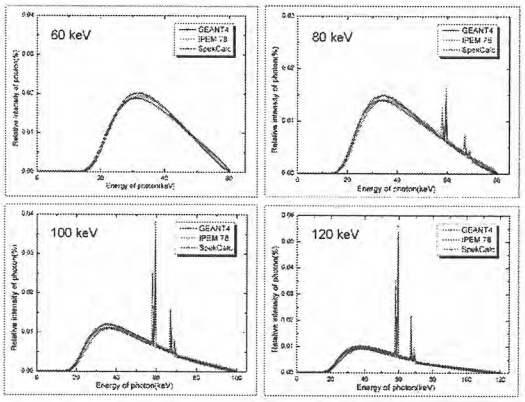


Fig. 1. According to the Electron energy(60~120 MeV), Spectrum of each model(Geant4-IPEM 78-SpekCalc).

4. 참고문헌

[1] Med. Phys., 24(1), 51-70, 1997.
[2] Med. Phys., 18(5), 934-938, 1991.
[3] Phys. Mes. Biol. 49(21), 4897-4917, 2004.

SPECIAL SESSION

빈 면

Nuclear Waste Management and Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Due to the Great East Japan Earthquake

Y. Ichikawa, K. Kimoto

Department of Urban Environment Development, Okayama University, Okayama 700-8530, Japan

yiyi08@cc.okayama-u.ac.jp

This lecture will discuss the events that followed the earthquake, and the resulting tsunami, which occurred in Japan on 11th of March 2011. It will discuss the origins and severity of the earthquake, the resulting tsunami and the devastation and loss of human life that followed. In particular, world attention was focused on the nuclear power plants located in Fukushima, which were damaged by the tsunami. The current conditions in the areas affected by the tsunami and reactor incident will also be discussed. The issues of nuclear waste management in Japan will be also discussed

Fig. 1. Epicenter area of the Great East Japan Earthquake.

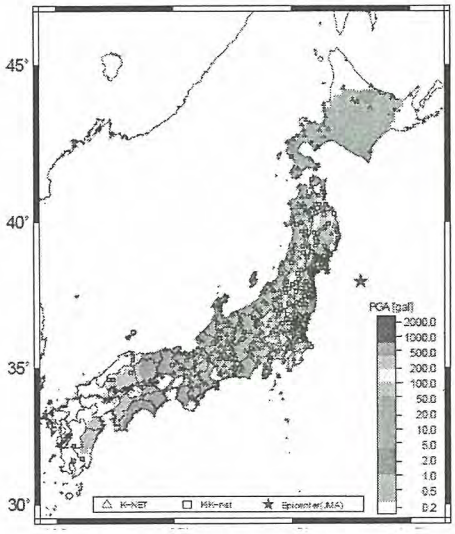


Fig. 2. Observed max. acceleration

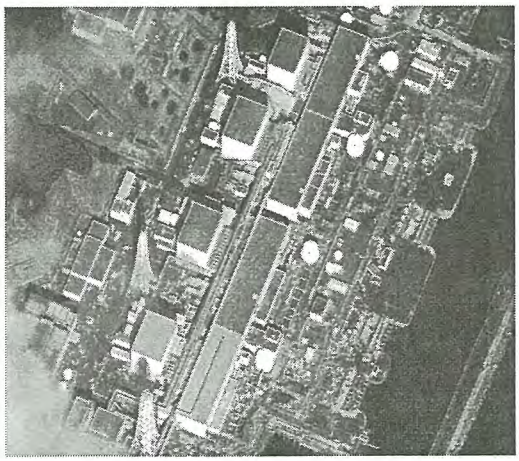


Fig. 3. Fukushima Daiichi on 2011.03.12

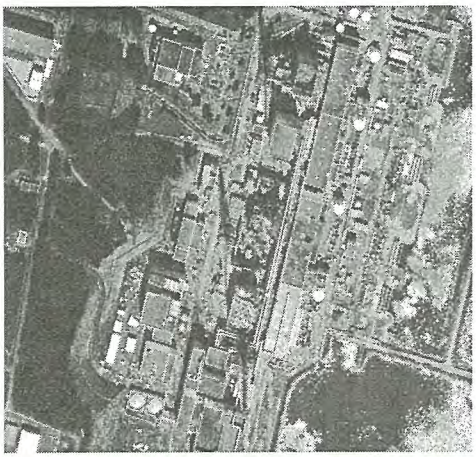


Fig. 4. Fukushima Daiichi on 2011.03.18.

Practical Lessons on the Geologic Disposal of Nuclear Waste

F.W. Schwartz* and Y. Kim*

School of Earth Science, The Ohio State University, Columbus, OH 43210
**Korean Institute of Geoscience and Mineral Resources, 92, Gwahangno Daejeon, Korea*
schwartz.11@osu.edu

1. Introduction

This talk sets out to illustrate important lessons pertinent to the disposal of nuclear waste learned from regional studies. Illustrative examples are drawn from the Yucca Mountain site in Nevada, the Coconino Aquifer in Arizona, the Barrick Gold mine in Nevada, and studies here on Jeju Island. All of these study sites are characterized by complexity due to their geologic and hydrogeologic settings and patterns of primary and secondary porosity development.

2. Results

The first lesson is that all successful projects require considerable time and effort in describing the physical setting. In this respect, we emphasize the geology and hydrogeology as essential components of a "defense in depth" strategy for risk reduction. Of particular importance are measurements on the distribution of key geologic and hydrostratigraphic units, key faults and on the character of fracture development.

The second lesson concerns the particular importance of faults and fractures in controlling local and regional patterns of flow and transport. Studies around the world have shown the enormous importance of such features in site safety assessments particularly in hard rock settings. For example, at Yucca Mountain very extensive test drilling still was unable to define the influence of these features on flow.

The last lesson concerns quantitative assessments. Successful projects undertake modeling before, during and after projects are completed. These efforts are needed to validate conceptual models, help to interpret field observations, and finally to predict how the geosphere contributes to waste isolation. Such modeling typically provides an essential component of the total system performance assessment.

3. Conclusions

Studies in country after country have emphasized the importance of favorable performance of the site in an overall safety assessment. Detailed information about the important elements of the geologic and hydrogeologic setting, the contribution of faults and fractures to flow and transport, and finally model based evaluation of the hydrogeologic setting are essential components of an overall "defense in depth" strategy for geologic disposal of nuclear wastes. This strategy builds redundancy into a design to overcome uncertainties in performance of containers and the near-field setting.

Characteristics of lithology and tectonic setting in the Korean peninsula

Lee, Byung-Joo, Chae, Byung-Gon, Choi and Jung-Hae
KIGAM, 124 Gwahang-no, Yuseong-gu, Daejeon, 305-350, KOREA
bjlee@kigam.re.kr

1. Introduction

Korean Peninsula geographically lies adjacent to China and Japan. On be half of The northern border of Korea is formed by the Amnok and Duman rivers which separate it from Manchuria. A 16-kilometer segment of the Duman river to the east also serves as a natural border with Russia. The west coast of the Korean Peninsula is bounded by the Korean Bay to the north and the Yellow Sea to the south; the east coast is bounded by the East Sea. Two hundred kilometers separate the peninsula from eastern China. The Japanese islands of Honshu and Kyushu are located 206 kilometers to the southeast, just across the Korea Strait. Because of its unique geographical location, Chinese culture filtered into Japan through Korea; a common cultural sphere of Buddhism and Confucianism was thus established between the three countries.

