ISSN 1738-1142

Volume 11(1)2013

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Spring 2013

한국방사성폐기물학회
학술논문요약집

- 2013년 봄 -

일시 : 2013. 5. 9(목)~10(금)
장소 : 경북대학교 GLOBAL PLAZA
후원 : 대구컨벤션뷰로, (주)대우건설, 현대건설(주),
성진지오텍, 두산중공업(주),
경북대학교 제염해체선진연구센터

사단
법인 한국방사성폐기물학회

ISSN 1738-1142

Volume 11(1) 2013

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Spring 2013

한국방사성폐기물학회
학술논문요약집

- 2013년 봄 -

일시 : 2013. 05. 09(목)~10(금)
장소 : 경북대학교 GLOBAL PLAZA
후원 : 대구컨벤션뷰로, (주)대우건설, 현대건설(주),
성진지오텍, 두산중공업(주),
경북대학교 제염해체선진연구센터

사단법인 한국방사성폐기물학회

목 차

제1분과 후행핵연료주기기술 및 정책(ORAL)

09:00~09:20 PWR 사용 후 연료봉의 ETC와 PCT 계산을 위한 Wooton-Epstein식 및 Bahney-Lotz식 23
김현민 · 노희천 [KAIST], 서기석 [한국원자력연구원]

09:20~09:40 고효율 전해환원공정을 위한 양극 구조 연구 25
최은영 · 원찬연 · 차주선 · 박우신 · 임현숙 · 홍순석 · 허진목 [한국원자력연구원]

09:40~10:00 고온 LiCl-KCl 용융염의 전기전도도 측정 : 직류법과 교류법 비교 연구 27
김종윤 · 이진홍 · 최용석 · 배상은 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]

10:00~10:20 흡수스펙트럼 측정을 통한 다성분계 용융염 내 전기화학적 전위에 따른 화학반응 측정 29
박태홍 · 김대현 · 배상은 · 김종윤 · 조영환 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]

10:40~11:00 화학적 선택용해법에 의한 파이로공정 전해환원 공정시료 환원율 분석법 개발 31
조영환 · 김정석 · 박태홍 · 배상은 · 김종윤 · 연제원 [한국원자력연구원]

11:00~11:20 파이로공정 기준 물질흐름 v4.0의 개발 33
이효직 · 이재원 · 임현숙 · 박성빈 · 김택진 · 박장진 · 조용준 · 전민구 · 신희성
고원일 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]

11:20~11:40 펄스 전류를 이용한 우라늄 전해정련 35
이성재 · 박성빈 · 황성찬 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

11:40~12:00 Pu과 U 동위원소비 측정을 통한 사용후핵연료 분말 혼합 균질도 분석 37
한보영 · 나상호 · 신희성 · 김호동 · 이도연 · 이영순 · 박근일 [한국원자력연구원]

제1분과 후행핵연료주기기술 및 정책(POSTER)

P0101 사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 열적, 기계적 특성평가 41
전종선 · 이상헌 · 이상철 · 장미숙 · 한병섭 [㈜에네시스]

P0102 제5차 전력수급기본계획에 기초한 국내 사용후핵연료 발생 누적량 추정 43
이선희 · 윤새롬 · 정미선 · Ruxing Gao · 김성기 · 고원일 [한국원자력연구원]

P0103 실증 및 모의실증용 전처리 공정 장치 개발 45
이재원 · 조광훈 · 김영환 · 박희성 · 이도연 · 송태진 · 강상준 [한국원자력연구원]

P0104 사용후핵연료 장기 건전성평가 종합시험장치(DRYSIM6) 구조해석 및 제작 .. 47
김대호 · 신창환 · 양용식 · 국동학 · 권형문 · 장정남 · 최종원 [한국원자력연구원]

P0105 Cesium oxides와 Uranium Oxides 반응에서 dopant Ln^{3+}의 영향 49
김종구 · 장은실 · 박양순 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0106 사용후핵연료 금속저장용기 저장시설의 대기환경 변화에 대한 임계도 평가 .. 51
이강욱 · 박제호 · 최규섭 · 이동규 · 김윤식[㈜코네스코퍼레이션],
김태만 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단]

P0107 연속처리(질소/수소)에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조 53
나상호 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원], 유명준 [한전원자력연료㈜]

P0108 분위기(CO_2) 소결 및 수소 환원의 연속처리에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조 55
나상호 · 신희성 · 김호동 · 박세환 · 송대영 · 한보영 · 서희 [한국원자력연구원],
유명준 [한전원자력연료㈜]

P0109 절단 블레이드 모듈별 사용후핵연료봉 절개 탈피복 절단력 시험 57
김영환 · 이재원 · 조광훈 · 송태진 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0110 핵연료주기 평가기준 도출방법 및 우선순위 분석 59
김성기 · 고원일 [한국원자력연구원]

P0111 UO_2 소결체 공기분위기 산화에서 온도에 따른 분말화 거동 61
김건식 · 김동주 · 이영우 · 오장수 · 김종헌 · 양재호 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0112 SDTS 시스템의 방사선 차폐요소 분석 63
최홍엽 · 박창제 · 김정동 · 이용덕 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0113 PRIDE 감압식 염이송 장치 제작 및 성능시험 65
이성호 · 이호세 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0114 BC-501A 검출기를 이용한 중성자 신호분리 평가 67
김정동 · 박창제 · 최홍엽 · 이용덕 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0115 사용후핵연료 차세대관리공정 실증시설(ACPF) 개조를 위한 설계안 분석 69
유승남 · 이종광 · 이원경 · 박병석 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0116 사용후핵연료 금속용기 저장시설 통제구역경계에서의 방사선량률 평가 71
고재훈 · 정인수 · 박제호 · 최규섭 [㈜코네스코퍼레이션],
김태만 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단]

P0117 사용후핵연료봉에 대한 핫셀 파괴시험 기술 73
서항석 · 김도식 · 전용범 · 이형권 · 권형문 · 장정남 · 권인찬 [한국원자력연구원]

P0118 파이로 핫셀시설의 화재 안전성 75
유길성 · 문성인 · 정원명 · 구정회 · 김호동 [한국원자력연구원], 전관식[㈜라드웍스]

P0119 ACPF 원격조종기 유지보수 77
김기호 · 김성현 · 박병석 · 이종광 · 류동석 · 유승남 · 한종희 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0120 실험연료봉 내압 및 공간체적측정 시험평가 79
이형권 · 김도식 · 전용범 · 서항석 · 권형문 · 장정남 · 김대호[한국원자력연구원]

P0121 란탄계 폐기물의 고화 매질 연구 81
안병길 · 박환서 · 이기원 [한국원자력연구원]

P0122 이동식 원격 염이송장치 개발 83
안도희 · 정재후 · 김경량 · 김시형 · 김택진 · 백승우 [한국원자력연구원]

P0123 PRIDE 운반용기의 예비성능평가 85
최우석 · 유승환 · 이주찬 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0124 유럽 및 일본의 핵주기 시설 안전조치 OSL 현황분석 87
박광준 · 안성규 · 송대용 · 신희성 · 박세환 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0125 PRIDE Cd 증류장치 blank test 및 장치 개선 89
정재후 · 안도희 · 김경량 · 김광락 · 백승우 · 심준보 · 김택진 · 김가영 · 김시형
[한국원자력연구원]

P0126 사용후핵연료 건식저장 캐니스터 리드용접부 고온환경을 고려한 초음파비파괴 검사용 교정시험장치 91
채경선 · 박병목 · 신경욱 · 김홍준 · 박주연 · 박재석 [세안기술㈜],
서기석 [한국원자력연구원]

P0127 사용후핵연료 장기저장 건전성 확보 관리방안 도출 93
정성환 · 황동현 · 맹성준 [한수원㈜중앙연구원]

P0128 전처리공정 핵심장치 모델링 및 전선모사 환경 설계 95
박희성 · 김영환 · 조광훈 · 이재원 [한국원자력연구원]

P0129 LiCl-KCl 공융염을 이용한 염의 고액분리 시 저항체가 미치는 영향 평가 97
박기민 · 권상운 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0130 사용후핵연료 건식저장/운송을 위한 건전성 평가 체계 방안에 관한 연구 99
김소영 · 이성기 · 정일섭 [한전원자력연료㈜]

P0131 수송용기 구조해석을 위한 단순화 안전성평가 프로그램 구축 101
김형진 · 강경욱 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단], 신태명 [한국교통대학교]

P0132 우라늄 용해도가니용 Nitride 플라즈마 용사코팅 특성 분석 103
장준혁 · 강희석 · 이호세 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0133 조사 지지격자 동적좌굴 시험기 개발 105
김성근 · 장정남 · 권형문 · 권인찬 · 서항석 · 김도식 · 전용범 [한국원자력연구원]

P0134 참조전극과 (고체, 액체) 음극의 거리에 따른 음극전위 변화 107
김시형 · 김가영 · 김택진 · 심준보 · 김광락 · 정재후 · 안도희 · 백승우 [한국원자력연구원]
윤종호 [UST]

P0135 고품위 우라늄 잉곳제작을 위한 용탕의 응고거동 전산모사 결과 분석 109
이호세 · 장준혁 · 강희석 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0136 UCl_3 와 Cd의 층분리를 위한 simulator test 111
진형주 · 우문식 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0137 파이로 공정의 우라늄 발화거동 분석 113
유길성 · 문성인 · 정원명 · 구정회 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0138 사용후핵연료 저장조 사고시 지르코늄 피복관의 공기중 고온산화 거동 115
방제건 · 김선기 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0139 전해제련 공정 시 Mesh rotator를 이용한 우라늄 수지상 억제에 관한 연구 117
윤종호 [UST] ,
김시형 · 김택진 · 김가영 · 김광락 · 심준보 · 안도희 · 정재후 · 백승우 [한국원자력연구원]

P0140 초전도칼로리미터를 이용한 사용후핵연료 내 방사성핵종 정량측정 가능성 예비분석 119
장용식 · 박세환 · 한보영 [한국원자력연구원],
김건보 · 김용함 · 윤원식 · 이혜진 · 이민규 [한국표준과학연구원]

P0141 비혼합 용융 LiCl-KCl/Cd 액상류의 자유계면 모사 121
김광락 · 김시형 · 김택진 · 김가영 · 심준보 · 정재후 · 안도희 · 백승우 [한국원자력연구원]

P0142 AUN의 환원반응에 의한 물리적 특성 연구 123
김병호 · 금동권 · 최용호 · 임광묵 [한국원자력연구원]

P0143 전해정련을 위한 삼염화 우라늄 제조 방법 125
우문식 · 진형주 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0144 PRIDE 아르곤 셀의 원격조정기 유지보수 방안 분석 127
김성현 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0145 고온용융염에서 Ag/AgCl 기준전극의 내구성 평가 129
신지선 · 김가영 · 김택진 · 백승우 [한국원자력연구원], 윤종호 [UST]

P0146 PWR 사용후핵연료 콘크리트 저장용기와 저장건물의 차폐 두께 변화에 따른 선량률 추이 분석 131
서명환 · 김태만 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단], 차길용 · 김순영 [㈜래드코어]

P0147 사용후 UO_2 소결체의 결정립크기에 따른 부위별 산화가동평가 133
김대호 · 방제건 · 김선기 · 양용식 · 김효찬 [한국원자력연구원]

P0148 PRIDE시설 아르곤정화시스템 성능시험 135
홍동희 · 조일제 · 한종희 · 이원경 [한국원자력연구원], 이상기 [충남대학교]

P0149 파이로 핫셀시설 안전설계요건 분석 137
정원명 · 구정회 · 유길성 · 문성인 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0150 콘크리트 저장용기 제작성 평가를 위한 Mock Up 제작 및 검사 139
도호석 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단], 박주문 [㈜대왕콘]

P0151 PRIDE 시설 핵물질 계량을 위한 중성자 측정장치 개발 141
서희 · 이승규 · 박세환 · 신희성 · 송대용 · 나상호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0152 공학규모 파이로시설 예비안전성평가 143
문성인 · 유길성 · 정원명 · 구정회 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0153 공학규모 파이로시설 위해도평가 145
구정회 · 문성인 · 유길성 · 정원명 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0154 PRIDE 대형장치 이송시스템의 운전 성능 시험 및 평가 147
한종희 · 이원경 · 한성진 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0155 사용후핵연료 Pu 계량을 위한 XRF 적용 가능성 평가 149
이승규 · 서희 · 권형문 · 김호동 · 박세환 [한국원자력연구원], 김용균 [기초과학연구원]

P0156 이기종 제어반을 갖는 PRIDE 통합 모니터링 시스템 설계 151
류동석 · 이종광 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0157 연계성있는 사용후핵연료 안전성 확보를 위한 액션아이템 제언 153
국동학 [한국원자력연구원], 이상진 [한국방사성폐기물관리공단]

P0158 다양한 온도 및 후프 응력 구배에 따른 수소화물 재배열 연구 155
김영준 · 국동학 [한국원자력연구원]

P0159 MCNPX 코드를 이용한 UNDA의 설계안에 따른 중성자 검출효율 평가 157
원병희 · 서희 · 박세환 · 신희성 · 나상호 · 송대용 · 오종명 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0160 모의 SFR 금속핵연료용액 중 우라늄, 플루토늄, 네오디뮴 분리 및 동위원소 측정 159
김정석 · 전영신 · 박양순 · 박재일 · 하영경 · 박용준 [한국원자력연구원]

P0161 PRIDE 시험용 Cd 증류장치 제작 및 시운전 161
김경량 · 안도희 · 김택진 · 정재후 · 백승우 [한국원자력연구원]

P0162 조사재시험시설 가습기 교체 설치 및 성능시험 163
백상열 · 송웅섭 · 백승제 · 유병옥 · 김길수 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]

P0163 소형 알곤 핫셀용 크레인 시스템 설계 165
이종광 · 박병석 · 유승남 · 김기호 · 배명수 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0164 개조 ACPF 검증목업 구축 167
박병석 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0165 ACPF 검증목업 알곤 셀 제어시스템 구축 169
박병석 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0166 희토류 금속을 이용한 LiCl-KCl 공융염내 악티늄족의 공회수 특성 171
심준보 · 김지용 · 백승우 · 김택진 · 김광락 · 김가영 · 김시형 · 정재후 · 안도희 · 김인태
이한수 [한국원자력연구원]

P0167 PRIDE 시설 운영시스템 시운전 및 개선 173
조일제 · 이원경 · 홍동희 · 한종희 · 김인태 [한국원자력연구원]

제2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성(ORAL)

09:00~09:20 과열 조건에서의 고준위폐기물 처분장 주변 열 해석 177
최희주 · 김인영 · 김현아 [한국원자력연구원]

09:20~09:40 Transport Behavior of ^{90}Sr under the Effect of Seawater Intrusion 179
Seeun Chang, Sungsik Nam, Sungwook Choung and Wooyong Um [POSTECH]

09:40~10:00 균열발생 시 발생하는 미소 탄성파 탐지를 통한 KURT 현장 암반의 정량적인 손상도 분석 181
김진섭 · 최영철 · 이창수 · 최희주 [한국원자력연구원], 조계춘 [KAIST]

10:00~ 10:20 Microbial Activities for Gas Generation at Wolsung LILW Repository 183
Seho Choi, Sungwook Choung and Wooyong Um [POSTECH],
Jinbeak Park [KRMC], Seokhoon Kim [FNC]

10:40~ 11:00 단일 인공 균열 화강암반 내 단분산 콜로이드 크기에 따른 이동특성 연구 185
이상화 [경희대학교], 김정우 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

11:00~ 11:20 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템 A-KRS의 공학적방벽 설계개선을 통한 처분효율 향상 효과 평가 187
김인영 · 최희주 · 김현아 · 김경수 [한국원자력연구원]

11:20~ 11:40 Deployment of Radioactive Waste Disposal Facility with the Introduction of Nuclear Power Plants (NPP) in Kenya 189
Anthony Shadrack and Chang-Lak Kim [KINGS]

11:40~ 12:00 중 · 저준위 방사성폐기물 처분시설의 유치지역지원에 관한 특별법 제18조의 적용대상에 대한 법해석 191
장군현 · 김상원 · 안상규 · 안형준 · 장원준 · 조승호 [한국원자력안전기술원]

제2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성(POSTER)

P0201 철근콘크리트 구조물의 한계수명 타당성 검토 195
권기정 · 정해룡 [한국방사성폐기물관리공단],
김도겸 [한국건설기술연구원], 김건영 [한국원자력연구원]

P0202 환경동위원소를 활용한 중 · 저준위 폐기물처분장 부지의 지하수 진화특성 연구 197
오승주 · 권장순 · 홍석휘 · 고용권 [한국원자력연구원], 하창용 [한국방사성폐기물관리공단]

P0203 골드심 이용 방사성폐기물 처분 시스템 핵종 이동 모델링 방안 199
이연명 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0204 가상의 처분장에서 누출된 핵종의 이동 시간 계산 및 변화 분석 201
고낙열 · 황영택 [한국원자력연구원]

P0205 고열효율 완충재의 수리특성 203
이민수 · 이종표 · 최영철 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0206 Aspo Prototype Repository의 열-수리-역학적 모델링 205
이재완 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0207 물리검층을 통한 미세 수리 단열 특성화 한계점 207
이향복 · 김진섭 · 최희주 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0208 URL시설 확보를 위한 부지선정요건 분석 209
정민영 · 송종순 [조선대학교]

P0209 구리 치환 벤토나이트의 수착 특성 211
이재광 · 이승엽 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0210 지하처분연구시설 근계암반 손상대에서의 수리특성 변화 213
조원진 · 김진섭 · 이창수 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0211 KURT 내 시추공히터시험 결과 분석을 위한 암반 열해석과 Over-coring 215
윤찬훈 · 이창수 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0212 열역학모델을 이용한 벤토나이트에 Sr(II) 이온의 흡착기작 규명 217
민제호 · 김정우 · 이재광 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0213 고준위폐기물 심부시추공 처분시스템 요소기술 현황 분석 219
이종열 · 김건영 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0214 고준위폐기물 완충재인 벤토나이트의 자생미생물 생존력 및 영향 평가 221
이승엽 · 이지영 · 백민훈 · 정종태 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0215 극환원 조건에서 벤토나이트 변이 특성 223
이지영 · 이승엽 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0216 자연 방벽 평가를 위한 지구과학 요소 특성 분류 225
이정환 · 정해룡 · 정재열 · 이은용 · 윤시태 [한국방사성폐기물관리공단]

P0217 장심도 관정에서의 파쇄대 파악을 위한 지구물리검층 활용 227
이대형 · 박경우 · 고용권 [한국원자력연구원]

P0218 KURT 부지 내 유동성 배경단열의 통계적 특성 229
지성훈 · 이대형 · 박경우 [한국원자력연구원]

P0219 중 · 저준위 폐기물 처분장의 수문분야 부지감시 231
권장순 · 김우석 · 오승주 · 이대형 · 고용권 [한국원자력연구원],
하창용 [한국방사성폐기물관리공단]

P0220 KURT(지하연구시설) 내 철산화 반응에 따른 불균질-이방성 단열 암반 대수층의 수리적 특성 변화 233
김병우 · 김건영 · 고용권 · 류지훈 · 김경수 [한국원자력연구원], 오세중 [한국석유공사]

P0221 일본 MIU사례를 통한 URL 개념설계시 검토사항 235
김우석 · 배대석 · 김건영 · 고용권 [한국원자력연구원], 이상진 [한국방사성폐기물관리공단]

P0222 방사성폐기물처분을 위한 심부환경 조사용 장심도 drilling program 237
박경우 · 김건영 · 권장순 · 고용권 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0223 한국원자력연구원의 처분드럼 핵종평가 시스템 구축 및 운영방안 239
장원혁 · 곽경길 · 홍대석 · 강일식 · 신기백 [한국원자력연구원]

P0224 Comparison of monitoring technologies for CO_2 storage and radioactive waste disposal 241
Ryu, Ji-Hun, Koh, Yong-Kwon, Choi, Jong-Won and Lee Jong-Youl [KAERI]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(ORAL-I)

09:00~09:20 해체 부지의 잔류오염도 조사를 위한 대표시료 평가 방안 245
홍상범 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]

09:20~09:40 무 착화성 화학제염제에 의한 마그네타이트 용해 247
원휘준 · 최왕규 · 이우성 · 박상윤 · 정종헌 · 문제권 [한국원자력연구원]

09:40~10:00 원자력 시설 원격절단 시스템의 사용자 친화적 인터페이스 개발을 위한 디지털 모델 동기화 알고리즘 연구 249
현동준 · 최병선 · 정관성 · 이종환 · 김근호 · 문제권 [한국원자력연구원]