The total area of the peninsula, including the islands, is 222,154 square kilometers of which about 45 percent (99,313 square kilometers), excluding the area in the Demilitarized Zone (DMZ), constitutes the territory of South Korea. There are about 3,000 islands belonging to Korea. The islands are located mostly around the Yellow Sea; only a handful of them lie off the East Sea. Ulleungdo, the largest island in the East Sea, serves as a major fishery base as does Dokdo island. Important islands within South Korea's territory include Jejudo, the largest island, which lies off the southwest corner of the peninsula, Geojedo, Ganghwado, and Namhaedo.

Nearly 70 percent of the Korean Peninsula is covered by mountains and hills. Located mostly in the southern and the western regions, these hills give way gradually to increasingly higher mountains toward the eastern and the northern end. On the whole, the western and southern slopes of the peninsula are wide with some plains and basins along rivers, while the eastern slope is very narrow because the high mountains hug the East Sea coastline.

Most of the high mountains are located along the Tebaeksan range which parallels the east coast, running roughly north-to-south. West of this range are the drainage basins of the Han-gang and Geumgang rivers. This range is extended to the Nangnimsan range in North Korea, forming the geological and geomorphological backbone of the peninsula and constituting the drainage divide between the western and eastern slopes of the peninsula. Mt. Nangnimsan (2,014 meters), Mt. Geumgangsan (1,638 meters), Mt. Seoraksan (1,708 meters), and Mt. Taebaeksan (1,567 meters) are some of highest summits along the these ranges. Just southwest from the Taebaeksan range is another important range, the Sobaeksan, which culminates in the massive Mt. Jirisan (1,915 meters).

2. General Geology and tectonic setting

Physiographically, Korea is a mountainous peninsula extending south-southeast from the northeastern part of the China mainland. The north-northwest, south-southeast trend forms the Taebaeksan range, which is close to the east coast. The east coast is of an uplifted topography, showing a relatively straight shoreline, whereas the west coast shows the features of a submerging shoreline. The mountains are not high, rarely exceeding 1,200 meters, but they are found almost everywhere. As a consequence, the terrain is rugged and steep. Only near the west and southwest coasts are there extensive flat alluvial or deluvial plains and more subdued rolling hilly lands.

Being a mountainous peninsula, Korea is of a diverse geologic make-up. It is composed largely of Precambrian rocks, such as granite gneisses and other metamorphic rocks. Two separate blocks of Paleozoic Strata are found in South and North Korea. The one in the South covers the Taebaeksan range, and the one in the North is near Peoyongyang. Mesozoic Strata are found in the southeastern part of the peninsula and Cenozoic

strata are limited to some small areas scattered around the peninsula. Jurassic and Cretaceous granites intrude through the older rocks in a northeastward-southwestward direction in some places, but show no specific trend in others(Fig. 1). Unlike nearby Japan, Korea is a stable landmass with no active volcanoes and rare earthquake shocks, although the islands of Ulleungdo and Jejudo are of volcanic origin. Mt. Paektusan in the North is capped with a caldera lake, and Mt. Hallasan on Jejudo island has a small crater lake.

The Korean Peninsula lies within the Chino-Korean plateform (Fig 1). Generally speaking, the Precambrian basement of the Peninsula is tectonically related to that of Manchuria and China. The Pyeongbuk-Kaema Massif forms the southern part of Liao-Gaema Massif of southern Manchuria, and the Gyeonggi and Mt. Sobaeksan massifs of the peninsula can be correlated with the Shandong and Fujian Massifs of China.

The Paleozoic sediments, lying on the Precambrian Massifs in the Pyeong-an and Okcheon basins, can be correlated with those in the Yellow River and Yangtze basins. On the other hand, the Mesozoic rocks of the Gyeongsang Basin in the southeastern part of the peninsula can be said to extend toward the Gwanmon Basin in the southwestern tip of Japan across the Korea Strait. The Pohang Tertiary sedimentary rocks, distributed mainly in the southeastern corner of the land, lie on Mesozoic rocks.

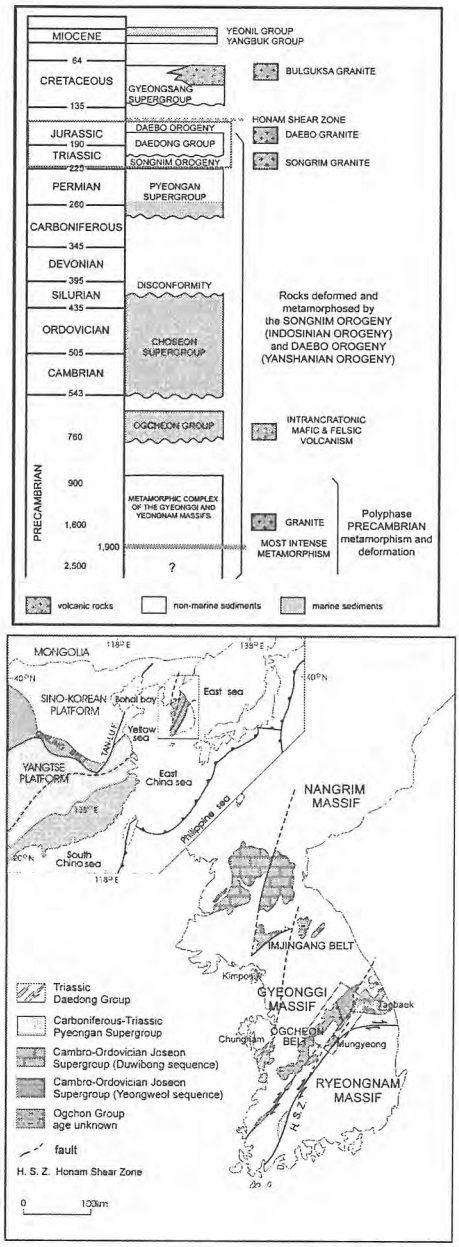


Fig. 1. Simplified geologic system and tectonic map of Korea .

Experience from Siting and Design of the Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center in Korea

Jin Beak Park, Kyung-Ku Lee and Eun Yong Lee
Korea Radioactive Waste Management Corporation, 150-1, Duckjin-dong, Yuseong-gu, Daejeon, 305-353, Korea
jbpark@krmc.or.kr

1. Introduction

The objectives and associated set of internationally agreed upon principles of radioactive waste management clearly state that radioactive waste has to be dealt with in a manner that protects both human health and the environment, both now and in the future, without imposing undue burden on future generations [1]. Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste (LILW) in the Republic of Korea is generated from commercial nuclear power plants (NPPs), research institutes, nuclear fuel manufacturing facilities, and spent radioisotopes (RI). After the Atomic Energy Act in 1986, the South Korean government has failed nine times to secure a disposal site from 1986 to 2004. A new announcement from the government to change the site selection procedure, in 2005, made Gyeongju city as a candidate site. In January 2007, the Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP) submitted an application to the national nuclear regulatory authority, the Ministry of Education, Science and Technology (MEST), for the first stage license that would authorize ther KHNP to construct and operate the Wolsong LILW Disposal Center. In this paper, we discuss experiences from siting and design of the Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center.