10:00~10:20 MCNP를 이용한 원자로 압력용기 주변 공간 방사선량 전산모사 251
김근호 · 김태형 · 최병선 · 정관성 · 현동준 · 이종환 · 문제권 [한국원자력연구원]

10:40~11:00 열형광선량률 측정기를 이용한 잔류방사능 측정기술의 유효성 평가 253
김경도 · 정성엽 · 정현철 · 임승신 · 이강호 [㈜성우이앤티]

11:00~11:20 실리카 나노입자 농도에 따른 나노복합유체의 안정성 평가 255
윤인호 · 정종헌 · 윤석본 · 김창기 · 박상윤 · 문제권 · 최왕규 [한국원자력연구원]

11:20~11:40 화학제염 기술 검증을 위한 부식 산화막 특성조사 257
정준영 · 박상윤 · 원휘준 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]

11:40~12:00 오염된 콘크리트 바닥재의 우라늄 분포 및 제염방법 259
김승수 · 김완석 · 박혜민 · 박욱량 · 김계남 [한국원자력연구원]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(ORAL-II)

09:00~09:20 사용후핵연료 중성자선원 세기에 영향을 미치는 인자 분석 263
안준기 · 이명훈 · 안효철 [한국전력기술㈜]

09:20~09:40 제염해체 폐기물의 수용성 향상을 위한 예비분석 265
김영국 · 송종순 [조선대학교]

09:40~10:00 방사성 세슘 제거를 위한 post-grafting법을 이용한 자성입자 제조 267
양희만 · 이근우 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]

10:00~10:20 폐필터 감용처리 방안 269
최광섭 · 한은덕 · 정진우 · 이정민 [한국방사성폐기물관리공단]

10:40~11:00 토양세척(Soil Washing)과 동전기적방법을 이용한 방사능오염토양 내 세슘(Cs)제거에 관한 연구 271
박욱량 · 김계남 · 김승수 · 박혜민 · 김완석 · 문제권 [한국원자력연구원]

11:00~11:20 고염 해수폐액 내 Cs 및 Sr 제거를 위한 colloidal zeolite의 적용성 평가 273
이근영 · 박민성 · 소지양 · 이일희 · 김광욱 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

11:20~11:40 전기슬래그 재용해법을 이용한 전열관 직접 용융제염에 관한 연구 275
안석영 · 김재영 · 조붕비 · 김영호 [부산대학교]

11:40~12:00 Compositional threshold for nuclear waste glass durability 277
Rahmat Ullah Farooqi and Pavel Hrma [POSTECH]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(POSTER)

P0301 해체 부지 오염도 mapping 시스템 개발 281
서범경 · 홍상범 · 문제권 [한국원자력연구원], 임태형 [세트렉아이]

P0302 초미세기포를 이용한 면류 방사성폐기물 제염장치 구축 283
이상헌 · 최영호 · 전영우 · 전종선 [에네시스㈜], 김학수 [한수원㈜중앙연구원]

P0303 페로시안화구리가 고정된 유기 실리카를 이용한 세슘 제거 285
김초롱 · 정종헌 · 최왕규 [한국원자력연구원], 박연진 · 오원진 · 최상준 [경북대학교]

P0304 각종 흡착/침전-고방사성/고염 폐액 계에서 고방사성핵종 제거 특성 287
이일희 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 이근영 · 김광욱 · 양한범 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0305 방사성 요오드 폐기물의 고화체 제조를 위한 고화매질 개발 289
양재환 · 신진명 · 박장진 · 유재욱 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0306 LTA 구조를 이용한 희토류 원소의 고정화 및 소결특성 291
조인학 · 이영석 [충남대학교], 박환서 · 은희철 · 안수나 [한국원자력연구원]

P0307 U-SAP 조성에 따른 염화물계 방사성폐기물의 안정화 및 고형화 특성 293
안수나 · 조인학 · 김인태 · 박환서 [한국원자력연구원]

P0308 정삼투막에 의한 붕산폐액 처리를 위한 붕산분리 특성 연구 295
최혜민 · 황두성 · 이근우 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0309 ITER 중준위방사성폐기물 처리의 효율적인 공정관리 297
홍권표 · 오완호 · 안홍주 · 지영용 · 홍대석 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원],
이병식 · 김길정 · 나한정 [한전전력기술㈜], 한병섭 · 최창웅 [㈜에네시스],
이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소], 나병찬 · Luigi Serio [ITER Org.]

P0310 파이로공정 배기체처리를 위한 Kr/Xe 회수 및 분리공정 선정 299
백영희 · 박장진 · 신진명 · 양재환 · 유재욱 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0311 유리매질이 무 첨가된 세슘폐필터의 세라믹 고화 기초 특성평가 301
유재욱 · 신진명 · 양재환 · 박장진 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0312 Copper ferrocyanide가 고정된 실리카의 비방사성 이온 존재 시 세슘제거 영향평가 303
박연진 · 양다솜 · 최상준 [경북대학교], 김초롱 [한국원자력연구원]

P0313 Hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자의 합성 305
윤석본 · 윤인호 · 정종헌 · 김초롱 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0314 국내 원전의 중·저준위 고체 방사성 폐기물의 발생추이와 그 감량 대책에 관한 연구 307
박동원 · 박상희 · 박근택 · 차승영 [고려검사㈜]

P0315 경사형 블레이드 임펠러를 이용한 LiCl-KCl 공융염 내 희토류 염화물 인산화 특성에 관한 연구 309
김준홍 · 은희철 · 조용준 · 최정훈 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]

P0316 원자력발전소 1차 계통 슬러지 고화체 시료 전처리 311
최광순 · 김찬영 · 박양순 · 안홍주 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0317 원전 S/G 침적물제거용 Surge Tank의 조도변화량 측정을 통한 필터교체 시기 예측 313
박병목 · 채경선 · 신경욱 · 장희곤 · 강석철 · 김영국 · 윤상정 · 강희주 · 박주연 [세안기술㈜]

P0318 우라늄함유 폐액 처리기술 개발 315
김계남 · 김승수 · 박혜민 · 김완석 · 박욱량 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0319 Chabazite zeolite 에 의한 고염폐액 계에서 고방사성핵종 흡착 특성 317
이일희 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 이근영 · 김광욱 · 양한범 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0320 원자력시설에서 발생하는 금속 폐기물 내 삼중수소 거동 평가 방안 319
신기백 · 장원혁 · 홍대석 [한국원자력연구원], 온연길 · 이석관 [단국대학교]
한병섭 [㈜에네시스]

P0321 해체 가연성폐기물 처리를 위한 실증시험 결과 321
윤경수 · 이기원 · 민병연 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0322 경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 냉각매체에 따른 핵종분리 및 공정특성 323
이태교 · 황택성 [충남대학교], 조용준 · 최정훈 · 은희철 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0323 세척 기법을 이용한 방사능 소각재의 세슘 제거 325
박혜민 · 김계남 · 김승수 · 박욱량 · 김완석 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0324 우라늄 잔류물질 장기 저장 및 처리 방안 327
최윤동 · 조운형 · 김익수 · 박승국 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0325 LiCl-KCl/Cd 내 $LaCl_3$의 전기화학적 거동 329
김범규 · 박병기 · 정다운 · 이애리 · 김용일 [순천향대학교]

P0326 희토류 인산화물 함유 LiCl-KCl 공융염 재생을 위한 공학규모 감압휘발/응축회수장치 기초운전성능평가 331
은희철 · 김준홍 · 조용준 · 최정훈 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]

P0327 자체처분 폐기물의 사후관리 333
홍대석 · 장원혁 · 신기백 · 강일식 · 주근식 [한국원자력연구원]

P0328 산화 Zircaloy-4 피복관의 전해정련을 위한 전처리 효과 연구 335
이창화 · 이유리 · 전민구 · 최용택 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0329 방사성 오염 토양 고정화를 위한 토양 내 수분의 영향 337
최용석 · 양희만 · 권상운 · 홍상범 · 서범경 · 이근우 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0330 방사성 소각재의 성형 및 소결이 감용비에 미치는 영향 339
이윤지 · 나상호 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0331 DFDF 핫셀용 배기체 처리장치 제작 341
신진명 · 이도연 · 이영순 · 박장진 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0332 실험실규모 파이로 휘발성핵종 포집장치 설계 343
박장진 · 신진명 · 양재환 · 백영희 · 유재욱 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0333 파이로 전처리 배기체처리 단위공정 모델 특성 345
박장진 · 신진명 · 양재환 · 백영희 · 유재욱 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0334 암모늄 염 헤테로 다중산이 고정화된 메조포러스 실리카의 합성 및 세슘 제거 347
박연진 · 신원식 · 최상준 [경북대학교]

P0335 이온성 액체를 이용한 세슘 추출 연구 349
박연진 · 권수민 · 오원진 · 최상준[경북대학교], 김초롱 [한국원자력연구원]

P0336 경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물의 핵종분리효율 향상을 위한 핵종거동에 관한 연구 351
최정훈 · 조용준 · 은희철 · 김준홍 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]

P0337 방사성폐기물 내 ^{59}Ni 방사능 측정 방법에 대한 고찰 353
송병철 · 김영복 · 오세진 · 한석환 · 박종호 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0338 ORIGEN-S 코드를 이용한 피복관 소재 별 연소도에 따른 방사화 계산 355
전민구 · 이창화 · 박창제 · 최정훈 · 조인학 · 최용택 · 이유리 · 강권호 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0339 원전해체 기본전략 · 해외사례 및 관련 기술개발 현황에 대한 고찰 357
신현근 · 변성철 · 이상욱 · 배성만 [한국수력원자력㈜]

P0340 사이클로트론 해체 및 소외운반 경험사례 359
홍용호 · 이상웅 · 박영재 · 정진용 [㈜액트]

P0341 원자력연구시설 해체 금속폐기물 용융제염 기술개발 국내 동향 361
민병연 · 윤경수 · 이기원 [한국원자력연구원]

P0342 해체전략 수립 및 평가를 위한 고려인자와 평가 방법 363
손정희 · 신상원 · 신상화 · 이재민 [TÜV Rhienland Korea]

P0343 연구로 발생 해체폐기물 감용처리 현황 365
황두성 · 정경환 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0344 원전 시공 관리기준공정표를 활용한 원전해체 WBS 개발 방법에 대한 고찰 367
김장욱 · 김창락 [한국전력 국제원자력대학원대학교]

P0345 원전 해체를 위한 원격 절단 기술 현황 369
김인진 · 김창락 [한국전력 국제원자력대학원대학교]

P0346 독일의 대형 해체 금속 폐기물 처리 및 관리 현황 371
이재민 · 신상화 [TÜV Rhienland Korea]

P0347 해체 대형 금속 폐기물 용융 처리 비용 조사 373
이재민 · 신상화 [TÜV Rhienland Korea]

P0348 교체된 증기발생기 운반을 위한 조건분석 375
박상규 · 김연화 · 박진호 · 신상화 · 이재민 [TÜV Rhienland Korea]

P0349 국제안전기준에 따른 규제해제기준 유도 및 검증을 위한 평가도구의 구현 - 정상시나리오를 중심으로 377
정재학 · 김종래 · 오장진 · 이복형 · 김경화 · 한상은 · 장기원 [한국원자력안전기술원]

P0350 마이크로버블 및 초음파를 이용한 오염 폐수지 제염 실험 379
김현기 · 강덕원 · 김승일 · 성진현 [한국정수공업㈜],
이태룡 · 신진호 · 안희진 [한국수력원자력㈜]

제4분과 방사선환경 및 안전(ORAL)

09:00~09:20 칼럼크로마토그래피와 액체섬광계수기를 이용한 액체 시료 중 방사성 스트론튬-89,90 신속 분석 383
김현철 · 정근호 · 조영현 · 이완로 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

09:20~09:40 제주지역 이끼류 중의 ^{90}Sr 분석 연구 385
한충훈 · 김덕우 · 박재우 [제주대학교]

09:40~10:00 식품 중 방사성 핵종의 신속분석을 위한 open vessel microwave digestion 전처리 방법 개발 387
임종명 · 이훈 · 조영현 · 김현철 · 정근호 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

10:00~10:20 크러드 형성에 대한 아연주입 효과 389
박주영 · 박광헌 [경희대학교]

10:40~11:00 사용후핵연료 수송용기의 중성자 차폐체에서 복합소재 적용에 따른 열전특성 391
이종욱 · 김원석 [비에이치아이㈜], 전종선 [㈜에네시스]

11:00~ 11:20 낙하충격을 받는 방사성물질 수송용기의 다구찌 방법을 이용한 구조 설계 393
박경원 · 신태명 [한국교통대학교], 김형진 [한국방사성폐기물관리공단]

11:20~ 11:40 국내 인광석 및 석고보드 취급시설에서 발생하는 공기 중 입자의 특성 조사 395
임하얀 · 김시영 · 임우진 · 김광표 [경희대학교], 최원철 [한국원자력안전기술원]

11:40~ 12:00 방사성핵종의 입경이 공기 중 농도에 미치는 영향 해석 397
정효준 · 박미선 · 정해선 · 황원태 · 김은한 · 한문희 [한국원자력연구원]

제4분과 방사선환경 및 안전(POSTER)

P00401 대기확산모델과 관측자료를 이용한 배출원 추정 방법론 고찰 401
이관희 · 윤주용 [한국원자력안전기술원], 이진홍 [충남대학교]

P00402 저에너지 베타선 측정용 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 성능평가 403
한기택 · 신상훈 · 전다영 · 김재석 · 장경원 · 유욱재 · 이봉수 [건국대학교], 문주현 [동국대학교]

P00403 감마선원을 이용한 사용후핵연료 습식저장조의 수위 및 기하학적 피폭에 대한 유효선량 계산 405
이동희 · 박광헌 · 윤형주 [경희대학교]

P00404 미국의 비상계획 및 대응 규제 변천사 407
손욱 · 이갑복 · 양양희 [한수원㈜중앙연구원]

P00405 ICRP, PSR 및 PSM 평가절차를 반영한 노후 방사선 사용시설의 선정기준 제안 409
홍용호 · 김주연 · 제환경 [㈜액트], 장한기 · 박태진 [(사)한국동위원소협회]

P00406 ICRP 권고에 기반한 노후 방사선 사용시설의 선정기준 설정에 관한 연구 411
김주연 · 홍용호 · 제환경 [㈜액트], 장한기 · 박태진 [(사)한국동위원소협회]

P00407 핵연료주기시설 방사선환경영향평가 결과 추이 분석 413
문훈아 · 박서연 · 김창락 [한국전력 국제원자력대학원대학교]

P00408 NaI(Tl) 섬광검출기를 이용한 분광분석 기반의 방사선감시기 운영 기술 415
지영용 · 이완로 · 최상도 · 김원영 · 정근호 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

P00409 비상시 주민소개시간 산정을 위한 교통상황 분석방법 검토 417
양양희 · 이갑복 · 손욱 [한수원㈜중앙연구원]

P00410 사용후핵연료 연소도 측정용 모사장치 개발을 위한 기초연구 419
신상훈 · 한기택 · 전다영 · 김선근 · 장경원 · 유욱재 · 이봉수 [건국대학교], 박병기 [순천향대학교]

P00411 사용후핵연료 저장조의 수위 측정용 광섬유 수위센서의 개발을 위한 기초연구 421
심혁인 · 신상훈 · 한기택 · 전다영 · 유욱재 · 장경원 · 이봉수 [건국대학교], 문주현 [동국대학교]

P00412 중성자와 감마선의 혼합방사선장에서의 차폐체 연구 423
정윤목 · 박광헌 [경희대학교]

P00413 광학문자 인식장치를 이용한 방사선계측기 교정시스템 설계 425
강기두 · 조문형 · 이영주 [한수원㈜중앙연구원]

P00414 대기 중 노블가스 포집장치 개발 및 성능평가 427
이완로 · 지영용 · 임종명 · 최상도 · 조영현 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

P00415 ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 저온 흡착분리 429
송규민 · 이성복 · 고병욱 · 손순환 [한수원㈜중앙연구원],
윤세훈 · 장민호 · 강현구 [국가핵융합연구소], 정흥석 [한국원자력연구원]

P00416 HN-C1, Co-60 400 Ci 전용운반용기의 열 해석 및 성능시험 평가 431
주명훈 · 오선주 · 임성규 · 김현도 · 안창석 · 장동철 [한일원자력㈜]

P00417 Na-U(VI)-CO_3-OH-H_2O_2 계에서 Raman spectroscopy에 의한 우라늄 착물종 거동 연구 433
김광욱 · 이근영 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 이일희 · 정동용 · 정의창 · 문제권 [한국원자력연구원]

P00418 Capillary 시료채취법을 이용한 SG 세관 누설 감시기술의 접근 435
강덕원 · 이세반 · 김승일 [한국정수공업㈜]

P00419 나노/마이크로버블을 이용한 원자력시설 금속폐기물 세정기술 고찰 437
김희경 · 김민수 · 윤덕호 [㈜액트알엠티]

P00420 연소도 이득효과 고려시 Bounding Axial Profile을 적용한 End Effect 영향 연구 439
노경용 · 차길용 · 김이수 · 이우교 · 김순영 [㈜래드코어]
김태만 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단]

P00421 CZT 반도체 검출기를 이용한 국내 원전 1차 계통의 복합적인 선원 항 측정 가능성 시험 441
강서곤 · 강화윤 · 문진수 · 이병일 · 김정인 [한수원㈜방사선보건연구원]

P00422 가동중 아연주입에 따른 폐기물발생과 처리방안에 대한 고찰 443
박기호 · 김정인 · 최훈 · 이병일 [한수원㈜방사선보건연구원]

제1분과

후행핵연료주기기술 및 정책 (Oral)

PWR 사용 후 연료봉의 ETC와 PCT계산을 위한 Wooton-Epstein식 및 Bahney-Lotz식

김현민[1*], 노희천[1], 서기석[2]
[1]KAIST, 대전광역시 유성구 대학로 291
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
jeannette@kaist.edu

1. 서론

사용 후 핵연료 봉을 저장할 경우, 붕괴열이 발생한다. 하나의 PWR 연료봉다발(fuel assembly)에서 붕괴열이 800W 일 경우, 연료봉 표면의 최대온도 PCT(peak cladding temperature)는 350°C 이하를 유지하여야 연료봉 금속피복이 안전하다. 사용 후 연료봉을 임시로 건식저장을 할 경우, 밀폐된 금속 캐니스터 내부에 연료봉다발을 21개 혹은 24개를 저장한다. 그리고 콘크리트 캐스크나 금속 캐스크의 내부에 캐니스터를 수평이나 수직으로 설치한다. 특히, 캐니스터를 기차로 사이트에서 저장소까지 운반할 경우는 잠시 수평으로 설치한다. 이때 연료봉에서 발생하는 붕괴열을 충분히 제거하지 않으면, 캐니스터 내부와 연료봉 온도는 급격히 상승한다. 본 연구는 현장에서 PCT값을 계산하기 위해 이용하는 간단한 두 개의 방정식을 소개하였다. 본 연구를 하는 최종목적은 21개의 연료봉다발을 저장하는 캐니스터 전체를 상세히 계산하는 것은 많은 컴퓨터 용량과 시간을 필요로 한다. 이러한 한계점을 극복하기 위하여 간단하게 계산하는 방법들이 고안되어졌다. 이러한 방법도 그 중의 하나이다.

2. 본론

2.1 Wooton-Epstein 식

연료봉다발에서 PCT와 최저온도와의 온도 차이를 구하기 위하여 R.O. Wooton과 H.M. Epstein이 1963년에 상관 식을 제시하였다.[1] 이 식은 당시 공기나 질소를 냉각매질로 하였으며 캐니스터 내부에 하나의 연료봉다발이 있는 단일 캐스크로 가정하였다. 캐니스터를 수평으로 배치하여서 중력에 의한 자연대류 열전달효과를 잘 반영하지 못하지만 열복사에 의한 열전달효과는 반영하였다.

$$Q_{total} = A_{side}(C_{convective}\,(T_{PCT} - T_{\min})^{4/3} + C_{geometric} F_{view} \sigma_{SB}\,(T_{PCT}^{4} - T_{\min}^{4})) \quad (1)$$

위의 식의 우변 첫째항은 대류에 의한 효과이며 4/3승은 난류유동을 고려하였다는 것을 의미한다. 우변의 두 번째 항은 열복사를 나타낸다. 식(1)을 이용하면 연료봉다발에서 붕괴열과 최소온도가 정해지면 PCT를 구할 수 있다. 열복사에서는 방사율, 형상계수 및 16x16과 같은 연료봉의 배열이 중요한 변수이다.