2. Site Selection

Since the creation of the legal grounds for the implementation of the project by the 1986 revision of the Atomic Energy Act (AEA), the Government of the Republic of Korea has actively implemented the selection of the sites for radioactive waste disposal facilities. There have been nine failed attempts to secure a disposal site from 1986 to 2004 due to 1) safety concerns about the disposal facility, 2) lack of transparency and fairness during project implementation, and 3) lack of social consensuses among the stakeholders.

In February 2004, the Ministry of Knowledge Economy (MKE) announced new site selection procedures, and MKE/KHNP endeavored in various ways to enhance the acceptance by local residents of disposal facilities. As a result, local residents voluntarily petitioned to host the facilities in ten areas, but site selection ultimately failed due to the absence of preliminary applications by local government heads.

Afterwards, on March 11, 2005, the MKE organized the Site Selection Committee (SSC) in order to guarantee the transparency and fairness of the site selection process. The SSC, consisting of 17 civilian experts from diverse fields, managed and supervised the entire site selection process. In addition, the "Special Act on Support for Areas Hosting Low and Intermediate Level Radioactive Waste Disposal Facilities" was legislated and announced on March 31, 2005 to stipulate support for areas hosting LILW disposal facilities, including special financial support, entry fees, and relocation of the KHNP headquarters. The act also stipulated the following to enhance the democracy and transparency of the selection process: 1) the host area is to be selected through resident voting in accordance with the Referendum Act, 2) the selection plan, site survey results, and selection process are to be implemented openly and transparently, and 3) open forums and discussions are to be held for the local residents.

Accordingly, on June 16, 2005, the MKE announced the candidate site selection method and procedures as well as the support to be provided to the host areas and initiated the process through an announcement regarding LILW disposal facility candidate site selection. Regarding candidate site selection procedures, as depicted in Fig. 1, the local governors applied to host the facilities with consent from local councils. Then, in accordance with the results of the site suitability assessment, the MKE requested local governors to conduct the local referendums in appropriate regions in adherence with the Referendum Act. Local governors proposed and held the referendums. Based on the results of the local referendums, areas with the highest percentage of favorable responses would be selected as the final candidate site.

The local governments that had appropriately applied to host the LILW disposal facility by August 31, 2005 were in the four areas of Gunsan, Gyeongju, Pohang, and Yeongdeok County, and these four local governments conducted referendums. In accordance with the results of the referendums, with the percentage of favorable responses among its residents amounting to 89.5%, Gyeongju was selected and announced as the final candidate site on November 3, 2005; the results of the referendums in the four cities and counties are given in Table 1. On January 2, 2006, the MKE designated and thereupon announced that the prospective rural development area comprising the entire 49 Bonggil-li, Yangbukmyeon, Gyeongju, North Gyeongsang Province (approximately 2,100,000㎡) had been selected as the final candidate site for the LILW disposal facility (the MKE Notice No. 2005-133).

Table 1. Results of referendums for site selection (2005).

Classification	Gyeongju	Gunsan	Yeongdeok	Pohang
Number of eligible voters	208,607	196,980	37,536	374,697
Number of actual voters (absentees)	147,636 (70,521)	138,192 (65,336)	30,107 (9,523)	178,586 (63,851)
Voter turnout	70.8%	70.2%	80.2%	47.7%
Percentage of favorite responses	89.5%	84.4%	79.3%	67.5%

3. Facility Design

A rock cavern type disposal facility initially scheduled to dispose of 100,000 waste packages (and ultimately 800,000 waste packages) was conceptualized. The current licensing application for a 100,000 waste package (waste volume of 35,200 m^3) facility has been approved simultaneously for operation and construction. For 100,000 waste packages, the total radioactivity is about 5.63E+15 Bq. The disposal facility consists of six silos, and the capacity of each silo is approximately 16,000 drums. LILW in the Republic of Korea is generated from commercial NPPs, research institutes, nuclear fuel manufacturing facilities, and spent radioisotopes (RI).

The facility layout of six disposal silos for the initial 100,000 waste packages is depicted in Fig. 2. The engineered barrier system of the disposal silo consists of waste packages, disposal containers, backfills, and a concrete silo. The conceptual drawing of the post-closure disposal silo is presented in Fig. 3. [2]

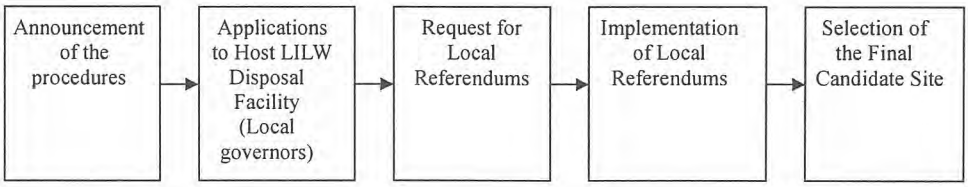


Fig. 1. Site selection procedures of the LILW disposal facility.

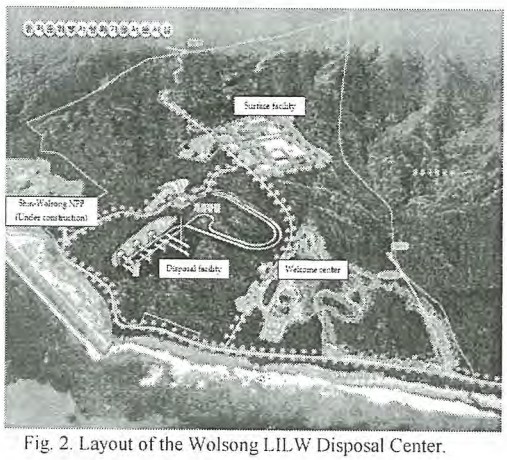


Fig. 2. Layout of the Wolsong LILW Disposal Center.

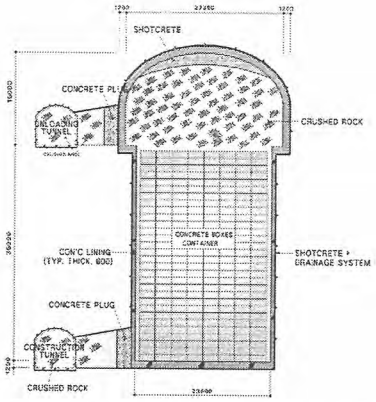


Fig. 3. Concept of disposal silos after closure at the Wolsong LILW Disposal Center.

4. Conclusion

The departure of the Wolsong LILW Disposal Center and the KRMC implies the necessity to change the existing domestic waste management system. Since the complete pathway of the LILW is now established from generation to disposal, the waste management system can proceed naturally to disposal. Until now the regulation has reflected a viewpoint of disposal in predisposal management, but from now on the disposal facility operator should be a practical controller in this stream. This change is very natural in that the acceptance of waste in disposal is judged by the disposal facility operator in terms of its own criteria which specify waste characteristics and, thus, all the previous steps, including pretreatment of waste, treatment, conditioning, storage, and characterization.