2.2 Bahney-Lotz 식

복잡한 형상의 연료봉다발을 균질한 물체로 가정했을 경우, 이에 등가적인 고체의 열전도도 상수를 유효열전도도 ETC(effective thermal conductivity)라고 한다. 연료봉다발에 대한 ETC를 계산하기 위하여 R.H. Bahney와 T.L. Lotz는 2차원 열전도 방정식을 이용하였다.[2] 일반적으로 온도가 증가하면, 열복사량이 4승으로 증가한다. ETC를 이용하면 열전달 특성을 단순하게 가정하여 PCT를 간편하게 구할 수 있다. ETC를 21개의 연료봉다발을 밀봉하는 캐니스터에 적용하여 캐니스터 전체에 대한 PCT를 계산하는 것이 최종목적이다. 본 연구에서는 이를 위하여 우선에 하나의 연료봉 다발을 포함하는 단일 캐스크에 대한 열전달 해석을 수행하였다.

$$k_{effective} = \frac{0.29468541}{4\,L_{active}} \frac{Q_{total}}{(T_{PCT} - T_{\min})} \quad (2)$$

위의 식을 이용하면, 연료봉의 유효길이와 붕괴열 및 온도구배를 안다면 ETC를 구할 수 있다. 식(1)과 (2)의 Q-total은 각각 같은 의미이며 여기서는 붕괴열 800W 이다. Fig. 1은 식(1)과 식(2)에서 구한 연료봉의 ETC값이다. 온도가 증가할수록 ETC값이 완만하게 비선형적으로 증가한다.

2.3 실험과 CFD에 적용

단일 캐스크에 대한 CFD(computational fluid dynamics)해석과 실험을 수행하였다. Fig. 2는 연료봉과 바스켓 및 디스크의 온도분포이다. 1/4 단면에 대한 계산을 수행하였다. 중심부에서 온도가

가장 높은 PCT의 위치를 보여준다. Fig. 3은 cladding 표면에서 온도를 연료봉의 배열에 따라 바깥방향으로의 온도분포를 보여주며 온도구배를 나타낸다. 또, 축 방향으로 위치가 증가할수록 온도구배가 증가함을 보여준다. Fig. 4는 CFD를 이용하여 온도구배를 구한 경우에서 ETC값을 보여준다. 온도의 변화에 따라 ETC도 증가하였다.

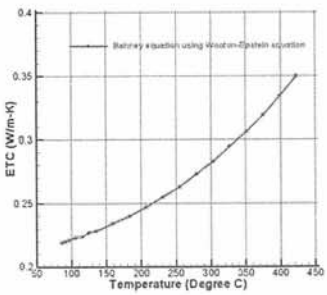


Fig. 1. Temperature-dependant ETC value

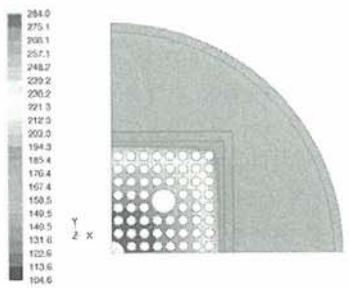


Fig. 2. Temperature on a single cask

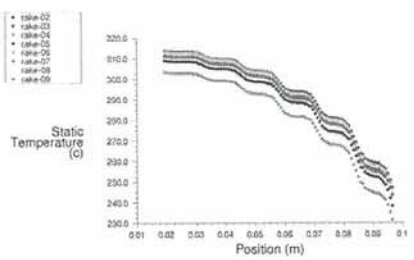


Fig. 3. Temperature gradient on a fuel cladding

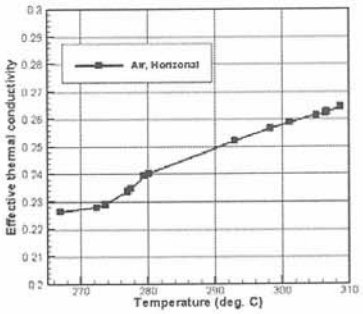


Fig. 4. Temperature-dependant ETC value

3. 결론

사용 후 연료봉다발에서 3차원 CFD 열전달해석을 수행하였다. 연료봉다발에 대한 ETC를 구할 수 있는 방법론을 제시하였다. 이렇게 구한 ETC는 캐니스터의 PCT를 간편하게 구하는데 이용된다. Wooton-Epstein 식과 Bahney-Lotz 식을 고찰하였다. 이 식들은 2차원, 수평배열의 경우를 위해서 개발되었다. 그러나 캐스크를 수직으로 설치할 경우, 중력에 의한 자연대류의 영향을 무시할 수 없는 경우에는 적합하지 않다. 연료봉의 길이방향으로의 온도분포가 일정하지 않고 이로 인하여 ETC값도 길이방향으로 일정하지 않다. 수직배열에 적합한 ETC의 계산방법론이 필요하다.

4. 참고문헌

[1] J.A. Bucholz, Scoping design analyses for optimized shipping casks containing PWR spent fuel, Oak Ridge National Laboratory, USA DOE, 1983.

[2] R.H. Bahney and T.L. Lotz, Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report, DI no. BBA000000-01717-5705-00010, USA DOE, 1996.

고효율 전해환원공정을 위한 양극 구조 연구

최은영*, 원찬연, 차주선, 박우신, 임현숙, 홍순석, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
eychoi@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료를 고속로의 핵연료 물질로 재활용하기위한 파이로프로세싱(pyroprocessing)은 경제성, 환경친화성, 핵비확산성을 만족시키는 기술로 활발한 연구개발이 이루어지고 있다. 파이로프로세싱에서 산화물형태의 사용후연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정은 일반적으로 LiCl에 염소가스 발생을 방지하기 위해 Li_2O를 포함한 혼합용융염을 매질을 이용된다. 바스켓 형태에 금속산화물이 담긴 음극에서는 금속산화물이 금속이 되면서 산소이온이 발생되고 용융염을 통해 백금양극에 전달된 산소이온은 산소기체가 되어 배출되며, 구체적인 메커니즘은 다음과 같다.

음극반응 :

M_xO_y (금속산화물)+$2ye^-$ → xM (금속)+yO^{2-}

$Li^+ + e^-$ → Li

M_xO_y + 2yLi → xM (금속) + $2yLi^-$ + yO^{2-}

양극반응 :

yO^{2-} → $y/2O_2$ (g) + $2ye^-$

전해환원공정의 효율은 음극의 금속산화물에서 발생한 산소이온이 얼마나 효과적으로 백금양극에 전달되어 산소가스로 배출되느냐에 달려있다. 또한 금속재질의 전해환원공정장치를 보호하기 위해서 백금양극에서 발생되는 산소가스의 제어 또한 전해환원공정의 핵심이라고 할 수 있다. 전해환원공정의 양극은 전극역할을 하는 백금과 백금을 연결해주는 rod, 백금 주위를 둘러싸서 산소가스의 포집을 돕는 shroud와 이를 연결하는 파이프로 이루어져 있다 (그림 1). 본 연구에서는 다양한 재료의 다공성/비다공성 shroud를 이용하여 전류밀도에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 본론

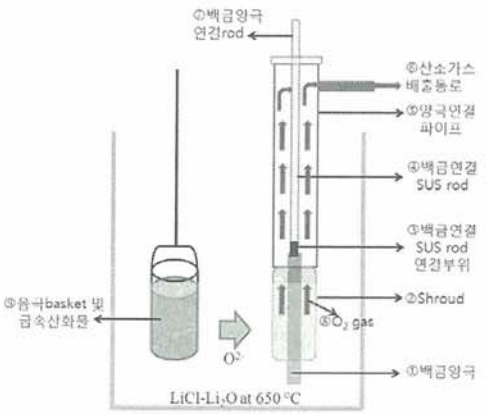


Fig. 1. Schematic diagram of the electrochemical cell

2.1 실험

용융염 매질로 사용되는 LiCl의 흡습성이 매우 크기 때문에 전해환원 반응시스템은 고순도 아르곤 글로브박스에 설치되었다. 본 전해환원 시스템은 650 ℃의 1 wt%의 Li_2O가 용해된 LiCl 용융염 매질, stainless steel 음극 바스켓, 백금 양극, Li-Pb 기준전극으로 구성되어 있다. 우라늄산화물의 전해환원은 constant voltage electrolysis 방법을 이용하였다.

2.2 다공성/비다공성 양극 shroud 사용비교

종래의 전해환원공정 백금양극 주위에 비다공성 마그네시아(MgO)세라믹 shroud를 씌우고 사용하여 양극에서 발생하는 산소가스를 포집하여 배출시키는 방식을 많이 사용하였으나 기계적강도가 약하다는 단점이 있었다. 뿐만 아니라 산소이온이 배출관이 위치하는 백금 양극의 측면으로는 이동할 수 없고 open되어 있는 하단만으로만 이동이 가능하므로 실제로 이용되는 백금양극의 면적은 제한되게 된다 (그림 2의 좌). 본 연구에서는 마그네시아보다 기계적 강도가 우수하다고 알려진 비다공성 ZrO_2-MgO(3 %)를 양극 shroud를 시험하였다. 또한 다공성

shroud를 사용하여 산소이온이 shroud의 하단뿐 아니라 측면으로도 이동을 가능하게 함으로써 전류밀도를 높이고자 하였다 (그림 2의 우). 다공성 shroud로는 다공성 마그네시아와 Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) 코팅 mesh, SUS mesh를 이용하였다. 사용된 shroud의 사진이 그림 3에 정리되었으며 이를 이용한 전해환원 결과를 표 1에 나타내었다.

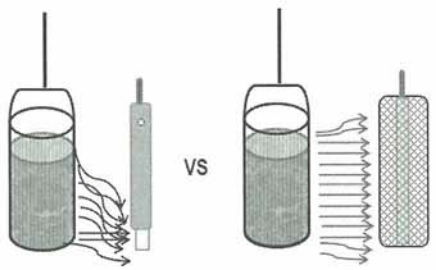


Fig. 2. Flow of O^{2-} ion in electrolytic reduction process: Use of anode shroud (left) nonporous, (right) porous

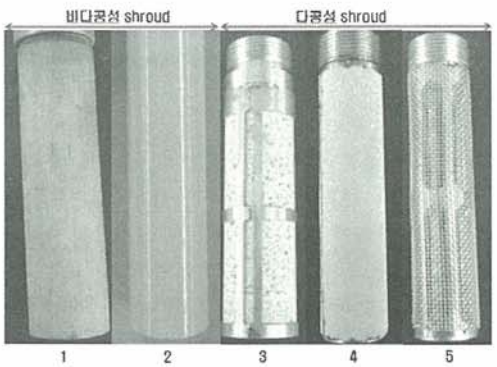
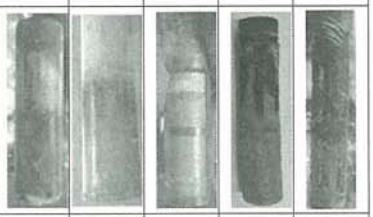


Fig. 3. Various anode shrouds used for this study: 1-nonporous MgO, 2-nonporous ZrO_2-MgO(3%), 3-porous MgO, 4-Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) coated mesh, 5-SUS mesh

본 연구에서는 이론전하량의 150 %가 가해질 때까지 3.3 V의 셀 전압을 걸어 20 g의 UO_2 fragment (크기 1~4 mm, 밀도 >95 %)를 각각 전해환원 수행하였다. 표 1의 사진에서 보는 바와 같이 전해환원 후에 본래 갈색을 보이는 UO_2가 완전히 금속으로 전환되어 은회색으로 변화된 것이 확인되었다. 예상할 수 있었던 바와 같이 비다공성 shroud (MgO, ZrO_2-MgO(3%)),를 사용한 경우에 전류밀도가 다공성 shroud (MgO, Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) 코팅 mesh, SUS mesh) 를

Table 1. Electrolysis results using various anode shroud (1-nonporous MgO, 2-nonporousZrO_2-MgO(3%), 3-prous MgO, 4-Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) coated mesh, 5-SUS mesh)

Type →	비다공성		다공성		
	1	2	3	4	5
전류밀도 (A/cm^2)	0.34	0.36	0.44	0.47	0.66
전해 환원 후 shroud					
금속 환원체					

사용한 경우보다 산소이온 이동의 제한으로 인해 더 낮았다. 비다공성 MgO shroud는 취급 중 파손이 빈번하게 발생할 정도로 기계적강도가 취약한데 비해 ZrO_2-MgO(3%) shroud는 우수한 기계적 강도를 보였다. 다공성 MgO shroud의 경우에는 비다공성 MgO에 비해 전류밀도는 약간 높았으나 공정 중 shroud에 균열이 발생하는 취약점을 드러내었다. Shroud 표면을 절연체로 만들기 위해 제조한 Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) 코팅 mesh를 shroud로 사용한 경우 UO_2의 전해환원에는 문제가 없었으나 공정 중 코팅된 Y_2O_3+ZrO_2이 벗겨진 것이 관찰되었다. 이는 Y_2O_3+ZrO_2와 mesh의 재료인 SUS의 열적 물성이 상이할 뿐만이 아니라 전해환원 공정 중에 발생한 Li 금속이 코팅된 Y_2O_3+ZrO_2 속으로 침투되어 손상이 발생한 것으로 보인다. SUS mesh를 shroud로 사용한 경우 가장 높은 전류밀도를 보였다. Y_2O_3(8%)+ZrO_2(92%) 코팅 mesh보다 높은 전류밀도를 보인 것은 mesh 기공의 크기가 더 크기 때문이다. 용융염에 잠기는 부위는 부식 발생이 관찰되지 않았으나 용융염의 계면 위쪽은 부식이 발생된 것이 관찰되었다. 그러나 SUS mesh는 직접 전압이 가해지지 않음에도 불구하고 전위의 영향을 받는 것으로 관찰되었으므로 고전류에서도 안정한지 확인하기 위한 연구를 진행 중에 있다.

3. 감사의 글

본 연구는 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 교육과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

고온 LiCl-KCl 용융염의 전기전도도 측정: 직류법과 교류법 비교 연구

김종윤*, 이진홍, 최용석, 배상은, 연제원, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kjy@kaeri.re.kr

1. 서론

현재, 국내에서 사용후핵연료 재활용 기술을 구현하기 위해 개발 중인 "파이로 공정"에서는 고온의 용융염 물질을 다루고 있다. 알곤 환경에서 400도 이상의 고온 상태의 용융염과 고방사성 악티나이드 및 란타나이드 물질을 취급하는 공정이기 때문에 공정의 안전성, 효율적 운영 등의 이유로 다양한 물성에 대한 사전 정보가 필요하다. 점도, 밀도 등 여러 가지 기초적인 용융염 물성 중에서도 전기전도도는 공정시료의 물리화학적 거동을 이해하는데 유용한 물성이며, 실제 공정 운영 감시에도 활용할 수 있는 중요한 물성이다.

전기전도도 측정의 역사는 매우 오래되었고, 다양한 방법으로 측정이 가능하다. 여러 가지 형태의 전극과 전극물질을 사용할 수 있으며, 전극의 개수도 2개, 3개, 혹은 4개까지도 사용하기도 한다.[1] 또한, 직류(DC) 혹은 교류(AC) 중 하나를 선택하여 사용할 수 있다. 따라서, 각각의 응용분야와 목적 그리고 환경 조건에 따라 적절히 조합하면 최적의 전기전도도 측정 시스템을 구축할 수 있다. 용융염은 고농도의 이온을 포함하고 있기 때문에 일반적인 용액의 전기전도도 측정법을 그대로 이용하는 경우에는 큰 실험오차가 발생할 수 있다. AC법을 이용하여 신뢰할만한 염화리튬-염화칼륨(LiCl-KCl) 용융염의 전기전도도는 1955년 Artsdalen 등의 연구자들이 처음 측정하였다.[2] 현재까지 알려져 있는 대부분의 용융염 전기전도도 측정은 AC법을 이용한 것이다.[3] DC법으로 측정한 연구는 약 10여년 후에 Duke 등이 발표하였다.[4] 현재까지도 AC법과 DC법은 각국의 표준기관에서도 혼용하여 사용하고 있다.[5]

본 연구에서는 일반적으로 전기전도도 측정에 많이 사용되고 있는 AC법 뿐만 아니라 DC법에 대한 고찰을 통하여 각각의 방법이 갖는 한계와 최적의 측정 시스템 구축을 위한 방안을 제시함으로써 향후 공정 설계 및 운영에도 활용할 수 있는 자료를 제공하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험

측정에 사용된 용융염 시료는 99.99% 고순도 LiCl-KCl 공융혼합물을 시그마-알드리치사로부터 구입하여 별도의 정제를 거치지 않고 바로 사용하였다.

전기전도도 측정 시스템은 그림 1과 같이 백금전극을 포함하는 모세관 전극셀, 글러브박스, 고온 전기로 등으로 이루어져 있고, 정전위 장치를 사용하여 다양한 형태의 AC 및 DC 분석법을 적용하였다. 비전도도(specific conductivity)는 AC 혹은 DC법을 사용하여 용액 중의 저항(R)을 결정하고, 아래의 식 (1)의 관계에 따라 전극의 셀상수를 이용하여 구할 수 있다.

$$\kappa = \frac{1}{R} \times \frac{L}{A} = \frac{cell\,constant}{R} \qquad (1)$$

셀상수를 구하기 위하여 이미 문헌에 알려져 있는 비전도도값을 갖는 0.001M에서 3M 사이의 KCl 수용액을 표준물질로 사용하였다.

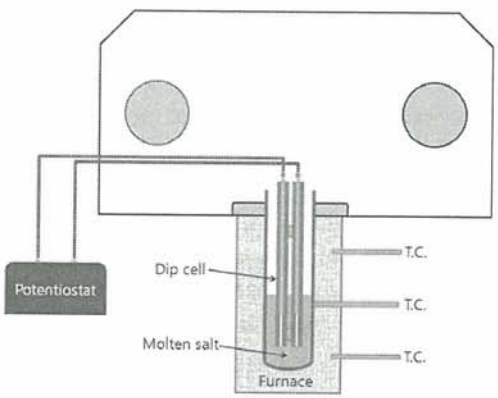


Fig. 1. Electrical conductivity measurement system both for AC and DC methods

2.2 결과 및 논의

국내에서 파이로 공정과 관련하여 고온 용융염의 전기전도도를 측정하는 방법에 대한 연구는 2010년부터 비로소 시작되었다. 현재까지 다양한 형태의 DC법 및 AC법에 대한 전기전도도 측정법 연구를 수행해 왔다.[6,7]

2개의 백금전극을 사용하여 고농도의 이온을 포함하는 용액의 경우, Wheatstone bridge, 디지털 저항 측정기를 이용하여 DC법을 적용한 결과에서는 매우 낮은 전압을 인가하더라도 측정하는 도중에 시간에 따라 측정 전류값의 변화가 크게 나타났다. 또한 측정자에 따라 셀상수 값의 편차도 크게 나타났다. 용액 내에 이온의 농도가 높을수록 분극 등의 현상에 의하여 전기전도도의 정확도 및 정밀도가 떨어졌다.

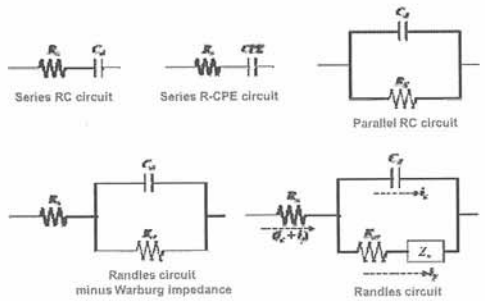


Fig. 2. Typical examples of the equivalent circuits

용액의 전기전도도를 측정할 때, 용액의 전기화학적 거동은 그림 2와 같은 전기회로에 대응하면 편리하다. 본 연구에서 AC 임피던스법을 적용하면 그 거동은 Constant Phase Element와 저항이 직렬로 연결되어 있는 전기회로에 해당하는 거동을 나타내었다. DC법에서 이용한 것과 동일한 시스템에 대하여 마찬가지로 2개의 백극전극을 사용하여 AC 임피던스(impedance)법을 적용한 결과 높은 주파수 영역에서 임피던스값의 편차가 크게 나타나는 경우가 있었고, 적절한 회귀식을 적용하여 분석하면 정확도를 크게 향상시킬 수 있었다. 반면에 4개의 전극을 사용하면 DC 방법을 사용하더라도 측정 정확도와 정밀도를 크게 향상시킬 수 있으나 모세관 전극의 개수를 증가시키게 되면 측정 셀의 전체 부피가 증가하는 문제가 있었다. 한편, 2개의 전극만을 사용하더라도 전압 인가 시간을 마이크로초 이하의 매우 짧은 시간을 인가하였을 때에는 정확도와 정밀도가 모두 크게 향상하였다. 즉, DC 전류가 흐를 때에는 분극현상이 일어나지 않도록 매우 짧은 시간동안만 전류가 흐르도록 해야 한다.