A proper apportionment and mutual assistance is essential between the disposal facility operator, waste generators, and the regulatory institute so that the new system will work well. First of all, the disposal facility operator should establish guidelines on relevant predisposal management and the waste characterization program in relation to disposal, and provide them for waste generators and predisposal managers in a timely manner. Waste generators and predisposal managers should check the existing methods and practices for waste management in terms of the waste acceptance criteria, and adjust them, if necessary, to the repository operator's guidance under close cooperation with the operator.

In addition, the regulatory institute should distinguish the respective scope and content of the regulation, as mentioned above, between the predisposal management and the disposal of waste, and refer to or consult the disposal facility operator about predisposal matters. In short, there is a necessity for close cooperation among the related organizations, particularly for this transition period so that the system can settle down.

3. REFERENCES

[1] IAEA, Safety Fundamentals "The principles of radioactive waste management," Safety Series No. 111-F, Vienna (1995).

[2] Jin Beak Park et. al., "Wolsong Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Disposal Center: Progress and Challenges, *Nuclear Engineering and Technology*, (2009) 41:1-16.

Variation of properties of smectites in terms of layer charge
- Molecular dynamics simulation study -

KAWAMURA, Katsuyuki
Graduate School of Environmental Sciences, Okayama University
Tsushimanaka 3-1-1, Kita-ku, Okayama, 700-8888, Japan
kats@cc.okayama-u.ac.jp

1. Introduction

Smectites are widely distributed in soils, sediments, and sedimentary rocks in the earth's suraface environments. Smectites are also very useful engineering materials because of their remarkable properties. The main properties are adsorption of cations and polar molecules, swelling, dispersion in electlyte solutions, etc. Compositional variations of smectite are significalnt because of the different petrological and geochemical environments. These property are strongly affected by the layer charge of a smectite unit sheet. General formula of beidellite and montmorillonite, two kinds of smectites, can be writen as follows:

beidellite: $Na_x Al_2(OH)_2 [Si_{4-x} Al_x O_{10}].nH_2O$
montmorillonite: $Na_x(Al_{2-x}Mg_x)(OH)_2[Si_4O_{10}].nH_2O$

The layer charge is denoted by $-xe$ in which e is the elementary charge. When the parameter $x=1$, the mineral is margarite, Na variety of dioctahedral mica, whereas x=0 shows a mineral pyrophyllite. Smectite is in the regeon of $0.2<x<0.6$.

2. Interatomic Potential model and Molecular Dynamics Calculations

The Ewald method was used for the summations of Coulomb interactions. Integration of equations of atom motions was performed by the velocity Verlet algorithm with a time increment of 0.4 fs. The NVT (in cases of including vacuum space in the systems) and NPT ensembles were employed, where N is the number of atoms in a periodic cell, V the cell volume, T temperature, and P pressure. Temperature and pressure were controlled by scaling of atom velocities and basic cell edges. Molecular dynamics (MD) simulations were carried out at 293K and 0.1 MPa. The MD simulation codes, MXDORTO and MXDTRICL (Kawamura, 1990-2011) were used. The 100,000 to 2,000,000 step simulations after initial relaxations for each system were carried out to obtain ensemble averaged properties.

The interatomic potential model used in this study is the atom-atom model with full freedom of atom motions [1][2]. The model is composed of two body central force and three body force terms. The two body terms represent Coulomb, van der Waarls, non-bonding short-range repulsive, and radial part of covalent terms in the sequence of following formula, and three body term (only for H-O-H including hydrogen bond) angular part of covalent term.

2 body part:

$$u_{ij}(r_{ij}) = \frac{z_i z_j e^2}{4\pi\varepsilon_0 r_{ij}} - \frac{c_i c_j}{r_{ij}^6} + f_0(b_i + b_j)\exp\left(\frac{a_i + a_j - r_{ij}}{b_i + b_j}\right) + D_{1ij}\exp(-\beta_{1ij} r_{ij}) + D_{2ij}\exp(-\beta_{2ij} r_{ij}) + D_{3ij}\exp\left[-\beta_{3ij}(r_{ij} - r_{3ij})^2\right]$$

3 body part:

$$u_{jij}(\theta_{jij}, r_{ij}) = -f_k\{\cos[2(\theta_{jij} - \theta_0)] - 1\}\sqrt{k_1 k_2}$$

$$k_1 = \frac{1}{\exp[g_r(r_{ij1} - r_m)] + 1}$$

The calculation were performd with four compositions of dry beidellite with layer charges, $z=-0.2e$, $-0.333e$, -

0.5e and *-0.6e* respectively. Hydration numbers, n(H_2O) are 0 to 10 in terms of above formula.

3. Results and Discussion

The basal spacings d_{001} and enthalpy of mixing between dry beidellite and water are displayed as functions of hydration number n(H_2O) in Fig.1. The d001-n(H_2O) curves are almost same for the four systems. D001's of hydrated state are slightly small for higher layer charge beidellite. The enthalphy of mixing of dry beidellite and water:

$$\Delta H_{mix} = H(\text{hydrated beidellite } n(H_2O)) - [H(\text{dry beidellite}) + nH(\text{water})]/(1+n)$$

is also very similar for beidellites of z=0.333e, -0.5 e and -0.6e. The 1 molecular hydration state which is located at the minima near n(H_2O)=2.5 shift from n(H_2O)=2.5 for *z=-0.2e* to 2.75 for higher layer charge beidellite. The 2 layer hydration states are at n(H_2O)=5 or 5.25 for 4 beidellites.