3. 결론

400도 이상의 고온 용융염 전기전도도 측정에 이용되는 AC법 및 DC법의 장단점을 비교 분석함으로써 측정 정확도 및 정밀도 향상뿐 만 아니라 향후 실제 공정에 적용에 있어서 고려해야 할 것들에 대하여 조사하였다. DC법을 사용하는 경우에는 분극에 의한 영향을 특별히 주의해야 한다. AC법은 실제 공정에 사용할 경우, 주변의 전자기적 환경에 영향을 받기 쉽기 때문에 정확한 측정이 이루어졌는지 검증할 수 있는 절차가 반드시 필요할 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다. (원자력연구개발사업, No. 2012M2A8A5025923)

5. 참고문헌

[1] T.S. Light, Conductimetry and Oscillometry, in Enc- yclopedia of Analytical Science, 2nd Ed., P. Worsfold, A. Townshend, C. Poole, Eds., 2005.

[2] E.R. Van Artsdalen, I.S. Yaffe, J. Phys. Chem., Vol. 59, pp. 118-129, 1955.

[3] G.J. Janz, R.P.T. Tomkins, C.B. Allen, J.R. Downey, Jr., G.L. Gardner, U. Krebs, S.K. Singer, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol. 4, pp. 871, 1975.

[4] F.R. Duke, L. Bissell, J. Electrochem. Soc., Vol. 111, No. 6, pp. 717-719, 1964.

[5] F. Brinkmann, N.E. Dam, E. Deak, F. Durbiano, E. Ferrara, J. Fuko, H.D. Jensen, M. Mariassy, R.H. Shreiner, P. Spitzer, U. Sudmeier, M. Surdu, L. Vyskocil, Accred. Qual. Assur, Vol. 8, 346-353, 2003.

[6] J.-Y. Kim, Y.S. Choi, S.-E. Bae, Ina Yum, D.H. Kim, J.-W. Yeon, K. Song, Asian J. Chem., submitted.

[7] J.-Y. Kim, S.-E. Bae, Y.S. Choi, J.-W. Yeon, K. Song, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 107, pp. 254-255, 2012.

흡수스펙트럼 측정을 통한 다성분계 용융염 내 전기화학적 전위에 따른 화학반응 측정

박태홍*, 김대현, 배상은, 김종윤, 조영환, 연제원, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
parktae@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정기술은 사용후핵연료를 금속으로 전환하여 핵연료의 재활용 및 폐기물의 부피감응에 적용될 수 있어 최근 활발한 연구가 진행되고 있다. 특히 파이로공정은 우라늄을 비롯해서 다양한 악티나이드 및 란타나이드 원소가 공존하고 있는 고온 용융염에서 적절한 전극을 사용하여 우라늄과 초우라늄 원소를 동시에 회수함으로써 핵확산 저항성을 만족시킬 수 있는 공정으로 인식되고 있다. 이때 용융염 전해질에 섞여있는 여러 금속들은 전극에 인가된 전위에 따라 다양한 산화환원반응을 일으킬 수 있고, 공존하는 이온간 화학 또는 전기화학 반응 또한 일어날 수 있다. 따라서 파이로공정의 성공적인 실증을 위해서는 고온 용융염 내 악티나이드 및 란타나이드 개별 이온뿐만 아니라 이들 원소간의 화학/전기화학적 거동을 관측하고 그에 대한 정보를 확보할 필요가 있다. 지난 수년 동안 원자력연구원에서는 전기화학/분광 일체형 측정시스템을 활용하여 고온 용융염매질에서 악티나이드 및 란타나이드 이온의 흡광/형광과 전기화학적 전위에 따른 이온의 화학거동을 살펴보았다.[1,2] 하지만, 실제 파이로공정 용융염 매질은 다양한 원소들이 공존하는 매우 복잡한 계이기 때문에 단일성분계의 정보만으로는 그들간의 화학반응 및 화학적 상호작용을 예측하기에는 부족하다. 따라서, 본 연구에서는 우라늄과 사용후핵연료에 포함된 란타나이드 원소 중 그 양이 많은 La, Ce, Nd 이온을 혼합하여 고온 용융염 다성분계를 구성하고, 흡수스펙트럼 측정을 통해 그들간의 화학반응을 살펴보고, 전기화학적 전위에 따른 금속의 산화수를 선택적으로 변화시키면서 다성분계 내에서의 전기화학적반응을 분광학적으로 측정하여 용융염매질에서 악티나이드와 란타나이드 이온간 일어날 수 있는 화학반응 특성을 조사하였다. 또한 파이로공정에서 공정의 진행 상황을 실시간으로 모니터링할 수 있는 방법으로서의 이러한 분광학적 측정법의 응용 가능성을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험

LiCl-KCl 공융염 및 $LaCl_3$, $CeCl_3$, $NdCl_3$ 등의 시약은 Sigma-Aldrich 및 Alfa Aesar에서 구입하여 정제과정 없이 사용하였다. 란타나이드 염들은 1~10 wt% 의 농도로 LiCl-KCl 용융염에 용해시킨 후 공융염으로 고체화시켜 사용하였다.

고온 용융염 실험은 글로브박스 내 Ar 분위기, H_2O < 1 ppm, O_2 < 1 ppm 조건에서, 전기로의 온도를 460 ℃로 유지하면서 수행하였다.

전기화학적 전위를 조절하면서 흡수스펙트럼을 측정할 수 있도록 글로브박스 내 전기화학/분광 일체형 측정시스템을 자체 설계 제작하여 사용하였다. 석영관으로 된 분광/전기화학 셀을 제작하였고, 작업전극은 탄소막대 또는 텅스텐금속판, 기준전극은 1 wt % AgCl이 녹아있는 LiCl-KCl 공융염에 은 금속선을 넣어 사용하였다.[1]

고온 용융염 다성분계 흡수스펙트럼 측정은 U 금속을 이용해 LiCl-KCl 용융염내에서 전기화학적으로 UCl_3을 생성한 후,[1] Nd가 포함된 공융염을 차례로 첨가하면서 측정하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1. (a)는 460 ℃에서 UCl_3이 포함된 용융염에 순도가 99.99% 이상의 $LaCl_3$, $CeCl_3$, 그리고 $NdCl_3$를 차례대로 첨가하면서 흡수스펙트럼을 측정하여 얻었다. 고순도의 란타나이드 염화물을 글로브박스에서 사용하였으나, UCl_3의 f-d 전이흡광도가 란타나이드 화합물의 첨가로 상당히 감소함을 관찰하였다. 이에 LiCl-KCl과 란타나이드 염화물 속에 불순물로 있을 수 있는 산화화합물, 예를 들어 Li_2O 또는 Ln_2O_3을 제거하기 위해 용융염 또는 란타나이드 염화물이 녹아있는 고온 용융염에서 전기화학적인 방법으로 용융염 내에서 Cl_2 기체를 생성시켜 산화화합물을 제거 시킨 후 흡광도 측정 실험을 수행하였다.

이 실험에서 얻어진 스펙트럼은 Fig. 1. (b)에

나타나 있으며, 시약의 정제 전과 비교하여 란타나이드 화합물을 첨가하여 U^{3+} 스펙트럼에 큰 영향 없이 $LnCl_3$ 흡광띠가 더해진 흡광스펙트럼을 얻을 수 있었다. 이는 란타나이드 산화물이 고온 용융염에서 산화가 매우 쉬운 U^{3+} 이온과 반응하는 것을 의미하고 따라서 U^{3+} 이온의 흡광도가 감소하게 된다. 하지만, 산화물의 영향이 사라지면, 다성분계에서 U^{3+} 이온의 스펙트럼에 큰 변화가 없고, 각각의 란타나이드 염화물의 특성 흡광 신호를 관측할 수 있으며, 이는 용융염 내 산화상태가 3+의 U, La, Ce, Nd 이온이 특별한 화학반응 없이 공존함을 의미한다.

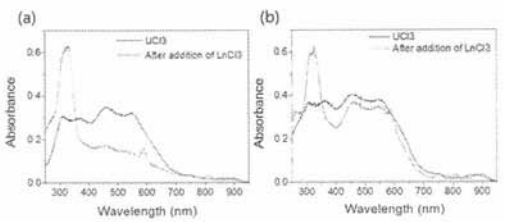


Fig. 1. Absorption spectra obtained with subsequent addition of UCl_3, $LaCl_3$, $CeCl_3$ and $NdCl_3$ in LiCl-KCl at 460℃. (a) $LnCl_3$ was used as received and (b) after treating with Cl_2

Fig. 2. (a)는 전위를 −1.5→−1.7 V으로 변화시키며 용융염 내에서 $U^{3+}\rightarrow U^0$ 환원반응을 선택적으로 일으키며 실시간 흡광 스펙트럼의 변화를 측정하여 도시하였다. 전위를 걸어주기 전스펙트럼은 UCl_3과 $LnCl_3$의 특성 흡광띠들의 조합으로 이뤄져 있고, 전위를 걸어주면 462, 549, 900 nm에서의 UCl_3의 특성띠들이 서서히 사라지면서 $CeCl_3$의 d-f 전이 323 nm, 그리고 $NdCl_3$의 f-f 전이 588, 751, 808 nm에서의 흡광띠들이 보다 두드러짐을 관측하였다. 이결과는 용융염 내 다성분계에 U^{3+}이 W 전극에 선택적으로 환원하여 U 금속으로 전착됨을 의미한다.

U의 전기전착 후, −2.1 V를 가하여, 용융염 내 녹아있는 란타나이드 이온의 전기적착반응의 스펙트럼 변화는 Fig. 2. (b)에서 볼 수 있다. 이 때 일어나는 스펙트럼의 변화는 U의 전기전착 스펙트럼 변화와는 많은 차이를 보여준다. 예를 들어 스펙트럼의 baseline이 매우 빠르게 큰 값으로 상승하고, 뚜렷하게 관측되었던 $LnCl_3$의 흡광신호들이 점점 약해짐을 관찰할 수 있다.

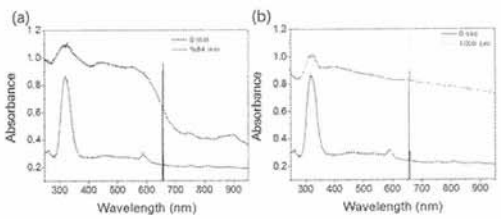


Fig. 2. Absorption spectra of a LiCl-KCl eutectic including UCl_3, $LaCl_3$, $CeCl_3$, and $NdCl_3$ under potentials of (a) -1.5～-1.7 V and then (b) -2.1 V at 460 ℃

3. 결론

고온 용융염내 다성분계의 흡수스펙트럼 측정을 통해 UCl_3와 란타나이드 산화물 및 염화물과의 화학적 상호작용을 확인 할 수 있었고, 전기화학적 전위를 변화시키면서 다성분계 내 UCl_3 및 $LnCl_3$의 전기전착반응을 분광학적으로 실시간 관측할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행하였습니다. (No. 2012M2A8A5025923)

5. 참고문헌

[1] Y. J. Park, S. E. Bae, Y. H. Cho, J. Y. Kim, K. Song, Microchemical J., Vol. 99, pp. 170, 2011.

[2] E. C. Jung, S.-E. Bae, W. Cha, I. A. Bae, Y. J. Park, K. Song, Chem. Phys. Lett. Vol. 501, pp. 300, 2011.

화학적 선택용해법에 의한 파이로공정 전해환원 공정시료 환원율 분석법개발

조영환*, 김정석, 박태홍, 배상은, 김종윤, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱공정에 의한 사용후핵연료처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄금속산화물들은 금속환원반응에 의해 해당 금속으로 환원된다. 사용후 핵연료 파이로 금속전환공정에서 환원율 측정이 매우 중요하다. 우라늄 단일성분계에 대해서는 고온중 공기산화에 의한 무게증가를 측정하는 열중량측정법(thermogravimetric analysis, TGA)이 알려져 있지만. 사용후 핵연료처럼 다성분계 시료의 경우 습식화학분석법외에는 효과적인 대안이 없는 실정이다. 이 공정의 금속환원율을 결정하기 위해서는 악티나이드, 란타나이드 금속 및 산화물 복합체에서 금속만을 선택적으로 녹여내고 그 양을 정량하는 것이 가장 정확한 분석법이다. 공정시료 중 금속성 우라늄에 대해서는 브로민법 분석법이 알려져 있지만[1,2,3] 금속성 란타나이드 원소에 대해서는 그 정량방법이 알려진 바 없다.

본 연구에서는 파이로프로세싱의 환원공정의 란탄족금속전환율 결정을 위한 화학분석법 개발을 위해 란탄금속, 란탄산화물의 브롬-에틸아세테이트 용매에 대한 용해특성을 규명하고, 분석을 위한 최적 전처리 방법을 개발하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 개요

본 연구에서 공정시료 중 악티나이드 및 란타나이드 금속전환율 측정을 위한 화학분석법 개발에 초점을 맞추고 연구를 수행하였다. 공정시료 화학분석기술의 핵심은 선별용해기술에 있다. 란탄족금속 및 산화물의 브롬-에틸아세테이트에 의한 용해특성을 확인하는 것이 금속과 산화물이 공존하는 파이로공정 금속전환체에 대한 적용성확인의 요체다. 환원율 측정 실험은 환원금속의 선택용해, 용해금속 회수 및 ICP 측정을 위한 시료 전처리의 3단계를 거쳐 진행된다.

본 연구에서는 Br_2-EtOAc 용액에서 란타나이드 금속 및 산화물의 용해반응을 조사하였다. 대상 란타나이드 원소는 사용후 핵연료내 함량, 중성자 흡수특성 등을 고려하여 La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd 7개원소를 선정하였다. 용해방법은 금속 우라늄에대해 적용된 문헌 [1,2]을 참고로 하여 란탄족에 적용이 가능하도록 수정된 방법을 개발하였다.

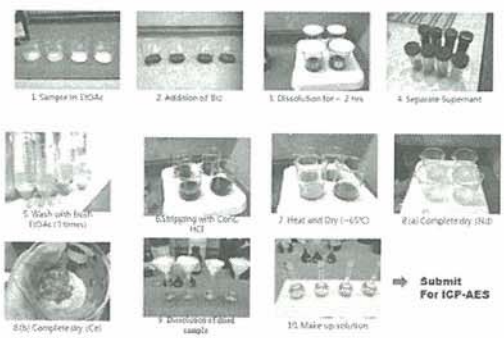


Fig. 1. Selective dissolution of metallic lanthanide metals in bromine ethyl-acetate solvent

2.2 실험방법

선택용해반응: (1) 40 mL 에틸아세테이트에 3 mL 진한 브롬수용액을 넣어준다. (2) 0.2~0.5g 의 공정시료를 넣는다. 0.3 g 의 MgO 를 함께 넣어준다. (3) 약 2시간 교반하여 선별용해반응을 진행시킨다.

회수 및 화학적처리: (4) 반응용액을 ~3,500 rpm 에서 5분간 원심분리하여 상등액을 모은다. (5) 침전을 20 mL 에틸아세테이트로 세척하여 상등액을 합친다. 이 과정을 3회 반복한다. (6) 상등액에 10 mL 강염산을 가한 후 서서히 가열하여 (~65 ℃) 완전히 증발건조시킨다. 완전증발 건조 하지 않을 경우 이후 전처리과정에 잔류 브롬성분에 의한 부반응으로 인해 측정에러의 원인이 된다.

ICP 분석 시료전처리: 선택용해 및 회수과정 못지 않게 측정데이터의 신뢰성에 영향을 미치는,

까다로우면서 가장 중요한 과정이다. (7) 선택용해과정에서 브로민과 반응하지 않은 고체물질은 은 8 M 질산으로 용해시켜 ICP 분석용액을 제조한다. (8) 건고된 상등액 시료를 ~ 4 M 염산/질산 용액으로 재용해하여 ICP 분석용 Make up 용액을 제조한다. 일반적으로 란타나이드 시료의 경우 우라늄에비해 용해도가 현저히 낮다. 산에 잘 녹지 않는 시료의 경우 과산화수소수를 첨가하면 산화반응에 의해 용해도를 높일 수 있다. 란타나이드 시료의 경우 100 mL 정도 충분한 용량으로 make up 용액을 만드는 것이 바람직하다. 그렇지 않을 경우 시간이 경과하면서 미세침전이 생성되어 분석의 효율을 떨어뜨리게 된다.

브로민법 선택용해 실험에 사용한 주요 시약은 다음과 같다.

Ethyl acetate, ≥99.5% ACS reagent 제조회사: SIGMA-ALDRICH, Bromine ≥99.5% ACS reagent 제조회사: SIGMA-ALDRICH, Lanthanide metals ≥99.9, 제조회사: SIGMA-ALDRICH.

2.3 결과 및 토의

브롬법의 검증을 위한 실험에서는 가능한한 순도가 높은 시료를 확보하기 위해, Ar 분위기 글러브박스안에서 구입한 금속시편 chip을 잘게 잘라서 산화피막이 최소인 부분시료만을 선별하여 사용하였다. 가장 금속성 함량이 높았던 시료에 대해 브로민법을 적용하여 환원금속 함량을 측정하고, 전체중의 회수율을 결정하여 Table 1 에 나타내었다.

Table 1. Measurement of metallic contents in the carefully selected lanthanide metal samples by bromine method

Metal	metallic contents of the sample specimen (%)	recovery (%)
La	93	>94
Ce	90	>98
Pr	93	>94
Nd	93	>94
Sm	90	>95
Eu	90	>95
Gd	93	>98
U	91	>99

금속산화물은 어떤 경우에도 bromine-ethyl acetate 용매에 녹지 않았다.

브로민용해법 경우에서와 같이 용해/회수/전처리의 다단계로 진행되는 화학공정에서 모든 대상원소에서 회수율이 94% 이상 수준으로 나타났다. 이는 다단계 시료처리 분석과정에서 적정수준을 웃도는 수치에 해당한다. 하지만, 실험단계에서 시약의 신선도 등 실험조건, 실험방법 개선등을 통해 회수율 제고의 여지는 남아있다. Np, Pu 같은 악틴족 금속은 우라늄처럼 란탄족 금속보다 브로민용해법을 적용한 선택용해가 훨씬 용이할것으로 예상된다[4].

본 연구를 통해서 개발된 파이로공정시료 화학측정을 위한 선택용해, 완전용해, 시료전처리 기법을 응용한 선별용해 및 정량화 기술은 금속전환 공정효율의 정확한 측정 뿐만 아니라 파이로공정에서 발생되는 고방사성 폐기물의 제염, 재활용에도 핵심기술로 활용 가능하다.

3. 결론

사용후 핵연료의 경우처럼 악티나이드-란타나이드족 다성분 복합체 공정시료의 경우, 산용매에서의 완전용해, 브롬-에틸아세테이트 용매를 사용한 선택용해법을 동시에 적용함으로써 각 성분별로 환원율 측정이 가능함을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다.
(원자력연구개발사업, No.2012M2A8A5025923)

5. 참고문헌

[1] R. Larsen. Anal. Chem. 31. No. 4. pp. 545-549, 1959.

[2] G.F. Brunzie, et. al. Anal. Chem. 33, pp. 1005, 1961.

[3] C.A. Laue, et. al. J. Radioanal. Nucl. Chem. 261, 709, 2004.

[4] S.D. Herrmann, et al. INL/CON-05-00304, 2005.

파이로공정 기준 물질흐름 v4.0의 개발

이효직*, 이재원, 임현숙, 박성빈, 김택진, 박장진, 조용준, 전민구, 신희성, 고원일, 김인태, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hyojik@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 2012년 4월부터 12월까지 8 개월 간에 걸쳐 많은 노력을 기울여 파이로공정 기준 물질흐름 (Pyroprocessing baseline flowsheet) v4를 개발하였다. 이는 기존의 물질흐름과 달리 포괄적 정보를 담고 있고, 향후 파이로공정의 기술발전에 따른 공정목표를 손쉽게 반영하여 그 결과를 분석 가능하도록 만들어 졌다. 이로써 파이로 일관공정의 물질수지 결과를 연구자들에게 명확히 제공할 수 있게 되었고, 파이로공정 및 연계기술 분석을 위한 기초 자료를 확보했다는 데에 파이로공정 기준 물질흐름 v4(pyroprocessing baseline flowsheet v4) 개발의 의의가 있다.

2. 파이로기준 물질흐름 v4 특징

2.1 취급원소

기존 버전의 파이로공정 물질수지에서 그룹(group) 형태로 사용후핵연료의 거동을 표현했던 것을 벗어나 원소별로 다루게 되었다. 같은 그룹에 속하는 원소더라도 공정조건에 따른 원소별 거동이 다르므로 이를 반영하기 위해서는 원소별 물질흐름을 고려하는 것이 중요하다. 문헌들[1,2]과 내부검토를 통해 중요 사용후핵연료 52종과 파이로공정 및 폐기물 처리시 필요한 공정화합물 22종을 선정하여 Table 1, 2와 같이 물질흐름 취급 대상으로 삼았다.