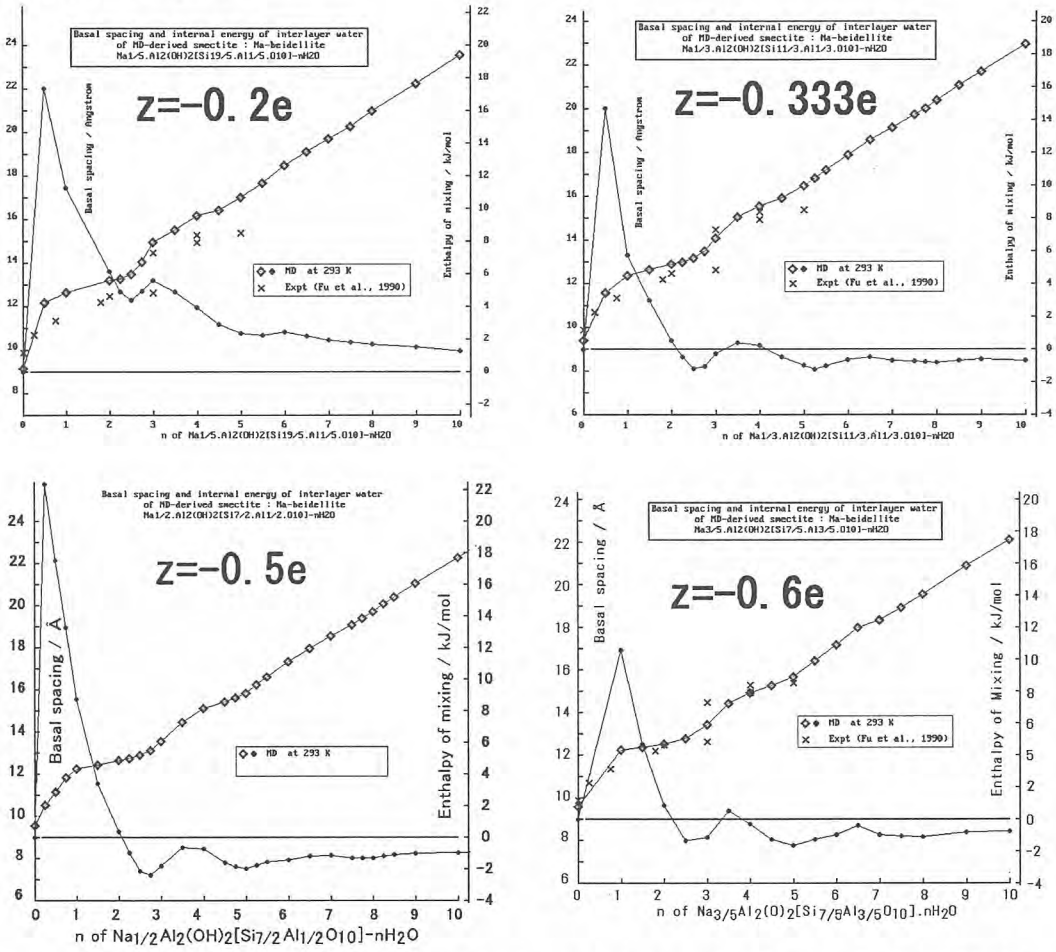


Fig. 1. The basal spacings and entalpy of mixing are plotted against hydration number n(H2O) for four hydrated beidellite.

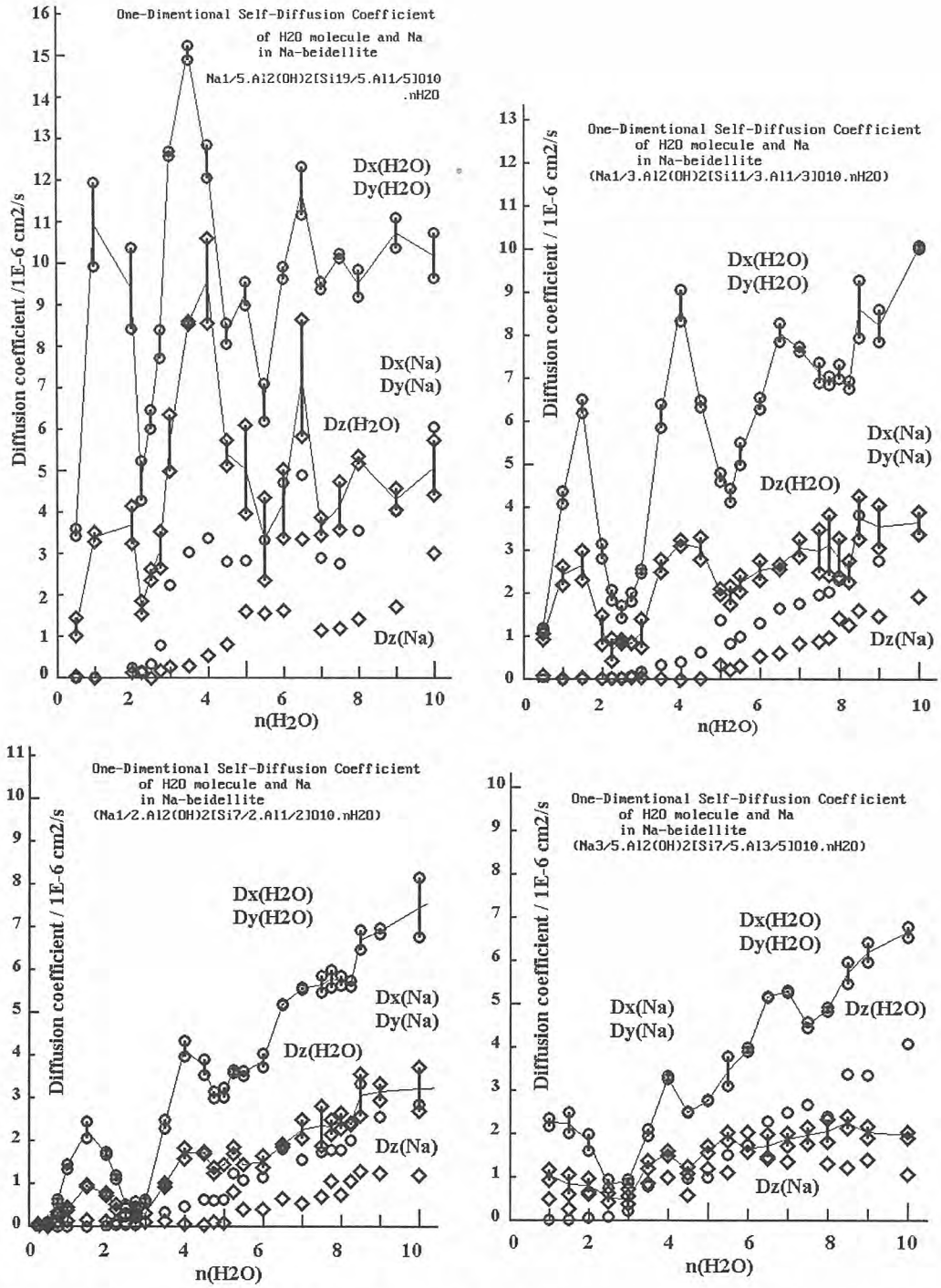


Fig.2. One dimensional self-diffusion coefficients, Dx, Dy and Dz of H2O (circle) molecule and Na ion (dia) are plotted for four hydrated beidellite. The pair of Dx and Dy are connected by vertical lines.

We calculated self diffusion coefficient of interlayer H_2O molecule and Na ion using the slope of mean square displacements of the chemical species.

$$D = \frac{1}{6}\frac{d}{d\tau}\left\langle \left[r(t_0) - r(t_0+\tau) \right]^2 \right\rangle$$

Actually, we are interested in diffusions parallel to a smectite sheet structure. One dimentinal diffusion coefficients can be calculated using the specified coordinate:

$$D_x = \frac{1}{2}\frac{d}{d\tau}\left\langle \left[x(t_0) - x(t_0+\tau) \right]^2 \right\rangle$$

The calculated one dimensional self-diffusion coefficients of H_2O molecule and Na ion were plotted against hydration number n(H_2O) for each layer charge systems (Fig. 2). The minima of diffusion coefficients correspond to the minima of the enthalpy of mixing in Fig.1. Respectively. The whole shape of graphs are quite different between z=-0.2e and -0.6e systems, and the change is continuous woth the layer charge. The diffusion coefficients of H_2O molecule and Na ion are listed for four layer charge systems in Table 1. The trend of the change can be seen that the large to small diffusivity with the layer charge. The coefficient of low layer chage is larger than that of high layer charge by a few times.

4. Conclusion

The swelling properties and self-diffusion coefficient of interlayer H_2O and Na ion were investigated by means of molecular dynamics simulations. The difference of diffusion coefficient is about twice to three times. The difference is obviously significant for the estimation of the mobility of water and cations. We are carring out further MD calculations to obtain quantitative self-diffusion coefficients.

5. REFERENCES

[1] Naoki KUMAGAI, Katsuyuki KAWAMURA, and Toshio YOKOKAWA (1994) An interatomic potential model for H_2O systems and the molecular dynamics applications to water and ice polymorphs. Molecular Simulation, Vol.12(3-6), 177-186 (1994)

[2] Masashi NAKANO, Katsuyuki KAWAMURA, and Yasuaki ICHIKAWA (2003) Local structural information of Cs in smectite hydrates by means of an EXAFS study and molecular dynamics simulations Applied Clay Science 23 15-23 (2003)

Table 1. One dimensional diffuion coefficients of interlayer H_2O and cation(Na).

	Diffusion coefficient: Dx and Dy / cm^2/s			
	2 molecular layer hydration (n=5)		3 molecular layer hydration (n=7.5)	
	Na	H_2O	Na	H_2O
z=-0.2e	4.0E-6 – 6.1E-6	9.0E-6 – 9.1E-6	3.6E-6 – 4.7E-6	1.0E-6 - 1.1E-5
z=-0.333e	2.0E-6 – 2.01-6	4.6E-6 – 3.5E-6	2.5E-6 – 2.8E-6	6.9E-6 – 7.4E-6
z=-0.5e	2.8E-7 – 4.5E-7	8.9E-8 – 5.3E-7	1.9E-6 – 2.8E-6	5.5E-6 - 5.9E-6
z=-0.6e	1.6E-6 - 1.7E-6	2.8E-6 – 2.8E-6	1.8E-6 – 2.2E-6	4.5E-6 - 4.6E-6

Microbial Transformations of Actinides and Fission Products in Radioactive Wastes

A.J. Francis

Environmental Sciences Department, Brookhaven National Laboratory, Upton, NY 11973, USA; Division of Advanced Nuclear Engineering, Pohang University Science and Technology, Pohang, Korea

francis1@bnl.gov

Microorganisms are ubiquitous in the subsurface environments and play major role in the biogeochemical cycling of various elements in nature. Of particular concern is the impact of on radioactive wastes to be disposed of in deep geological formations. Microorganisms have been detected in TRU wastes, Pu-contaminated soils, low-level radioactive wastes, backfill materials, natural analogue sites, and waste-repository sites slated for high-level wastes. Under appropriate conditions, various microbial processes can be active, and will potentially affect the mobility of radionuclides and the integrity of the engineered barrier system of the repository.

Depending on the availability of nutrients, electron donors and acceptors, and the environmental factors, various microbial processes with diverse metabolic activity can be stimulated. The environmental factors that can affect microbial growth and activity include moisture, temperature, pH, Eh, availability of organic and inorganic nutrients, and radiation. The microbial activity in a specific repository is influenced by the ambient environment of the repository, and the materials to be emplaced. For example, a repository in unsaturated igneous rock formations such as volcanic tuff rocks at Yucca Mountain is generally expected to be oxidizing; a repository in a hydrologically saturated zone, especially in sedimentary rocks, could be reducing. Sedimentary rocks contain a certain amount of organic matter, which may stimulate microbial activities and, thus maintain the repository and its surrounding areas at reducing conditions.

Although the impacts of microbial activity on high-level nuclear waste and the long–term performance of the repository have not fully investigated, little microbial activity is expected in the near–field because of the radiation, lack of nutrients and the harsh conditions. However in the far–field microbial effects could be significant.

Much of our understanding of the microbial effects on radionuclides stems from studies conducted with selected transuranic elements and fission products and limited studies with low-level radioactive wastes. Significant aerobic- and anaerobic-microbial activity is expected to occur in the waste because of the presence of electron donors and acceptors. The actinides initially may be present as soluble- or insoluble-forms but, after disposal, may be converted from one to the other by microorganisms. The direct enzymatic or indirect non-enzymatic actions of microbes could alter the speciation, solubility, and sorption properties of the actinides, thereby increasing or decreasing their concentrations in solution. Dissolution of radionuclides reflects changes in the Eh and pH of the local environment caused by the microorganisms, by their production of CO_2, or of extra cellular metabolic products, such as organic acids, and sequestering agents such as siderophores. Immobilization or precipitation of radionuclides is due to changes in the Eh of the environment, enzymatic reductive precipitation (reduction from a higher to lower oxidation state), biosorption, bioaccumulation, biotransformation of radionuclide-organic and -inorganic complexes, and bioprecipitation. Free-living bacteria suspended in the groundwater fall within the colloidal size range and may have a strong radionuclide sorbing capacity, giving them the potential to transport radionuclides in the subsurface. Microbial corrosion of the waste canisters can compromise waste integrity. The actinides exist in various oxidation states and may be present as oxide,

coprecipitates, inorganic, and organic complexes. Microorganisms by direct enzymatic or indirect non-enzymatic actions could affect the chemical nature of the actinides by altering the speciation, solubility, and sorption properties.

A summary of the various microbial processes and the mechanisms of biotransformation of selected radionuclides are listed in Table 1. Among the actinides biotransformation of various uranium compounds have been extensively investigated. A variety of bacteria are known to catalyze the reduction of soluble U(VI) to insoluble U(IV) which precipitated from solution. We have limited information on other actinides.

Process	Th	U	Np	Pu	Am	Tc	I	Se	Sr	Cs
Oxidation[1]		++	ND	ND	NA	+	++	++++	NA	NA
Reduction[2]		++++	++	++	NA	++++	++	++++	NA	NA
Dissolution[3]	+	+++	?	+	?	+++	++		+	+
Precipitation		+++	+	++	?	+++	++		++	?
Biosorption	+	++++	+	++	+	?	++		++	++
Biomethylation		NA	NA	NA	NA	NA	+++	+++	NA	NA
Biocolloid[4]		++	+	++	+	?	?		?	?

Table 1. Summary of key microbial processes and transformations of actinides and other radionuclides.
NA- not applicable; ND- not determined; [1]Dissolution due to oxidation from lower to higher valence state; [2]Reductive precipitation due to enzymatic reduction from higher to lower valence state; [3]Dissolution due to oxidation from lower to higher valence state, changes in pH, production of organic acids and sequestering agents; [4]Radionuclides associated (extracellularand/or intracellular) with suspended bacteria can be transported as biocolloids.