Table 1. Spent fuel elements treated in flowsheet v4

group	SF element
nonmetal	H, C, Se
inert gas	Kr, Xe
actinides	Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf
AM&AE	Rb, Cs, Sr, Ba
rare earth	Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu
noble metal	Fe, Ni, Zr, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd
poor metal	In, Sn
metaloid	Sb, Te
halogen	Br, I

Table 2. Chemicals treated in flowsheet v4

구 분	공정화합물
주요공정에 필요한 화합물	LiCl, LiCl-KCl, Li_2O, UCl_3, O_2, Cl_2, Ar, H_2, Li, Cd, $CdCl_2$
폐기물처리에 필요한 화합물	Zeolite5A, AgX, calcia, fly-ash, glass frit, cement, solidification matrix, precipitant, AgZ, HZ, NaOH

2.2 물질흐름 v4 주요 정보

개발된 파이로공정 기준 물질흐름 v4는 기존에 하나의 엑셀 시트에 다이어그램과 물질수지 모두를 기록하던 방식에서 과감히 탈피하여 다이어그램과 물질수지 시트를 별도로 분리하였다. 다이어그램에서는 물질흐름 경로와 연계 단위공정 간의 상대운전 방법을 정확히 알 수 있도록 하였고, 물질수지 시트에서는 다이어그램에 표시된 모든 물질흐름 경로에 대하여 Table 1, 2에서 취급하는 모든 원소들의 물질수지를 수식으로 기록하게 하였다. 수식 계산을 위한 물성치, 공정목표, 실험값, 주요조업변수 등은 각 공정별로 공정시트를 만들어 모든 정보를 포함하게 하였고, 물질수지 식은 이 수치 정보를 참조하는 방식으로 작성되었다. 이는 향후 공정목표의 조정 및 추가 실험결과의 반영에 따라 물질수지를 자동으로 계산하여 그 결과를 쉽게 파악할 수 있도록 하기 위함이다.

Fig. 1은 물질흐름 v4에서 도출된 물질흐름 다이어그램이며, 파이로일관공정은 총 84개의 경로와 23개의 단위공정으로 이루어져 있음을 알 수 있다. 단위공정 23개는 중간 공정생성물과 폐기물처리 후 재활용을 모두 포함하여 도출된 최소한의 단위공정 개수이며, 상세 공정을 들여다보면 전체 단위공정의 수는 늘어날 수 있다. 일부 중간 공정생성물에 대하여는 재활용에 대한 명확한 기준이 마련되기 전까지는 물질수지에 반영을 하지 않고,

임시보관한다는 가정 하에 물질수지 식을 도출하였다.

3. 주요결과분석

3.1 주요경로 별 물질수지

파이로공정 기준 물질수지 v4는 84개 경로에 대한 물질수지를 포함하고 있어 이를 모두 나타내기에는 지면의 한계가 있고, 정량적 수치를 모두 공개하는 것은 제한되어 있어 주요 경로에 대한 분리율을 그룹별로 Table 3과 같이 나타내었다. 주요경로의 위치는 Fig. 1로부터 파악할 수 있다.

Table 3. Separation factor in selected streams

Stream / Group	Off gas	Hull waste	LiCl waste	U ingot	Anode waste	LiCl-KCl waste	SFR fuel fab.
	1a+1b	2	3	4a-4b	5	6	7
Nonmetal	77.55%	0.01%	22.21%			0.22%	
Inert gas	99.98%	0.02%					
U		0.02%		96.46%	0.03%		0.42%
TRU		0.02%		0.03%		0.03%	99.92%
AM	98.98%	0.02%	0.99%			0.01%	
AE		0.02%	98.98%			1.00%	
RE		0.02%	1.31%	0.03%		79.25%	19.38%
NM	7.33%	0.02%			92.65%		
Poor metal		0.02%			99.49%		
Metalloids	50.87%	0.02%	48.60%		0.02%	0.49%	
Halogens	99.98%	0.02%					

3.2 폐기물발생량 분석

연간 사용후핵연료 10tHM을 처리한다고 했을 경우, 물질흐름 v4로부터 분석된 폐기물 발생량을 아래 Table 4에 나타내었다. 현재 폐기물 분류기준을 적용할 경우 LiCl-KCl 염폐기물 처리 후 발생된 고화체 560kg만이 고준위 폐기물로 간주되고 있다.

Table 4. Pyroprocessing wastes after 10tHM treatment

	구조재	정련 anode	배기체 처리 필터					LiCl 염폐기물	LiCl-KCl 염폐기물
			fly ash	Ca	AgX	Zeolite 5A	NaOH		
주요핵종	-	U, Zr, NM	Cs, Rb, Cd, Ag	Tc, Ru, Rh, Te, Mo	I, Br	H-3	C-14	Cs,Rb, Sr, Ba, Eu, Te	RE
핵종무게 (kg)	-	385	49	17	4	0.001	1	43	138
고화체 무게(kg)	1,037	1,664	978			33		636	560
고화체 부피(m3)	0.225	0.693	0.351			0.014		0.265	0.151

4. 결론

파이로공정 기준 물질흐름 v4의 개발로 파이로 일관공정에 대한 물질흐름 정보를 상세히 제공함으로써 기술타당성 검토를 위한 초석을 마련하였고, 향후 한미공동연구를 통해 얻어진 실험결과를 바탕으로 현실을 반영한 신뢰성 있는 물질흐름이 되도록 개정해나갈 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 연구재단의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

[1] The FIT 2.0 Model-Fuel Cycle Integration and Tradeoffs, INL/EXT-10-20190 Rev.1, 2011.

[2] Assessment of Tools and Data for System-Level Dynamic Analyses, INL/EXT-11-22588, 2011.

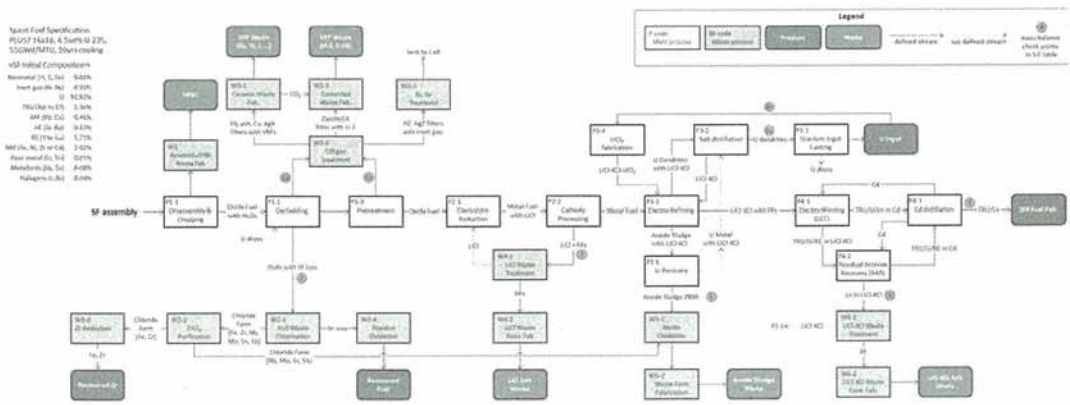


Fig. 1. Material flow diagram of pyroprocessing baseline flowsheet v4

펄스 전류를 이용한 우라늄 전해정련

이성재*, 박성빈, 황성찬, 김인태, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
leesungjai@kaeri.re.kr

1. 서론

건식 파이로프로세스 중 사용후핵연료의 대부분을 차지하는 우라늄을 회수하는 전해정련 공정은 파이로프로세스의 경제성을 좌우하는 핵심 공정이다 [1]. 전해정련 공정에서는 전기화학적으로 순수한 우라늄을 회수한 후, 전착물에 포함되어 있는 공융염을 제거하는 염증류 공정을 거쳐 최종적으로 잉곳 형태의 우라늄을 얻게 된다.

일반적으로 전해정련 공정에서 얻어진 우라늄 전착물의 경우 수지상 (dendrite)으로 얻어지는데, 수지상으로 자란 우라늄 전착물의 경우 내부에 상당한 양의 공융염을 포함하게 될 수 있다 [2]. 이 경우 공융염에 포함되어 있는 불순물로 인하여 얻어지는 우라늄의 순도가 낮아지게 되는 문제를 유발하게 된다. 따라서 최근에 우라늄 전착물의 형태를 수지상이 아닌 형태로 생성하고자 하는 연구가 수행되고 있다 [3,4].

따라서 본 연구에서는 cathode에 균일한 형태의 우라늄을 생성하기 위하여 pulse 전류를 인가하여 전해정련을 수행하였다. 균일한 우라늄 전착물을 얻기 위하여 전류인가시간, 인가전류 및 pulse 시간비 등의 다양한 실험 변수의 영향을 분석하였다. 또한 역전류를 인가하는 경우에 대한 연구도 수행하였다. 이를 통하여 전해정련공정에서 cathode에 전착되는 우라늄의 형태를 최적화 할 수 있는 운전조건을 도출하고자 하였다.

2. 실험방법

본 실험은 전류 인가 조건과 전착물의 형태에 관한 정량적 분석을 위해 소형 전해정련 장치에서 3전극 전기화학셀을 이용하였다. 다수의 우라늄 pellet을 포함하는 anode를 대전극 (counter electrode; CE)으로, 순수한 우라늄이 전착되는 cathode를 작업전극 (working electrode; WE)으로 사용하였으며, 전해질은 LiCl-KCl 용융염을 사용하였다. Cathode의 경우 균일한 전기장 형성을 위해 평면 stainless steel 전극을 사용하였다. 기준전극 (reference electrode; RE)은 퓰라이트 관내에 Ag/AgCl (1wt%)을 사용하였다. 초기 정련 운전을 위해 LiCl-KCl 용융염에 UCl_3의 농도는 3wt%로 유지하였다. 모든 실험은 수분과 산소의 영향을 최소화하기 위하여 glove box 내에서 수행되었다.

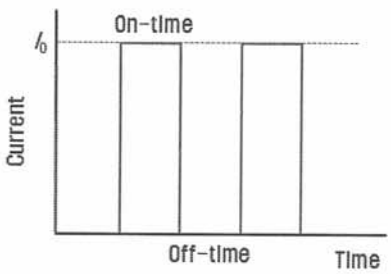


Fig. 1. Current pulse applied to the cell

3. 결과 및 고찰

3.1 전류인가 시간의 영향

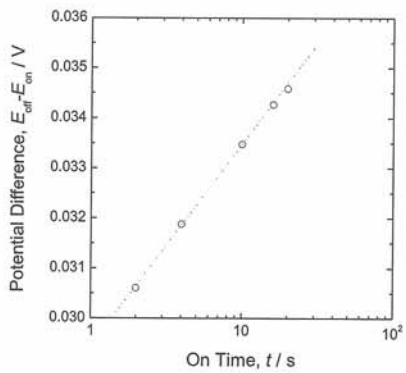


Fig. 2. Potential difference between on-time and off-time during electrorefining at different on-times

일반적으로 전착물이 균일하게 자라지 않는 원인으로 전극 표면의 불균일한 농도 분포를 생각할 수 있다. 따라서 균일한 우라늄 전착을 위해서

는 표면에서의 농도변화가 작을수록 유리하다고 볼 수 있다. 전류인가시간의 영향을 확인하기 위하여 인가시간과 미인가시간의 비는 2로 고정한 상태에서 전류인가시간을 변화시키면서 전위변화(농도변화)를 측정하였다. Fig. 2는 전류인가시간(on-time)에 따른 인가시간전위 (E_{on})와 미인가시간전위 (E_{off}) 차를 보여주고 있다. 그림에서 알 수 있듯이 전류인가시간이 작을수록 표면에서의 농도변화가 작아짐을 알 수 있다. 또한 표면에서의 농도 변화가 0에 근접하는 시간은 1 ns 근방임을 알 수 있다.

3.2 인가시간과 미인가시간 비 영향

전류인가시간과 미인가시간의 비에 따른 전착특성을 분석하기 위하여 전류인가시간을 5 s로 고정한 상태에서 전류미인가시간을 변화시키면서 측정한 결과, 전위차는 특별한 경향성을 보이지 않고 거의 일정한 값을 유지하였다.

3.3 인가전류의 영향

인가전류에 따른 전착특성을 확인하기 위하여 전류를 변화시키면서 전위변화를 관찰하였다. Fig. 3은 인가전위에 따른 인가시간전위와 미인가시간전위 차를 보여주고 있다. 그림에서 알 수 있듯이 인가전류가 클수록 전위차가 큼을 알 수 있다. 그러나 전류인가시간의 변화와 다르게 전위차는 인가전류와 선형관계를 유지함을 알 수 있다.

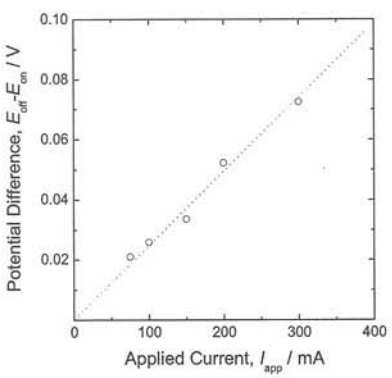


Fig. 3. Potential difference between on-time and off-time during electrorefining at different applied currents

4. 결론

본 연구는 균일한 우라늄 전착을 위해 전류 pulse를 인가하는 경우 나타나는 우라늄 전착 특성에 대하여 연구하였다. 실험결과 인가전류 및 전류인가시간이 균일한 우라늄 전착에 큰 영향을 미침을 알 수 있었고, 두 조건과 전위변화의 관계는 서로 다름을 알 수 있었다. 이 결과는 향후 전해정련 연구개발 및 다중배열 전해정련 반응기의 최적 운전조건 결정하는데 활용될 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

[1] 강영호, 양역석, 황성찬, 이홍기, Applied Chemistry, Vol.2, No.1, pp.508-511, 1998.
[2] T.C. Totemeier, et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.250, pp.131-146, 1997.
[3] Y. Shibuta, et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.414, pp.114-119, 2011.
[4] Y. Shibuta, et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.436, pp.61-67, 2013.

Pu과 U 동위원소비 측정을 통한 사용후핵연료 분말 혼합 균질도 분석

한보영*, 나상호, 신희성, 김호동, 이도연, 이영순, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
byhan@kaeri.re.kr

1. 서론

차세대 핵연료주기시설 가운데 하나로 연구 진행 중인 파이로 공정 시설은 사용후핵연료를 재활용할 수 있는 기술로써 기대를 모으고 있다. 그러나 핵물질 전용을 막기 위한 국제 안전조치 기준 및 핵물질 계량기술이 아직 확립되어 있지 못 한 상황이다. 한국원자력연구원 파이로 안전조치 기술 개발 연구팀은 IAEA MSSP(Member State Support Program)을 통해 공학규모 기준파이로시설의 안전조치 모델을 제시하고 향후 연구방향을 제시해 왔다[1]. 본 논문은 파이로 시설의 정확한 핵물질 계량관리를 위해 제안된 사용후핵연료 분말 균질화 공정 방안을 위한 분말 혼합에 따른 균질도 및 샘플링 오차 영향을 분석하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 핵종 균질도

사용후핵연료 집합체의 연소도 분포는 일반적으로 높낮이만 다를 뿐 연료봉마다 크게 차이가 없으나 동일한 연료봉에서는 축방향에 따라 연소도가 다르게 나타난다. 이와 같은 연소도 차이로 인하여 우라늄과 플루노늄 같은 핵분열물질, 초우라늄(U/TRU) 그리고 핵분열생성물의 존재 분포비가 달라지며, 핵연료의 결정립과 같은 미세구조에도 변화를 야기한다. 따라서 화학분석과 같은 소량의 샘플을 채취하여 대표값을 추정하는 분석방법의 경우 샘플 채취 위치에 따른 오차(σ) 영향을 무시할 수 없게 된다. 식 (1)에서 s는 비균질도, n은 측정 샘플수, 그리고 k는 t 분포의 임계값을 의미한다. 실제 샘플의 수와 비균질도를 가정했을 때 비균질도에 의해서 발생될 수 있는 샘플링오차를 Table 1.에서 보여주고 있다. 이론적으로는 1% 비균질도로 10개 샘플을 측정했을 때 1%이내 샘플링오차를 예측할 수 있다.

$$\sigma_{\bar{x}} = k_{\alpha/2}\frac{s}{\sqrt{n}} \qquad (1)$$

Table 1. Sampling error of the mean from the inhomogeneity of sample

샘플수	k@95 % C.L	비균질도			
		1%	5%	13%	30%
5	2.776	1.24%	5.21%	16.1%	37.2%
10	2.262	0.72%	3.58%	9.30%	21.5%
50	1.960	0.28%	1.39%	3.60%	8.32%

Fig. 1은 울진 3호기에서 발생한 연료(HA03D15, 57GWd/tU, 4.49wt%U-235)을 감마 스캔한 연소도 분포를 연료봉의 길이 구간에 따라 살펴보았다. 연료봉의 하단부분은 연소도가 30GWd/tU 근처로 가장 낮고 중앙부분으로 갈수록 연소도가 증가하여 60cm부터 310cm까지는 고연소 (약 60GWd/tU)로 일정하게 유지되는 것을 알 수 있다. 연료봉의 하단부(A), 중단부(B), 상단부(C) 그리고 전체(D) 분포는 낮은 연소도 방향으로 꼬리를 가지며 가운데는 정규분포에 가까운 분포로 이루어짐을 알 수 있다. 연료봉 하단부의 경우 평균 연소도는 53.75±11.20(20.83%) GWd/tU, 가운데는 64.74±2.45(3.78%) GWd/tU, 상단부는 56.40±9.58(16.99%) GWd/tU이었으며, 전체 평균 연소도는 61.43±7.85(12.77%) GWd/tU로 나타났다.

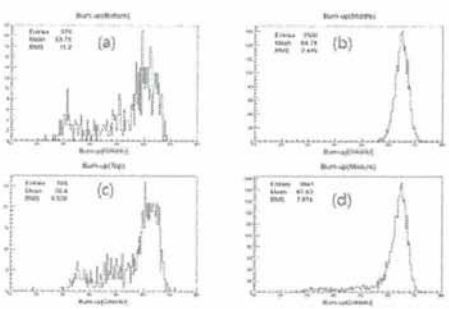


Fig. 1. Burn-up distribution as a function of measurement position: (a) Bottom (0-60 cm), (b) middle (60-300 cm), (c) top (300-360 cm), (d) whole region (0-360 cm)

사용후핵연료 분말 안에 분포된 핵종 균질도는 단위체적당 함량이 위치에 따라 변하는 정도를

의미하며 무작위 시료를 채취하여 표본집단의 실험표본편차로부터 추정하여 실제 사용후핵연료 분말의 핵종 균질도를 추정한다.

2.2 사용후핵연료 분말 혼합 시험

연료봉 좌·우측 연소도 감소 영역은 약 10 cm로 절단하고, 연소도가 균일한 영역은 약 25cm로 절단하였다. 연료봉의 기계적 탈피복후 페피복관의 포함된 분말을 제거하기 위해 500℃ 공기 분위에서 10시간의 산화조건을 적용하였다. 연소도별 좌측, 중앙부, 우측 각각의 영역에서 제조된 산화분말은 회전수 35rpm으로 각각 4시간 혼합한 후 약 1g 시료를 영역별 3개 그리고 모든 영역을 혼합 후 5개의 시료를 무작위 채취하였다. 샘플링 방법은 혼합이 완료된 산화분말 전체를 넓은 Tray에 붓고 분말의 층을 고르게 펴고 분석시료를 채취하였다. 세 영역에서의 별도 혼합시험이후 각 영역(A,B,C) 분말을 전체 혼합(D군)하고 채취된 시료는 IDMS 이용하여 Pu 동위원소비와 U 동위원소비 측정에 의한 혼합 균질도 평가를 수행하였다. IDMS를 이용한 화학분석과 동시에 세슘 감마핵종 측정을 통해 혼합시간별 균질도도 평가 되었다[2].