A slight increase in microbial activity (respiration) can alter the oxidation state of Pu(VI) to Pu(IV) because of the very small differences in the reduction potential between Pu(VI), Pu(V), and Pu(IV). Under anaerobic conditions, reductive dissolution of Pu(IV) to Pu(III) by *Clostridium* sp was observed. The presence of Pu(III) was confirmed by XANES. Studies with Pu contaminated soils from Nevada Test Site (NTS) showed solubilization of Pu and other radionuclides due to enhanced microbial activity. The type of carbon source affected the rate and extent of Pu dissolution and Pu in the solution phase. Theses studies show that microbial transformations of actinides and fission products in nuclear waste disposed of in subterranean environment could be significant under appropriate conditions. However, additional studies are clearly needed to evaluate the potential impacts of microbial activity on long-term repository performance.

ACKNOWLEDGMENTS

This research was supported by the Office of Science, Office of Biological and Environmental Research, U.S. Department of Energy under contract No. DE-AC02-98CH10886 and in part by the World Class University (WCU) program through the National Research Foundation of Korea, funded by the Ministry of Education, Science and Technology (R31 – 30005).

REFERENCES

Francis, A.J. 1990. Microbial dissolution and stabilization of toxic metals and radionuclides in mixed wastes. Experientia 46:840-851.
Francis, A.J. 1998. Biotransformation of uranium and other actinides in radioactive wastes. J. Alloys and Compounds 271-273: 78-84.
Wang, Y. and A.J. Francis. 2005. Evaluation of microbial activity for long-term performance assessments of deep geologic nuclear waste repositories. J. Nucl. Radiochem. Sci., 6: 43-50.

Natural and Synthetic Barriers to Immobilize Radionuclides

W. Um[1,2]

[1]Division of Advanced Nuclear Engineering, Pohang University of Science and Technology, Pohang, Korea

[2] Pacific Northwest National Laboratory, PO Box 999, P7-54, Richland, WA, 99352, USA

wooyongum@postech.ac.kr

1. Introduction

The fate and transport of radionuclides in the aqueous phase is controlled by various physical, chemical, and biological processes with the surrounding matrix. Because the physicochemical interaction at solid-water interfaces influences the migration of radionuclide in the subsurface environment, an understanding of the sequestration mechanism controlling the distribution of radionuclides of concern between the aqueous and solid phases is required to predict the transport of radionuclides in nature, especially for the proposed nuclear wastes repositories. In the radioactive waste repository facility, natural or synthetic materials are planned to be used as a barrier (or getter) material to immobilize and retard radionuclide release. The getter material can be used to selectively scavenge the radionuclide of interest from a liquid waste stream and subsequently incorporate the loaded getters in a cementitious or various monolithic waste forms. Also, the getter material is to reduce the release of radionuclides from monolithic waste forms by being emplaced as a backfill barrier material around the wastes or waste form to minimize the potential hazard of leached radioactive wastes. The barrier material should be highly efficient to sequester radionuclides and possess physical and chemical stability for long-term exposure to severe weathering conditions. Because potential leaching of radionuclides depends on various environmental and weathering conditions of the near-field repository, the barrier materials must be durable and not disintegrate under a range of moisture, temperature, pressure, radiation, Eh, pH, and solution conditions [1]. Particularly for temperature extremes, the backfill material should be able to withstand elevated temperatures resulting from the heat generating high-radiation fluxes of solidified high-level nuclear wastes. The barrier materials are most commonly synthetic or natural inorganic materials that selectively adsorb radionuclide and metallic contaminants. In here, both natural and synthetic barrier materials are discussed to increase our understanding of potential retardation of radionuclide transport in the repository.

Table 1. Composition of synthetic glass leachate based on the STORM calculations of glass (LAW44) dissolution.

Glass Leachate	
Constituents	Concentration (M)
$NaHCO_3$	2.3×10^{-1}
Na_2CO_3	4.6×10^{-1}
H_3BO_3	1.3×10^{-2}
$Na_2SiO_3 \cdot 9H_2O$	1.9×10^{-2}
NaOH	2.5×10^{-3}
KOH	5.2×10^{-4}
pH : 9.7 (measured at 25 °C)	
Alkalinity (mg/L as $CaCO_3$) : 67 000 (measured)	
Ionic Strength : 1.67 M (calculated without considering precipitates)	

2. Results and Discussion

Secondary precipitate crystalline as natural barrier materials: The key radionuclides were found to be sequestered into secondary crystalline mineral structures

formed when glass waste forms weathered in the subsurface environment and the glass leachate contacted with surrounding sediments. The leachate from the glass waste forms disposed in the integrated disposal facility (IDF) has high ionic strengths and high pH in nature based on predictions using the STORM glass leaching code (Table 1). In the early weathering stage inside the glass-dominated portion of the burial facility, pH values can exceed 9.8. Under such alkaline conditions, several complex geochemical reactions are known to occur in both glass waste forms and surrounding sediments that include dissolution of several carbonate and silicate minerals, precipitation of secondary and tertiary mineral phases, and sequestration of radionuclides into secondary and tertiary mineral phases [2]. Weathering of glass waste form and the reacted sediment with glass leachate showed the formation of sodality/cancrinite, a feldspathoid mineral with a cage-structure. Radioactive Sr, Cs, and Re (as surrogate for Tc) were found to be incorporated within these secondary mineral precipitates formed on the weathered glass waste surface and the reacted sediments, which can reduce the transport of radionuclides in the repository.

Synthetic nanoporous zirconium oxophosphate and U(VI) removal: Since phosphate-bearing material is regarded as one of the most promising backfill materials because of its high physicochemical stability, as well as having a high affinity for uranium and other radioactive contaminants, uniformly arrayed zirconium-phosphate nanoporous material was synthesized using the cationic surfactant octadecyltrimethyl ammonium bromide (OCTBr) [$C_{21}H_{46}BrN$] and zirconium sulfate [$Zr(SO_4)_2.4H_2O$] as a pore-structure directing template and an inorganic precursor, respectively. The calcined nanoporous zirconium phosphate material was characterized using various methods and used as an adsorbent for removal of U(VI) in a $NaNO_3$ solution with varying background conditions including pH, ionic strength, U(VI) concentrations, and carbonate concentrations. Batch U(VI) adsorption results showed that U(VI) adsorption reached steady-state condition within 48 hours and all the dissolved U(VI) (10^{-6} M) was removed by this material at neutral pH and closed conditions to atmospheric CO_2(g). The U(VI) adsorption followed a traditional Langmuir adsorption isotherm, and the distribution coefficient (K_d) calculated from the linear region of the Langmuir isotherm was 105,000 mL/g.

3. Conclusions

The experiments of weathering of glass waste form and the reacted sediments with simulated glass leachates show that radionuclide sequestration can be significantly enhanced by promoting the formation of secondary precipitates (cage structured feldspathoid minerals such as sodalite and cancrinite). In addition, synthetic phosphate-bearing nanoporous material exhibits high stability at temperature and has a very high K_d value for U(VI) removal. Both natural and synthetic barrier materials can be used as additional efficient adsorbents for retarding transport of radionuclides from various contaminated waste streams and waste forms present at U.S. Department of Energy clean-up sites and the proposed geologic radioactive waste disposal facility.

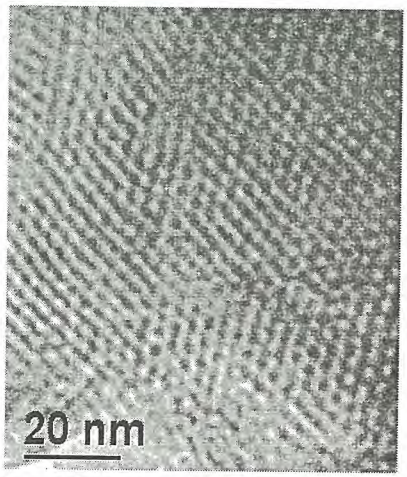


Fig. 1. Transmission electron micrograph image for zirconium oxophosphate calcined at 500 °C.

4. REFERENCES

[1] Um, W, S Mattigod, RJ Serne, GE Fryxell, DH Kim, and LD Troyer. 2007. "Synthesis of nanoporous zirconium oxophosphate and application for removal of U(VI)." *Water Research* 41(15): 3217-3226.

[2] Mattigod SV, BP McGrail, DE McCready, L Wang, KE Parker, and JS Young. 2006. —Synthesis and Structure of Perrhenate Sodalite. *Microporous and Mesoporous Materials* 91:139-144.

A Rock Mechanics and Coupled Hydromechanical Analysis of Geological Repository of High Level Nuclear Waste in Fractured Rocks

Ki-Bok Min

Seoul National University, 599 Gwanak-ro, Gwanak-gu, Seoul, 151-744, Korea

kbmin@snu.ac.kr

1.Introduction

For many countries concerned about the safe isolation of nuclear wastes from the biosphere, disposal in a deep geological formation is considered an attractive option. In geological repository, thermal loading continuously disturbs the repository system in addition to the disturbances induced by repository excavation. This paper introduces a recent development in rock mechanics and coupled hydromechanical study using DFN (Discrete Fracture Network) -DEM (Discrete Element Method) approach mainly applied in hard, crystalline rock containing numerous fracture which are main sources of deformation and groundwater flow.

2.Rock Mechanics Study - Determination of rock mass properties by DFN-DEM approach

The DFN-DEM approach used DFN for the geometry of fractured rock masses and DEM as the numerical technique for the numerical experiments (Min *et al.*, 2004). In determining rock mass properties, this approach can overcome the limitation of empirical approach using rock mass classification in that it can consider the effect of fractures more explicitly, the anisotropy of the rock mass and their stress dependencies. The boundary conditions for such numerical experiments is shown in Fig. 1 (a).

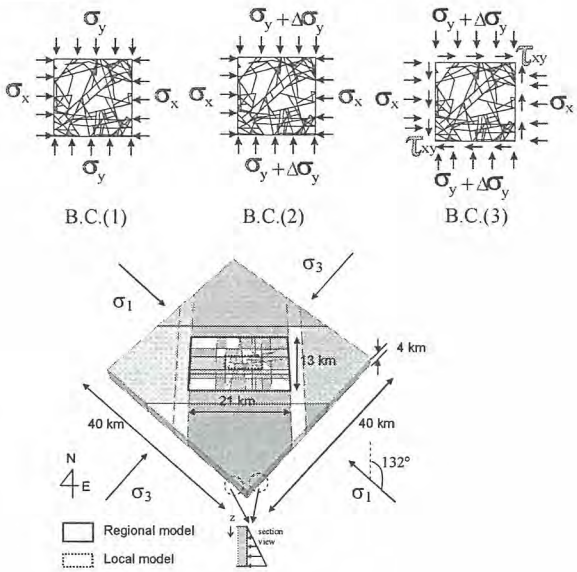


Fig. 1 (a) Boundary conditions for numerical determination of elastic constants, (b) Geometry of Oskarshamn area, Sweden, modeled by three dimensional discrete element analysis.

3.Rock Mechanics Study - In situ stress determination aided by discrete numerical modeling

Knowledge of *in situ* stress is critical for the construction of a geological repository for nuclear waste, and *in situ* stress should be taken into account in determining repository site suitability, characterization, and design (Amadei and Stephansson, 1997). One of the difficulties encountered in characterizing *in situ* stress is that it is rarely uniform in a rock mass. The distributions of *in situ* stresses depend largely on the rock mass structure, including discontinuities and the loads applied to the rock mass throughout its entire geological history.

Fig. 1 (b) shows the study about the effect of deformation zones on the measured *in situ* stress at Oskarshamn which was one of the two candidate sites for a geological repository of nuclear waste in Sweden. Attempts have been made to simulate many important large-scale deformation zones that can affect the current state of stress. Furthermore, the modeled state of stress can also provide useful information for the selection of location for the next rock stress measurement campaign.

4. Hydromechanical analysis - Stress-dependent permeability and fluid flow channeling due to stress change

Fig. 2 shows a stress-dependent permeability and notable channelling flow effect caused by stress-induced fracture dilation simulated by DFN-DEM approach. As large shear dilations are concentrated in a smaller part of the fracture population with near-critical orientations, good connectivity, and long trace lengths, the rest of the fracture population, especially the sub-vertical ones, still undergo the normal closures without any shear dilation.

5. Conclusion

This paper introduces a few case studies on fractured hard rock based on geological data from Sweden. Korea is one of a few countries where crystalline rock is the most promising rock formation as a candidate site of geological repository of high level nuclear waste. Despite the progress made in the area of rock mechanics and coupled hydromechanics, extensive site specific study on multiple candidate sites is essential in order to choose the optimal site.

6. ACKNOWLEDGEMENT

This research was supported by Basic Science Research Program through the National Research Foundation of Korea (NRF) funded by the Ministry of Education, Science and Technology (0456-20100034).

7. REFERENCES

[1] Amadei, B., Stephansson,O., Rock stress and its measurement, Chapman and Hall, London, (1997) 490p.

[2] Min, K.-B., Rutqvist J., Tsang C.-F., Jing L., Stress-dependent permeability of fractured rock mass: a numerical study, *Int J Rock Mech Min Sci*; (2004) 41(7): 1191-1210.

[3] Min, K.-B., Effect of Deformation Zones on the State of *In Situ* Stress at a Candidate Site of Geological Repository of Nuclear Waste in Sweden, *Tunnel & Underground Space: Journal of Korean Society for Rock Mechanics*; (2008) 18(2):134-148

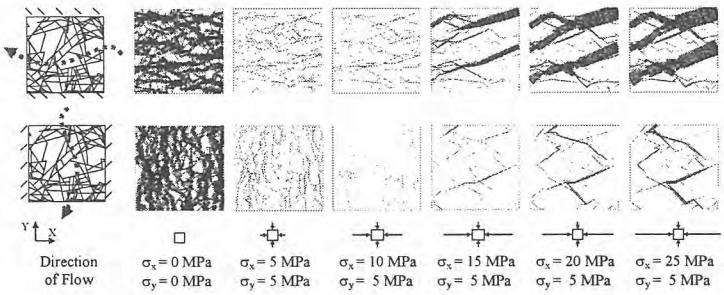


Fig. 2. Enhanced fluid flow due to shear slip from increased horizontal stress modeled by DFN-DEM approach. Shear dilation causes the increase of permeability by a factor of six when the allowable change of aperture is from 5 μm to 50 μm (Min et al., 2004).