2.3 Pu과 U 동위원소 측정불확도

IDMS를 이용한 동위원소비 측정은 낮은 측정오차(0.1% 이내)를 가지므로 각 시료별 측정분포는 샘플링 오차로부터 기인한 것으로 추정한다. Pu 측정동위원소는 ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu 이며 Fig. 2에서 각 연소도군에 따라 혼합 후 동위원소 무게비와 실험표준편차를 보여준다. 전체 연소도 혼합군(D)을 보면 평균 동위원소 무게비는 3.85%(^{238}Pu), 48.73%(^{239}Pu), 26.23%(^{240}Pu), 11.66%(^{241}Pu), 9.55%(^{242}Pu)이고 혼합후(4시간) 상대실험표준편차는 0.81%(^{238}Pu), 0.10%(^{239}Pu), 0.37%(^{240}Pu), 0.41%(^{241}Pu), 0.73%(^{242}Pu)로 모두 1% 미만의 오차분포를 나타냈다. Fig. 3은 우라늄 동위원소의 무게비의 평균과 상대 표준편차를 나타내었다. 우라늄 동위원소의 경우 혼합 유무에 관계없이 대부분이 ^{238}U으로 평균 98.5% 무게비를 가지며, 나머지는 0.02%(^{234}U), 0.72%(^{235}U), 0.67%(^{236}U)로 소량 측정되었다. 혼합 후 우라늄 동위원소비의 상대실험표준편차는 11.69%(^{234}U), 0.80%(^{235}U), 0.20%(^{236}U), 0.01%(^{238}U)로 측정되었다. 실험측정오차가 낮은 IDMS 방법을 이용한 사용후핵연료 내 Pu과 U 동위원소 무게비 측정은 혼합 후 극소량의 ^{234}U을 제외한 대부분의 동위원소에서 1%이하의 낮은 상대실험표준편차(비균질도)를 보임을 알 수 있었다.

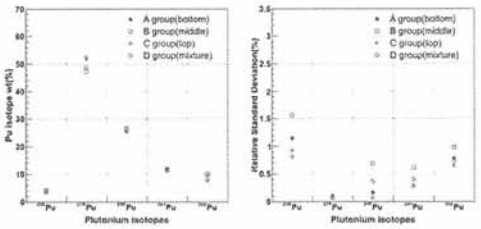


Fig. 2. Pu isotope concentration (left) and relative standard deviation (right) in the spent-fuel samples

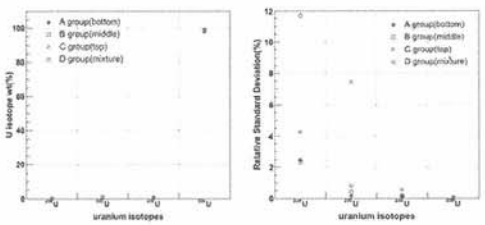


Fig. 3. U isotopes' weight % (left) and relative standard deviation (right) in the spent-fuel samples

3. 결론

본 연구를 통해서 사용후핵연료 연료봉의 분말 혼합시험을 통해 핵종 분포의 균질도를 추정하였다. 실험오차가 낮은 IDMS 방법을 이용한 Pu과 U 동위원소비 측정을 통해 추정된 혼합분말의 균질도는 혼합 후에는 1%이하로 나타났으며 이는 Pu 정량 측정 시에도 적용될 수 있음을 의미한다. 추후 입도 분포, 측정 시료의 크기, 시료 채취 방법과 혼합시간 등의 균질화 중요 인자들에 대한 정밀한 분석을 수행 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] 김호동 외 7명, "기준파이로시설에 대한 핵물질계량관리 시스템 설정", KAERI/TR-4294, 2011.
[2] 한보영 외 6명, "Cs-134/Cs-137 감마 측정을 이용한 사용후핵연료 분말 혼합 균질도 분석", KRWS, Volume 10(1), pp. 83-84, 2012.

제1분과

후행핵연료주기기술 및 정책 (Poster)

사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 열적, 기계적 특성평가

전종선*, 이상헌, 이상철, 장미숙, 한병섭
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
nunkijs@gmail.com

1. 서론

수송저장용기 차폐체 신소재 개발을 통하여 사용후핵연료 운반관련 법규에 적합한 차폐체 제작, 차폐체의 성능향상, 선진국의 특허 회피 및 수출 상품성 확보가 요구된다.

차폐체는 중성자 흡수재를 포함한 고분자 물질의 차폐체, 금속/금속합금 차폐체, 시멘트 차폐체로 분류된다. 중성자 흡수재를 포함한 금속/금속합금 차폐체는 사용후핵연료에서 방출되는 방사선 차폐 뿐만 아니라 수송저장 용기의 구조재 역할을 동시에 수행할 수 있는 장점이 있으나 금속용융 및 주조 등을 실험실에서 실시하기에는 어려움이 따르므로 1차 선정에서는 실험실에서 실험하기 용이한 차폐체로서 고분자 물질을 선정하였다. 또한 고분자 물질은 분자 구조에 수소원자수 밀도가 높으며, 사용후핵연료에서 방출되는 고속중성자는 거의 같은 질량의 수소원자와의 충돌에 의하여 에너지가 흡수되면서 효과적으로 감속되기 때문에 수소원자수밀도가 높은 고분자는 차폐체 물질로 적합하다고 판단된다.

새로운 형태의 고분자 차폐체가 수송용기의 차폐체로 적합한지에 대한 평가를 위한 열유동 및 열구조 해석을 하고자 필요한 기초자료인 열전도율, 열팽창률 및 기계적 특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 차폐체 물질선정

수송저장 용기는 800℃ 복사열에 30분 노출시키는 화재시험을 통과해야 하므로 차폐체 물질 또한 고온에서 안정한 물질의 선정이 필요하다. Novolac Type Epoxy 수지는 내열도가 높은 경화물을 얻을 수가 있으며, 내약품성과 접착력도 우수하다. 반응기가 3개 이상의 다관능형이라 반응성이 풍부하고 특히 기계적 강도가 뛰어나며 주용도로는 복합재료 PCB 등에 사용된다.

첨가제로 사용한 발포금속은 재료내부의 기공들이 서로 연결된 형태로 기체나 유체의 통과가 용이하여 단위 체적당 표면적비가 크고 기계적강도가 우수하여 그 용도가 다양하다.

2.2 차폐체 제작

열특성 분석을 위해 필요한 압축 및 인장실험, 열분석관련 열팽창률 및 열전도계수 등 물성평가를 위해 함량 및 두께별로 시편을 다양하게 제작하였으며, 일부 표면이 거친 시편들은 그라인더와 사포를 이용하여 표면을 고르게 제작하였다.

노볼락 에폭시와 경화제를 이용하여 제조한 에폭시는 노란색으로 시편 내부에 다량의 기포가 존재하였다. 1차 경화 온도가 높을수록 기포의 발생량은 증가하며, 온도를 낮추어 제작하여도 완전히 기포를 제거 할 수 없으므로 순수한 에폭시만을 차폐체로 사용할 경우 기포 제거를 위한 소포제의 사용이 요구된다. 다양한 경화온도에서 실험하여 40℃에서 경화하는 것이 차폐체 제작에 가장 적합한 온도임을 확인하였다.

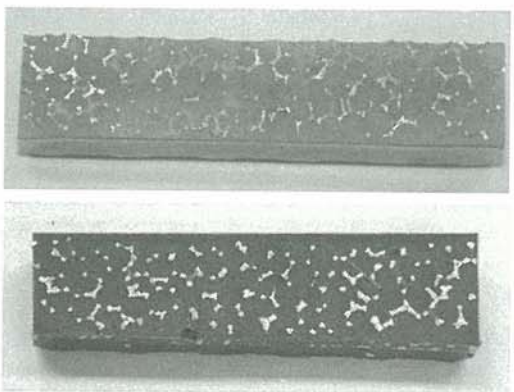


Fig. 1. Shielding specimens cutting plane

2.3 차폐체 특성시험

2.3.1 에폭시 차폐체 열전도율, 열팽창률 평가

중성자 차폐 시편 열전도도 결과는 발포금속이 포함되어 있는 시편이 열전도도가 월등히 우수한 것을 확인하였다. 에폭시 수지로만 되어 있는 시편에 비해 열전도율이 최소 2배, 최대 8배 까지 우수하다.

열팽창률은 기존 에폭시 수지에 비교하여 첨가제에 따라서 최대 90%, 최소 18%의 팽창률을 보였으며 첨가제를 첨가하여도 온도 팽창률 물성에 큰 변화가 없어 구조적 형태에 안정성을 유지함을 확인하였다.

Table 1. Results of thermal conductivity of neutron shielding

	Diffusivity (mm^2/s)	Conductivity (W/(m*K))	Performance ratio
Epoxy	0.092	0.235	-
Epoxy+L Metal	0.335	0.691	3.6
Epoxy+L Metal+B4C	0.198	0.457	2.2
Epoxy modified	0.764	1.881	8.3

Table 2. Results of thermal expansivity of neutron shielding (unit Alpah / (1 / K))

	30-75℃ thermal expansivity	30-100℃ thermal expansivity	30-125℃ thermal expansivity
Epoxy	1.41E-04	1.59E-04	1.73E-04
Epoxy+L Metal	1.21E-04	1.41E-04	1.57E-04
Epoxy+L Metal+B4C	8.16E-05	8.32E-05	1.02E-04
Epoxy modified	2.55E-05	3.83E-05	5.21E-05

2.3.2 에폭시 수지의 기계적 특성 평가

에폭시수지의 인장강도는 2~5 mm 기공의 발포금속시편을 제외하면 다른 시편들의 수치는 유사한 경향을 보이고 있다.

Table 3. Results of mechanical properties of neutron shielding

	Tensile strength (MPa)	Tensile strength rate (%)	Compressive strength (MPa)	Compressive strength rate (%)
Epoxy	9.1	100.0	24.7	100.0
Epoxy+S Metal	9.2	101.4	26.9	108.7
Epoxy+M Meta	8.4	92.6	24.1	97.4
Epoxy+L Metal	6.1	66.8	22.8	92.2
Epoxy+L Metal +B4C	5.5	60.3	19.3	78.1

탄화붕소가 첨가된 시편이 가장 낮은 인장강도를 보이는데 탄화붕소가 에폭시와 화학적 결합을 이루고 못하고 물리적인 결합을 하는 것을 판단된다. 압축강도 측정결과에서도 탄화붕소가 첨가된 시편의 물성이 낮은 이유는 결합력의 차이로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 중성자 흡수단면적이 커서 중성자 흡수재로 사용빈도가 높은 탄화붕소 및 열안전성 향상 및 재질의 연성 등의 목적으로 발포금속 함량을 변화하여 에폭시 차폐체를 제조하여 열전도율, 물리적 특성 실험을 수행하였다. 열전도 특성은 기본 에폭시 수지에 비해 최대 8배 이상 우수한 성능을 나타내었고 열팽창이나 기계적 특성에 대해서도 에폭시 기본특성과 유사한 거동을 보였다. 분석결과를 바탕으로 추후 차폐체의 열유동 해석 및 열구조 해석을 통하여 개발될 차폐체의 수송용기 내부에너지에 대한 열전달 및 건전성을 입증할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 기술혁신사업 중 방사성폐기물관리기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다. (No. 2010T00100839)

5. 참고문헌

[1] Korean Journal of materials Research Nuclear, Vol.8, No.5, pp.457-463, 1998.

[2] Evaluaion of Effect of Fuel Assembly Loading Patterns on Termal and Shielding performance of a spent Fuel Sotrage/Transportation Cask., PNNL-13583, 2001.

제5차 전력수급기본계획에 기초한 국내 사용후핵연료 발생 누적량 추정

이선희*, 윤새롬, 정미선, Ruxing Gao, 김성기, 고원일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
lsh401@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 1978년 4월 29일 고리1호기 상업운전을 시작으로 현재 23기의 원전이 운전중에 있으며 설비 용량은 20,716 MWe이며, 국내 전체 발전량의 약 34%를 차지하고 있다. 전력소비량은 '08~'22 기간에 연평균 2.1%로 증가가 예상된다. 제5차 전력수급기본계획에서는 2024년 전체 발전량 대비 원자력 비중을 무려 48.5%까지 확대한다는 의견을 밝혔다[1]. 따라서 본 논문에서는 제5차 전력수급기본계획에 기초하여 현재 운영 중인 23기 원전 뿐 아니라 앞으로 건설 혹은 계획 중인 신규 원전 11기를 포함한 34기를 대상으로 사용후핵연료 발생량을 예상하여 추정하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 발생 및 저장량

현재 31개국 국가에서 437기 원전을 운영하고 있으며, 2010년 말 기준 전 세계의 사용후핵연료 발생량은 23만 톤 이상이다. 이 중 75% 정도는 습식, 건식 방식의 저장 시설에 관리되고, 나머지 약 25%는 재처리 되고 있다. IAEA에 따르면 전 세계적으로 현재 운영 중인 원전 대부분의 운영 종료가 예상되는 2020년에 사용후핵연료 총 발생량이 44만 5000 tHM이 될 것으로 예측하고 있다[2]. 국내에서는 원전에서 발생되는 사용후핵연료는 원전 내 저장수조 또는 원전 부지내 건식저장시설 등의 임시 저장시설에 저장관리하고 있다. 2012년 12월말 기준 국내 원전에서의 사용후핵연료의 발생 및 저장 현황은 Table 1. 과 같다[3].

2.2 사용후핵연료 예상 발생량

사용후핵연료 양을 평가하는 방법은 "원전설계·운전변수 이용법"과 "핵연료 재장전계획 이용법"이 있다. 본 논문에서는 운전계획을 예측하기 어려운 원자로형을 이용하거나 장기간의 사용후핵연료 발생량을 평가하는데 많이 사용되는 "원전설계·운전변수 이용법"으로 발생량을 예상하였다. 원전에서 매년 평균적으로 발생되는 사용후핵연료의 무게는 다음식과 같다.

Table 1. Present condition of SNF each NPP (criterion at the end of the December of 2012)

구 분 (호기수)		저장용량*		저장량		포화 비중(%)	포화 년도
		다발	톤	다발	톤		
경수로	고리 (6)	6,494	2,691	4,909	1,981	76	2016
	영광 (6)	7,912	3,318	4,942	2,061	62	2019
	울진 (6)	5,550	2,328	4,109	1,702	74	2021
	월성 (1)	523	219	0	0	0	2022
중수로	월성 (4)	499,632	9,441	363,900	6,885	73	2018
총계(23)		520,111	17,997	377,860	12,629	73	-

* 비상노심분 제외

$$AGSNF = \frac{P \cdot 365.25 \cdot CF}{\varepsilon \cdot BU}$$

AGSNF: 사용후핵연료의 연평균 발생량(tU/y)
P: 원전 설비용량(MWe)
ε: 원전의 열효율(MWe/MWth)
CF: 원전이용률
BU: 사용후핵연료 평균 방출연소도(MWd/tU)
365.25: 1년간 일수 환산계수(d/y)

한편, 원전을 일정한 기간(T년) 동안 운영하는 과정에서 발생되는 사용후핵연료 누적저장량은 아래의 식과 같이 나타낼 수 있다.

$ASNF(T) = ASNF(0) + AGSNF \cdot T$

ASNF(0): 초기(0년 시점)의 사용후핵연료 저장량(tU)
ASNF(T): T년 경과시점의 누적저장량(tU)
T: 평가시점부터 예측목표시점까지 경과년수(년)

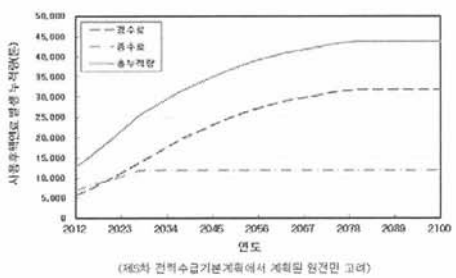
제5차 전력수급기본계획에 명시된 원자력발전소의 운영 및 건설 계획을 따라 현재 운영 중인 23기 원전과 앞으로 건설 혹은 계획 중인 11기의 신규 원전을 포함한 34기 원전을 대상으로 발생량을 추정하였다. 사용후핵연료의 발생량을 산출하기 위해 12년 12월말까지 실제 발생된 사용후핵연료 발생량을 토대로 34기의 원전의 설계수명 종료까지 추가 발생량을 산출하였다. 원전의 수명기간은 고리 1호기는 10년간 계속운전을 고려하

여 40년으로 가정하였고, 신고리 3~8호기와 신울진 1~4호기는 설계수명을 60년을 적용하였다. 그 외 원전은 모두 50년의 설계수명을 가정하였다. 2012년 원자력진흥위원회 사용후핵연료 관리대책 추진계획을 토대로 모든 중수로는 30년을 설계수명으로 적용하였다[3]. 사용후핵연료 예상 발생량을 산출하기 위한 기초 자료를 요약하면 Table. 2. 와 같다.

Table 2. NPP design and operating parameters for evaluating SNF generation quantities

노형	설계 및 운전변수	
경수로	연소도 (MWd/tU)	45,000
	초기 핵연료 농축도 (%)	4.5
	천연 우라늄 농축도 (%)	0.71
	테일 우라늄 농축도 (%)	0.25
	원전 비용률 (%)	90
	열효율 (%)	34
중수로	연소도 (MWd/tU)	7,500
	원전 비용률 (%)	90
	열효율 (%)	33

이것을 사용하여 제5차 전력수급계획을 만족하기 위한 경수로와 중수로의 사용후핵연료 발생량을 2100년 까지 구하면 Figure. 1. 과 같다. 총 34기 원전에서 설계수명까지 사용후핵연료 예상 발생량은 경수로 31,900 tHM, 중수로 11,899 tHM 으로 총합 43,800 tHM의 사용후핵연료가 발생하는 것으로 평가되었다.



(제5차 전력수급기본계획에서 계획된 원전만 고려)

Fig. 1. SNF accumulated generation quantities

연도별 사용후핵연료 발생량은 2013년 790 tHM의 발생을 시작으로 2025년에 연간 880 tHM으로 최대치를 기록하고 계속 감소할 예정이다. 신규원전인 신고리 1,2호기와 신월성 1,2호기는 연간 약 27 tU, 이보다 출력이 1.4배 증가한 신고리 3,4호기 및 신울진 1,2호기는 연간 약 38 tU가 발생하는 것으로 예상된다. 모든 중수로의 수명이 종료되는 2049년부터 중수로 사용후핵연료는 더 이상 발생하지 않는 것으로 나타났다.

3. 결론

원전설계·운전변수 이용법을 이용하여 사용후핵연료 발생량을 평가한 결과, 총 34기 원전이 설계수명까지 운영하는 경우 사용후핵연료 예상 누적 발생량은 경수로 31,900 tHM, 중수로 11,899 tHM으로 총합 43,800 tHM의 사용후핵연료가 발생하는 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] 제5차 전력수급기본계획(2010~2024), 지경부 공고 제 2010-490호, 2010.

[2] IAEA, Costing of spent nuclear fuel storage, No. NF-T-3.5, September 2009.

[3] 원자력진흥위원회, "사용후핵연료 관리대책 추진계획(안)", 2012년 11월 20일.

실증 및 모의실증용 전처리 공정 장치 개발

이재원*, 조광훈, 김영환, 박희성, 이도연, 송태진, 강상준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료로부터 연료물질을 회수하는 기술로는 기계적 및 산화 탈피복 방법이 있으며, 탈피복방법에 따라서 회수되는 연료물질의 물리·화학적 형태가 달라지게 된다. 기계적탈피복에 의해서는 연료물질의 대부분이 UO_2 상의 연료파편(Fuel fragment) 형태로 회수된다. 산화탈피복을 할 경우에 연료물질은 U_3O_8 상의 분말로 회수된다. 일정한 크기(1 mm) 이상의 연료파편은 핵종휘발제거를 위해 열처리만 한 후에 전해환원공정에 원료물질로 사용될 수 있다. 전해환원공정에서 메쉬형 바스켓을 사용하기 위해서는 U_3O_8 분말의 경우에 재가공이 요구된다. U_3O_8 분말을 출발물질로 하여 재가공하여 제조할 수 있는 전해환원용 원료물질의 형태로는 그래뉼, 다공성펠렛 및 판상소결체가 있다. 원료물질의 제조 용이성 및 기계적 물성을 고려하면 다공성 펠렛이 우수하며 전해환원 효율성도 입증되었다[1,2].

DFDF에서는 사용후핵연료를 이용하여 원료물질을 제조하므로 연료파편 형태의 원료물질을 회수하는 절개탈피복장치, 다공성펠렛을 제조하기 위해 U_3O_8 분말 제조와 분말을 피복관과 분리 회수할 수 있는 산화탈피복장치, 압분체의 소결과 압분체내 핵종을 휘발제거를 위한 고온열처리장치를 개발하였다.

PRIDE 시설에서는 모의핵연료 펠렛을 이용하여 원료물질을 제조하므로 사용후핵연료의 연료파편을 모사하는 파쇄펠렛을 제조하는 장치, 다공성펠렛을 제조하기 위해 U_3O_8 분말을 제조하는 산화처리장치, U_3O_8 분말을 압분체로 만드는 성형장치, 압분체를 소결하기 위한 고온열처리장치를 개발하였다.

2. 본론

DFDF 장치의 설계요건으로 원료물질 제조용량은 1 kg/batch, Rear door(750W x 850H mm)를 통한 원격 장입성, 핫셀 장입후 원격조립수행을 위한 장치의 분리모듈화, 반응모니터링 시스템 구축을 설정하였다. PRIDE 장치의 제조용량은 50 kg/batch로 하였다.

DFDF 장치(Fig. 1)는 연료파편형 원료물질 회수를 위해 5분당 연료봉 1개 처리 및 경사각 조절이 가능한 2개 장입모듈로 구성된 절개탈피복장치를 설계·제작하였으며, 길이 25 cm의 비조사 지르칼로이 피복관을 이용한 절개탈피복 시험결과 5분당 1개 연료봉을 처리가 가능하였다. 연료파편 함유 절단연료봉을 산화하여 U_3O_8 분말과 피복관을 분리 회수할 수 있는 산화탈피복장치로 DFDF 핫셀 장입을 위해 4개 모듈로 분리하여 장입 후 조립이 가능하도록 설계·제작하였다. 단동펀치로 시간당 1 kg-U_3O_8 분말을 처리할 수 있으며, 원격운전이 용이한 연속운전 방식의 소형 성형장치를 설계·제작하였다. 준휘발성 핵분열생성물의 휘발제거율을 증진시키기 위해서 산화분위기 1500℃, 환원분위기 1400℃에서 겸용 사용이 가능한 Monofrax 재질의 고온열처리장치 설계·제작, DFDF 핫셀 장입을 위해 3개 모듈로 분리하여 장입 후 원격조립이 가능하도록 설계·제작하였다. 또한, DFDF Rear door를 통한 실증장치 장입용 대차는 1톤 하중에 견딜 수 적재판, Booth는 장입절차를 고려하여 4개 도어를 갖도록 설계·제작하였다.



Fig. 1. DFDF equipment installed in DUPIC mock-up cell

DFDF 장치는 대차용 장입기 및 Booth, 메뉴플레이터, 크레인 등의 원격 툴을 이용하여 DUPIC 목업셀 내부로 원격 장입시험과 장입 분리모듈 원격 조립시험(Fig. 2), 원격운전 및 유지보수성 검증시험(Fig. 3)을 통해 보완 및 개선을 수행하였다.



Fig. 2. Charging and assembling test of DFDF equipment in DUPIC mock-up cell



Fig. 3. Remote operation and maintenance test of DFDF equipment

PRIDE 시설의 장치중(Fig. 4) 연료파편제조용 파쇄장치의 파쇄기구는 막자의 상하운동과 파쇄용기의 회전운동을 이용, 파편크기는(1-4 mm) 막자와 파쇄용기간의 간격조절로 제어하며, 시간당 10 kg 펠렛을 연속처리 할 수 있는 장치를 설계·제작하였다. 용량 50 kg/batch 산화처리장치는 나이프게이트 밸브에 의한 산화반응영역 수정, 회전구동부 6겹 실링으로 기밀보강, 산화반응모니터링 시스템을 추가 설치하여 개량하였다. U_3O_8 분말 성형장치는 소형으로 대량생산, 운전이 용이한 로터리 프레스 방식을 선정하였으며 시간당 15 kg을 처리할 수 있도록 설계·제작하였다. 용량 50 kg/batch의 고온열처리 장치는 산화분위기 1500℃, 환원분위기 1400℃에서 겸용 사용이 가능한 Monofrax 재질로 설계·제작하였다.



Fig. 4. Feed material fabrication system installed in PRIDE facility

3. 결론

PRIDE 시설 및 DFDF 전처리 장치들은 설계요건을 만족하도록 설계·제작되었으며, DFDF 장치의 경우에 원격 장입 및 조립, 원격운전 및 유지보수성 시험을 만족하였다. DFDF 장치는 '13년에 모의핵연료봉을 제작 및 이용하여 절개 및 산화탈피복 시험을 통해 성능을 검증할 예정이다. 또한 산화탈피복시에 회수된 분말을 이용하여 다공성펠렛 제조시험을 통해 성형장치 및 고온열처리 장치의 성능을 검증할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696)

5. 참고문헌

[1] Y. Sakamura and T. Omori, Nucl. Technol., 171, pp. 266-275 (2010).
[2] 최은영 등, 2011 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 169-170 (2011).

사용후핵연료 장기 건전성평가 종합시험장치(DRYSIM6) 구조해석 및 제작

김대호*, 신창환, 양용식, 국동학, 권형문, 장정남, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kdh@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 장기 건식저장에 따른 건전성 평가를 위해 한국원자력연구원을 중심으로 실제 사용후 핵연료봉의 가속시험을 위한 종합시험장치가 설계되어 제작되었다. 경수로원전의 사용후 핵연료 저장 포화상태를 감안하여 시급하게 진행되고 있는 공론화 작업과 적정시기에 중간저장시설 확보를 위해서는 국산 사용후 핵연료의 건전성 평가가 중요한 핵심사안이 되고 있다.

건식저장시스템 적용에 앞서 사용후 핵연료의 건전성 평가가 우선되어야 하고, 이동 혹은 저장중에 발생할 수 있는 각종 열화기구에 대한 거동을 평가모델 및 코드를 통하여 예측할 수 있어야 한다. 실제 사용후 핵연료를 이용한 종합시험을 통하여 예측한 값을 검증하고 종합평가하는 일련의 과정이 필요하다. 즉, 사용후 핵연료가 저장기간이 종료된 시점까지 저장초기의 건전성을 잘 유지할 수 있는 지를 평가하는 기술이 검증되고 확보되어야 장기건식저장이 가능하다. 사용후 핵연료의 장기건식저장을 위해서는 저장 대상인 사용후 핵연료의 핵적, 물리적·화학적, 재료적 특성파악이 선행 되어야 한다. 따라서, 단기간의 열화가속시험을 통해 사용후 핵연료의 성능시험자료를 생산하여 장기간의 저장수명 동안 재료적 취화정도를 예측하고, 장시간 동안 사용후핵연료가 건전성을 유지할 수 있는 조건들을 제시할 수 있다.

현재 제작된 사용후 핵연료 장기건전성 평가 종합시험장치 DRYSIM6[1](DRY storage SIMulation test system with 6 spent fuel rods)는 실제 사용후 연료봉 6개를 동시에 장착하여 열화가속시험을 진행하는 대단위 종합시험장치이다.

2. 본론

2.1 종합시험장치(DRYSIM6) 구성 및 요건

건식 저장환경에서 사용후 핵연료의 복합적인 열화거동을 연구하기 위하여 실제 사용후핵연료 봉을 사용하는 종합시험장치(DRYSIM6)의 개념설계[1]가 수행되었고 국내 제작업체에 의뢰하여 제작이 진행되고 있다.

종합시험장치의 구성은 크게 Outer Vessel, Inner Vessel, Heater, 계측부 및 제어부로 구분할 수 있다. 대략 3년간의 시험기간을 고려하여 각각의 기능은 시험요건, 재료의 적용특성 및 인.허가 등의 제반사항이 반영되어야 한다. 본 종합시험장치는 PIEF 15m 저장수조에서 설계기준으로 500℃ 내부온도를 3년간 유지해야 함으로 시험장치의 기본적인 종합성능에서 차폐, 단열 및 계측 등의 기능이 수반되어야 한다. 기본적인 기술적 설계요건은 다음과 같다.

- ○ Basic Information
  - 6 spent fuel rod & 1 dummy rod
  - 600℃ & 3 years operation
  - helium atmosphere & 1 atm
- ○ Thermal Design
  - 600℃(core) ~ 40℃(coolant)
  - heater capacity(about 10 kW)
  - insulator thermal conductivity < 0.05 W/m.K
- ○ Mechanical Design
  - limited weight < 5 ton
  - seismic : axial 0.2g, horizontal 0.3g
  - gas & water proof
  - easy handling & setup structure
- ○ Shielding Design
  - limited in water condition
  - lead for emergency work
- ○ System Control Design
  - controllers for gas(MFC), water out(pump), power(PID), on-line remote monitoring, etc.
  - instruments for T/C, pressure, moisture, radiation monitoring, etc.
  - emergency safety shutdown system

2.2 종합시험장치(DRYSIM6) 구조해석

본 가속화 종합시험을 위한 시험장비의 제작에 따라 주요요소별 내부 및 외부의 하중에 대하여 해당 장치 구조물의 건전성 평가를 위

1) 종합시험장치 명칭이 SFFA(Spent Fuel Integrity Test Facility under Accelerator Condition)에서 DRYSIM6(DRY storage SIMulation test system with 6 spent fuel rods)로 변경

해 열해석과 구조해석이 진행되었다. 기술적 설계요건에 따라 유한요소해석을 통하여 주요 구조물(시험장치 인양부, 상단구조물, 하단구조물, 연료봉 지지스프링 및 거치대)에 대한 내진해석이 그림 1과 같이 해석을 진행하였다.

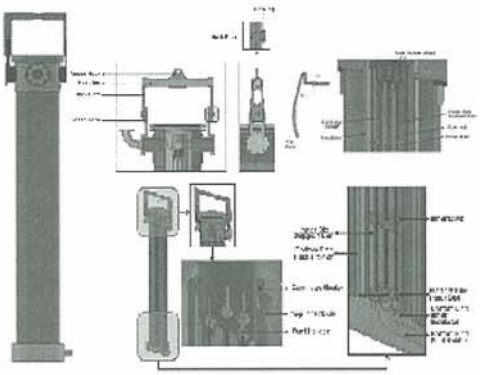


Fig. 1. DRYSIM6 components for seismic analysis

해석은 원자력발전 시설의 내진검증요건인 미국 NRC Regulatory guide 1.6에 의거 IEEE 344 요건을 준수하여 해석 되었다. 해석결과 대부분의 구조물에서 내진에 따른 건전성이 확인되었으며, 대략적인 해석결과는 그림 2.와 같다. 종합시험장치의 열전달 해석은 Solid70요소와 Shell131 요소를 사용하여 그림 3.과 같은 해석결과를 확인하였다.

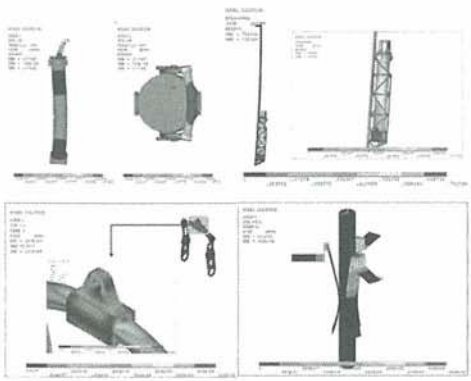


Fig. 2. Results of stress strength & dynamic analysis for DRYSIM6

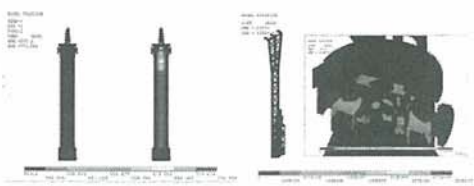


Fig. 3. Results of thermal analysis for DRYSIM6

2.3 종합시험장치(DRYSIM6) 제작

본 시험은 고온/고방사선/불활성기체 분위기에서 수행하게 됨으로 기술적 설계요건과 열적, 기계적 구조해석을 기반으로 국내 원자력관련 제작업체를 이용하여 종합시험장치가 제작되었다. 본 장비의 품질보증요건은 T-class를 기본으로 원자력부품 제작에 준하는 기준을 만족하도록 제작되었다. 그림 4.는 제작된 종합시험장치의 외형과 내부부품들의 사진이다.

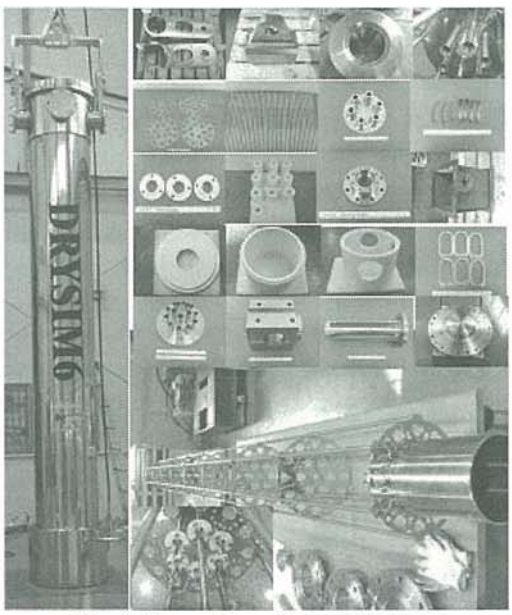


Fig. 4. Picture of manufactured DRYSIM6

3. 결 론

사용후핵연료 장기 건전성 평가를 위한 종합시험장치(DRYSIM6)의 개념설계가 완료되었고, 시험장치의 구조적안전성을 평가하기 위해 열해석, 응력해석, 동적해석 등의 구조해석을 실시하여 시험에 따른 시험장비의 안전성을 확인하였다. 내진검증 등의 안전성을 바탕으로 종합시험장치가 제작되었으며 이후 부수적인 계측장비를 부착하여 노외시험을 진행할 예정이다. 본 연구는 향후 사용후핵연료의 건전성 평가시험의 난이도와 장기간의 시험기간을 고려하여 장치구축에 중요한 과정으로 평가된다.

4. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 사용후 핵연료의 장기건전성 종합시험장치(SFFA) 개념설계, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회, 2012. 5.

Cesium oxides와 Uranium Oxides 반응에서 dopant Ln^{3+}의 영향

김종구*, 장은실, 박양순, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nigkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 피복관 및 UO_2 pellet 사이 (gap)에 2차상으로 발견되는 Cs-U-O 화합물은 핵연료 메트릭스인 UO_2와 전혀 다른 화학적 특성을 가지므로 여러 핵주기 기술 분야에서 관심을 갖어 왔다 [1, 2].

우리의 지난 연구에서 Cesium compounds와 UO_2 간의 Cs-U-O 화합물 생성반응의 이해를 목적으로, Cesium compounds로 Cesium oxides를 사용하고 반응물의 무게를 조절하여 Cs/U 비를 변화시키면서 두 반응물간의 반응거동을 열분석기(TG-DSC)와 화학분석방법에 의해 측정한 바 있으며, 본 연구에서는 같은 측정방법으로 조사핵연료 혹은 사용후핵연료의 UO_2가 핵분열생성물 Ln^{3+}들이 dopant로 작용하는 $U_{1-y}Ln_yO_2$인 점을 고려하여 Cs_2O와 UO_2의 반응에서 dopant($U_{1-y}Ln_yO_2$에서 y값)의 영향을 측정하였다.

2. 본론

2.1 Ln^{3+} doped UO_2 ($U_{1-y}Gd_yO_2$; Ln^{3+}=Gd^{3+})

Dopant로 Ln족 원소 들 중 Gd을 선택 사용하였으며, 이는 urania-gadolinia 핵연료가 연소주기 확장을 위해 burnable absober로도 사용되기도 하기 때문이다. 사용한 dopant의 양은 $U_{1-y}Ln_yO_2$ (Ln^{3+}=Gd^{3+})에서 y = 0, 0.11, 0.22, 0.26, 0.33이 되도록 제조하였다.

2.2 $U_{1-y}Gd_yO_2/Cs_2O$ 혼합물에 대한 열분석 (TG-DSC)

시료 내 Cs/U (원자비)= 2 가 되도록 $U_{1-y}Gd_yO_2$와 Cs_2O를 혼합한 시료에 대해 열분석(50 ~ 1100 ℃)을 하여 무게 변화 및 열 변화를 측정하였다.

3. 결과

3.1 $U_{1-y}Gd_yO_2/Cs_2O$ 혼합물에 대한 열분석 (TG-DSC)

$U_{1-y}Gd_yO_2/Cs_2O$ 혼합물에 대한 TG 곡선에 의하면 모든 $U_{1-y}Ln_yO_2$ 시료 (y= 0, 0.11, 0.22, 0.26, 0.33) 내 U양에 대해 Cs_2O의 양을 똑같이 Cs/U (원자비)= 2 가 되도록 하였음에도, dopant Gd^{3+}의 양이 증가할 수로 Cs-U-O의 생성 정도가 감소함을 보였다.

3.2 열분석시료에 대한 화학분석

열분석결과에 의하면 dopant Gd^{3+}의 양이 증가할 수로 Cs-U-O의 생성 정도가 감소하였고, 결과적으로 열분석인 끝난 시료 중에는 반응하지 않고 남은 미반응 $U_{1-y}Ln_yO_2$ 및 생성물 Cs-U-O가 공존하고 있음을 추론할 수 있었다. 시료 중 공존하는 미반응 $U_{1-y}Ln_yO_2$ 및 생성물 Cs-U-O의 양은 pH2 정도의 약산 수용액에 생성물 Cs-U-O가 잘 녹는 반면 미반응 $U_{1-y}Ln_yO_2$ 는 용해되지 않는 성질을 이용하여 각각 분리 측정할 수 있었다. 결과적으로 dopant Gd^{3+}양에 따른 $U_{1-y}Gd_yO_2$ 와 Cs_2O의 반응정도를 화학분석방법으로 측정할 수 있었고, 열분석결과에서 보였듯이 dopant Gd^{3+}의 양이 증가할 수로 Cs-U-O의 생성 정도가 감소함을 확인할 수 있었다.

4. 논의

열분석결과 및 화학분석에 의해 $U_{1-y}Gd_yO_2$ 와 Cs_2O의 반응이 dopant Gd^{3+}의 영향을 받음을 확인하였다. 이의 원인으로는 $U_{1-y}Gd_yO_2$는 UO_2와 같은 fluorite 구조를 갖으나 U^{4+}보다 산화수가 하나 적은 Gd^{3+}의 영향으로 매질 내 전하 보상 (compensation)을 위하여 일부 U의 산화상태는 U^{5+}혹은 U^{6+}의 높은 산화상태로 존재하게 되고 결과적으로 Cs_2O에 대한 반응성에 영향을 줄 것으로 생각된다. $U_{1-y}Gd_yO_2$ 와 Cs_2O의 반응정도에서 dopant Gd^{3+}의 영향에 대한 정량적인 해석이 더 필요하다.

5. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2013000731).

6. 참고문헌

[1] S. Van den Berghe, A. Leenaers, B. Vos, L. Sannen, M. Verwerft, "Observation of a pellet-cladding bonding layer in high-power fuel", Seminar Proceedings, *Pellet-clad interaction in water reactor fuels*, Aix-en-Provence, France, March9-11, 2004, 265-272(OECD 2005, NEANo.6004).

[2] 김종구, 박양순, 하영경, 송규석, "Cs_2O와 Uranium Oxides 반응에 의한 2차상 Cs-U-O 생성" 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회 (2012).

사용후핵연료 금속저장용기 저장시설의 대기환경 변화에 대한 임계도 평가

이강욱[1*], 박제호[1], 최규섭[1], 이동규[1], 김윤식[1], 김태만[2], 백창열[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 201호
[2]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
skidrow@kones21.com

1. 서론

사용후핵연료 습식저장방식을 채택한 수많은 국가들은 2011년 일본 후쿠시마 원전사고를 개기로, 원자력발전설비와 독립된 건식방식의 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 상용화 및 추가적 연구를 활발하게 진행하고 있다. 국내 또한 사용후핵연료 임시저장시설의 포화시점인 2016년을 목표로 국가적 차원에서 건식저장시설 상용화 연구를 진행하고 있다.

건조한 대기환경에서 운영되는 건식저장방식은 임계안전성측면에서 사용후연료를 수중에 장전하는 습식저장방식보다 상당한 이점을 갖는다. 그러나 홍수, 안개, 비, 눈 등과 같은 대기조건에서는 간혹 중성자 평균자유행로(Mean free path)의 증가로, 습식저장방식보다 임계안전성측면에서 불리한 조건이 발생되기도 한다. 이에 다양한 대기환경에서의 건식저장시설(Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)의 임계도 평가는 저장시설 설계 및 운영에 필요한 요소다.

본 연구에서는 ISFSI 상용화 연구의 일환인 금속저장용기를 대상으로 다양한 대기환경별 임계도를 평가한 후 금속저장용기 및 ISFSI의 안전성 확보여부를 검토하였다.

2. 본론

본 연구에 사용될 금속저장용기는 고리 1호기 원전 가동을 기점으로 국내에 적용된 총 12종의 PWR 핵연료(WH 14×14, Guardian 16×16, WH V5H 17×17 등) 장전을 목적으로 하며, 임계적 관점에서 모든 장전대상연료는 동일 농축도 조건하에서 미임계가 유지되도록 설계되었다.

2.1 해석 모델

ISFSI에 배열될 금속저장용기는 215㎜ 두께의 금속재질 용기본체(Cask body)와 사용후연료 21다발을 장전하는 캐니스터(Canister)로 구성된다. 캐니스터 내부에는 사용후연료가 장전되는 바스켓 셀(Basket Cell)이 존재하며, 각 바스켓 셀의 측면에는 임계도 제어를 목적으로 핵연료로부터 방출된 중성자를 포획하는 중성자흡수체(Neutron absorber)가 부착되어 있다.

본 연구에 사용될 해석모델은 모든 핵연료봉에 가연성흡수재(Burnable absorber material)가 혼합되지 않는 WH 17 OFA 핵연료집합체 21다발을 대상으로 그림 1과 같이 금속저장용기를 모델링하였으며, ISFSI내 각각의 용기는 60㎝ 간격으로 무한배열 되었다고 가정하였다. 금속저장용기 모델링에 사용된 주요 모델링 가정조건은 다음과 같다.

- 물 유입 가능성 포함 : 1차 격납 미유지
- 캐니스터 내부 핵연료 : 용기 중심부 편향
- 장전대상연료 : U^{235} 4.5wt%의 신연료
- 중성자흡수체 B_4C 함량 : 설계치의 75%

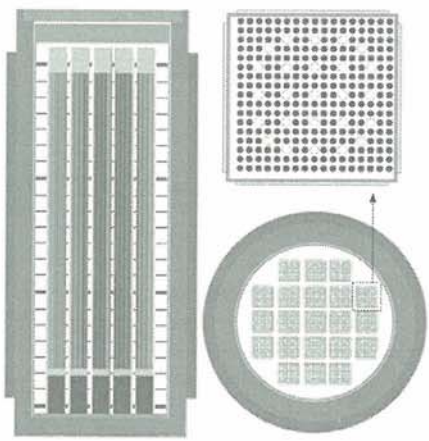


Fig. 1. Criticality Analysis Model for ISFSI

2.2 해석 방법

본 연구의 임계도 평가는 복잡한 3차원 기하학적 구조에 대해서도 실제의 경우와 유사한 유효증배계수 계산을 가능하게 하며, 다양한 검증과정을 거쳐 광범위하게 사용되고 있는 SCALE6.1의 CSAS 모듈을 사용하였으며, 중성자 선속(Flux) 계산에 요구되는 핵반응단면적 라이브러리는 최신의 다군(Multi -

Group) 라이브러리 중 ENDF/B-Ⅶ 238Group를 사용하였다. 또한 모든 임계도 평가는 몬테카를로 방법의 수렴성(Convergence)을 높이고자, 기본적으로 주기당 8,000개의 입자를 생성시킨 후 2,000주기에 대해 평가하였으며, 상세해석이 필요한 경우에는 오차를 감소하고자 주기당 12,000개의 입자를 생성시킨 후 3,000주기에 대해 평가하였다.[1][2]

2.3 해석 대상

금속저장용기 및 ISFSI의 임계도 평가는 건식조건(정상운전)과 표 1에 제시된 대기조건별 수분함량(Density)을 대상으로 하였으며, 모든 해석은 보수적 관점에 입각하여 1차 격납계통인 캐니스터(Canister)의 밀봉이 파손되었다는 전제하에 금속저장용기 내·외부 환경조건이 동일한 수분함량(Density)를 갖는다는 전제로 수행하였다.[3]

Table 1. Density of Various Water Forms

Water form	Density of water, g/㎤	
	Range	Typical
Dry Air[1)]	-	-
Natural Fog	1.0×10^{-11} to 2.5×10^{-3}	1.0×10^{-6}
Falling Rain	3.0×10^{-8} to 3.0×10^{-2}	3.0×10^{-5}
Falling Snow	5.0×10^{-6} to 1.0×10^{-1}	4.0×10^{-3}
Standing Snow	3.0×10^{-2} to 1.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}
Flood	-	1.0

1) Density of dry air : 0.001293 g/㎤

2.4 해석 결과

건식환경 및 각 대기환경 조건별 임계도 평가결과를 표 2에 나타냈다.

Table 2. Criticality results per water forms

Water form	k-effective		
	k_{eff}	sigma	k_{eff} max.
Dry Air[1)]	0.33928	0.00007	0.33942
Natural Fog	0.33865	0.00007	0.33879
Falling Rain	0.33869	0.00007	0.33883
Falling Snow	0.33972	0.00007	0.33986
Standing Snow	0.35937	0.00008	0.35953
Flood	0.92299	0.00020	0.92339
Flood[2)]	0.33929	0.00007	0.33943

1) Density of dry air : 0.001293 g/㎤
2) Primary containment system maintained

결과에 따르면, 건식환경에서의 ISFSI 최대유효증배계수는 95% 확률과 95% 신뢰수준에서 0.33942이며, 저장시설 운영상 발생 가능한 자연환경 즉 대기조건인 비, 안개, 눈에서의 최대 임계도는 0.35953로 건식환경에서의 ISFSI 임계도와 유사한 값을 갖는 것으로 나타났다. 그러나 자연재해에 해당되는 홍수조건의 임계도는 1차 격납계통의 밀봉이 파손되었다는 전제하에서 0.92339로 사용후연료 저장시설의 핵임계 설계기준인 0.95에 근사한 값을 갖는 것으로 나타났다.

3. 결론

ISFSI 상용화 연구의 일환으로 개발 중인 금속저장용기는 다양한 자연환경조건(비, 안개, 눈)에서 저장시설 설계기준인 0.95보다 상당히 낮은 임계도를 보이며, 1차 격납계통 밀봉파손 및 자연재해(홍수)가 복합적으로 발생하는 경우에도 금속저장용기는 임계적 안전성이 충분한 것으로 나타났다.

이 같은 연구결과는 향후 ISFSI 설계 및 건설에 있어, 금속저장용기 배치로 인한 임계적 안전성 확보 여부를 가름하는 자료로 충분하다.

4. 참고문헌

[1] 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.

[2] NUREG/CR-6686 (ORNL/TM-1999/322), "Experience with the SCALE Criticality Safety Cross-Section Libraries," Oak Ridge National Laboratory, 2000.

[3] ANSI/ANS-57.9, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation(Dry Storage Type)", American National Standard, 1984.

5. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기 기획과제(2009T100200033)의 일환으로 수행되었습니다.

연속처리(질소/수소)에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조

나상호[1*], 이기원[1], 문제권[1], 유명준[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
shna@kaeri.re.kr

1. 서론

세라믹핵연료인 이산화우라늄(UO_2)은 현재 세계 원자력발전 연료의 주종을 이루고 있다. 향후 우라늄 자원의 고갈 및 사용후핵연료의 저장부담을 해소하고자 습식 및 건식 기술을 이용한 사용후 핵연료의 재활용에 대한 연구가 많이 수행되고 있다. 건식기술인 파이로프로세싱은 핵비확산과 핵투명성이 잇는 기술로 알려져 있으며, 전처리, 전해환원, 전해정련 및 전해제련 등의 공정으로 구성된다. 이중에서 전처리공정은 사용후핵연료를 전해환원에 적합한 형태로 만드는 공정으로, 일반적으로 연료봉에서 UO_2 소결펠렛을 인출하기 위하여 탈피복하는 과정에서 산화시킨 U_3O_8 분말을 사용하여 성형 및 소결을 통해 수행된다. 전처리 공정에서 제조된 제품의 특성, 즉 O/U비, 기공크기 및 분포, 소결밀도 등은 전해환원에 중요한 영향을 미치는 인자 중의 하나이다.

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은(unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, 질소(N_2)가스 분위기에서 소결한 후 연속적으로 수소 분위기에서 환원처리하였다. 성형압력 및 질소 가스 분위기에서의 소결온도 및 환원처리에 따른 소결펠렛의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

약 96%T.D.의 소결밀도를 갖는 UO_2 소결펠렛을 450 ℃에서 4시간 공기분위기에서 산화시키면 U_3O_8 분말이 된다[1,2]. U_3O_8 분말을 유압프레스에 장입하여 3 종류의 성형압력(100, 300, 500 MPa)으로 원통형의 성형체를 제조하였다. 제조된 성형체의 성형밀도는 기하하적 방법으로 측정하였으며, 100 , 300 그리고 500MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 57~59%T.D., 66~68%T.D. 그리고 71~73%T.D.로 측정되었다. U_3O_8 와 UO_2의 이론밀도는 각각 8.34 g/cm^3 이와 10.96 g/cm^3 이다. 각각의 조건으로 제조된 성형체는 지르코니아 용기에 담아 뱃치형(batch-type)의 소결로에 장입한 후, 질소(N_2) 가스 분위기에서 4조건의 소결온도(1000~1600℃)로 소결한 후 1000℃에서 수소 가스로 교체하여 환원처리하였다. 소결시간은 온도에 관계없이 모두 2시간 하였지만 환원시간은 1200℃이하에서는 6시간, 1200 ℃ 이상은 2시간 하였으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4℃로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 조직은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

2.2.1 O/U 비

질소 가스 분위기 소결 및 연속적으로 수소 분위기에서 환원처리한 소결펠렛의 O/U를 Table 1에 나타내었다. 표에서 보는 바와 같이, 1200℃이하의 낮은 온도에서 소결하는 경우 1000℃에서 환원처리 하는 경우 O/U비는 2.00보다 조금 크게 나타났으나 환원처리 시간을 6시간으로 하는 경우 O/U비는 2.00으로 나타났다. 한편 소결온도가 1200℃보다 큰 소결온도에서는 1000℃에서 환원처리 하여도 O/U비는 2.00으로 나타났다.

Table 1. O/U ratio of sintered pellet after N_2 atmosphere sintering and H_2 reduction

N_2 가스 소결(℃)	H_2 가스 환원처리 온도(℃)	O/U 비
1000	1000	2.01±0.01
1200		2.01±.01
1400		2.00
1600		2.00

2.2.2 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 1에 N_2 가스 분위기 소결 후 수소분위기에서 연속적으로 환원처리한 소결체의 소결밀도를 성형압력 별로 도시하였다. 그림에서 보는 바와 같이 동일한 소결온도에서 성형압력이 증가하면 소결밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 또한 소결온도도 증가하면 소결밀도는 증가하는 경향을 보여주지만, 온도가 증가할수록 그 증가추세는 줄어듬을 보여준다.

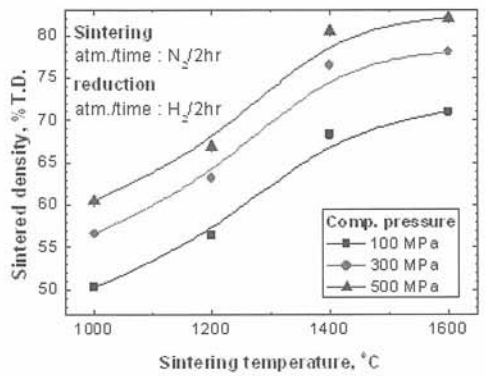


Fig. 1. Sintered density vs. sintering temperature

2.2.3 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 2에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 질소(N_2)가스 분위기하에서 온도 별로 2시간 소결한 후 수소 분위기에서 1000℃, 2시간 환원처리한 UO_2 소결펠렛의 파단면을 SEM으로 관찰한 사진이다. 사진에서 보는 바와 같이 소결온도 1200℃ 까지는 분말입자의 단순한 결합으로 보이며, 1400℃가 되어야 비로소 입자간 성장이 뚜렷하며 생성되는 기공의 형태도 둥글게 나타났다. 또한 온도에 관계없이 내부의 기공들이 표면과 연결되는 것으로 판단된다.

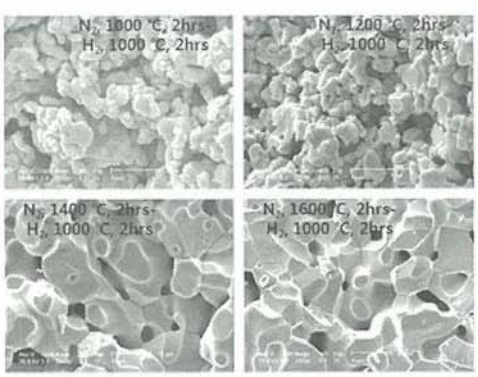


Fig. 2. Fracture surface of UO_2 sintered pellet (H_2 reduction after N_2 gas sintering)

3. 결론

U_3O_8 분말로 성형한 성형체를 질소(N_2)가스 분위기에서 소결한 후 수소 분위기하에서 연속적으로 환원처리하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 소결펠렛의 O/U비는 2.00이 되기 위해서는 질소 가스 분위기에서 소결한 후 환원처리하는 경우 적어도 소결온도는 1000℃ 이상이 되어야 한다.
- UO_2 소결펠렛의 소결밀도는 성형압력 증가에 따라 증대하며, 또한 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가하는 경향을 보여주었다.
- 소결펠렛의 파단면은 1400℃ 이상으로 소결하여야 충분한 입자성장과 둥근 형태의 기공이 존재하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025947).

5. 참고문헌

[1] 나상호 외, "산화온도에 따른 U_3O_8 분말의 입도분포," 2011 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp.163-164.

[2] S.H. Na et al., "Effect of oxidizing time on the U_3O_8 formation characteristics at 450 ℃," 2011 한국분말야금학회 추계학술대회, KP-018.

분위기(CO_2) 소결 및 수소 환원의 연속처리에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조

나상호[1*], 신희성[1], 김호동[1], 박세환[1], 송대영[1], 한보영[1], 서희[1], 유명준[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
shna@kaeri.re.kr

1. 서론

세라믹핵연료인 이산화우라늄(UO_2)은 현재 세계원자력발전 연료의 주종을 이루고 있다. 향후 우라늄 자원의 고갈 및 사용후핵연료의 저장부담을 해소하고자 습식 및 건식 기술을 이용한 사용후핵연료의 재활용에 대한 연구가 많이 수행되고 있다. 건식기술인 파이로프로세싱은 핵비확산과 핵투명성이 있는 기술로 알려져 있으며, 전처리, 전해환원, 전해정련 및 전해제련 등의 공정으로 구성된다. 이중에서 전처리공정은 사용후핵연료를 전해환원에 적합한 형태로 만드는 공정으로, 일반적으로 연료봉에서 UO_2 소결펠렛을 인출하기 위하여 탈피복하는 과정에서 산화시킨 U_3O_8 분말을 사용하여 성형 및 소결을 통해 수행된다. 전처리공정에서 제조된 제품의 특성, 즉 O/U비, 기공크기 및 분포, 소결밀도 등은 전해환원에 중요한 영향을 미치는 인자 중의 하나이다.

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은 (unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, CO_2 가스 분위기에서 소결한 후 연속적으로 수소 분위기에서 환원처리하였다. 성형압력 및 CO_2 가스 분위기에서의 소결온도 및 환원처리에 따른 소결펠렛의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

약 96%T.D.의 소결밀도를 갖는 UO_2 소결펠렛을 450 ℃에서 4시간 공기분위기에서 산화시키면 U_3O_8 분말이 된다[1,2]. U_3O_8 분말을 유압프레스에 장입하여 3 종류의 성형압력(100, 300, 500 MPa)으로 원통형의 성형체를 제조하였다. 제조된 성형체의 성형밀도는 기하하적 방법으로 측정하였으며, 100 , 300 그리고 500MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 57~59%T.D., 66~68%T.D. 그리고 71~73%T.D.로 측정되었다. U_3O_8 와 UO_2의 이론밀도는 각각 8.34 g/cm^3 이와 10.96 g/cm^3 이다. 각각의 조건으로 제조된 성형체는 지르코니아 용기에 담아 뱃치형(batch-type)의 소결로에 장입한 후, 이산화탄소(CO_2) 가스 분위기에서 4조건의 소결온도(1000~1600 ℃)로 소결한 후 1000 ℃에서 수소 가스로 교체하여 환원처리 하였다. 소결 및 환원 유지시간은 온도에 관계없이 모두 2시간 하였으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4℃로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 조직은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

2.2.1 O/U 비

CO_2 가스 분위기 소결 및 연속적으로 수소 분위기에서 환원처리한 소결펠렛의 O/U를 Table 1에 나타내었다. 표에서 보는 바와 같이, 1200 ℃ 이하의 낮은 온도에서 소결하는 경우 1000 ℃에서 환원처리 하는 경우 O/U비는 2.00보다 조금 크게 나타났으나, 환원처리 시간을 6시간으로 하는 경우 O/U비는 2.00으로 나타났다. 한편 소결온도가 1200 ℃보다 큰 소결온도에서는 1000 ℃에서 환원처리 하여도 O/U비는 2.00으로 나타났다.

Table 1. O/U ration of sintered pellet after CO_2 atmosphere sintering and H_2 reduction

CO_2 가스 소결(℃)	H_2 가스 환원처리 온도(℃)	O/U 비
1000	1000	2.02±0.01
1200		2.01±.01
1400		2.00
1600		2.00

2.2.2 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 1에 CO_2 가스 분위기 소결 후 수소분위기에서 연속적으로 환원처리한 소결체의 소결밀

도를 성형압력 별로 도시하였다. 그림에서 보는 바와 같이 동일한 소결온도에서 성형압력이 증가하면 소결밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 또한 소결온도가 증가하면 소결밀도는 증가하는 경향을 보여주지만, 1400 ℃ 이상에서는 거의 포화되는 경향을 보여준다.

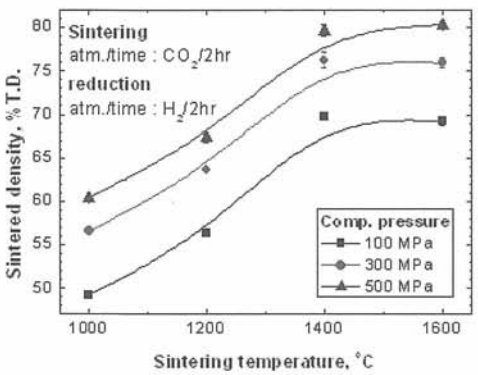


Fig. 1. Sintered density vs. sintering temperature

2.2.3 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 2에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 CO_2 가스 분위기하에서 온도 별로 2시간 소결한 후 수소 분위기에서 1000 ℃, 2시간 환원처리한 UO_2 소결펠렛의 파단면을 SEM으로 관찰한 사진이다.

사진에서 보는 바와 같이 소결온도 1200 ℃ 까지는 분말입자의 단순한 결합으로 보이며, 1400 ℃가 되어야 비로소 입자간 성장이 뚜렷하며 생성되는 기공의 형태도 둥글게 나타났다. 또한 온도에 관계없이 내부의 기공들이 표면과 연결되는 것으로 판단된다.

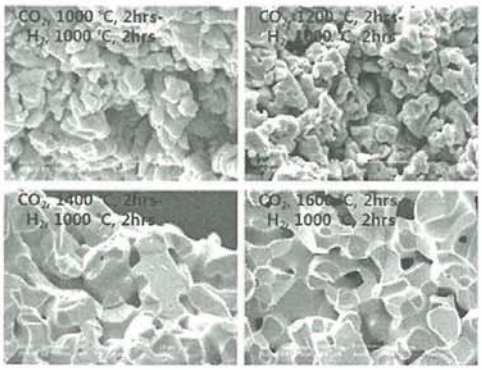


Fig. 2. Fracture surface of UO_2 sintered pellet (H_2 reduction after CO_2 gas sintering)

3. 결론

U_3O_8 분말로 성형한 성형체를 CO_2 가스 분위기에서 소결한 후 수소 분위기하에서 연속적으로 환원처리하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 소결펠렛의 O/U비는 2.00이 되기 위해서는 CO_2 가스 분위기에서 소결한 후 환원처리하는 경우 적어도 소결온도는 1000 ℃ 이상이 되어야 한다.
- UO_2 소결펠렛의 소결밀도는 성형압력 증가에 따라 증대하며, 또한 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가하나 1400 ℃ 이상에서는 거의 포화되는 경향을 보여주었다.
- 소결펠렛의 파단면은 1400 ℃ 이상으로 소결하여야 충분한 입자성장과 둥근 형태의 기공이 존재하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025947).

5. 참고문헌

[1] 나상호 외, "산화온도에 따른 U_3O_8 분말의 입도분포," 2011 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp.163-164.

[2] S.H. Na et al., "Effect of oxidizing time on the U_3O_8 formation characteristics at 450 ℃," 2011 한국분말야금학회 추계학술대회, KP-018.

절단 블레이드 모듈별 사용후핵연료봉 절개 탈피복 절단력 시험

김영환*, 이재원, 조광훈, 송태진, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전해환원 공정의 전처리를 위해서는 사용후핵연료(SF: Spent Fuel) 집합체 해체, 연료봉 인출, 인출연료봉 절단을 하는 기계적 전처리가 선행되어야 한다. 또한 전처리공정에서 사용후핵연료를 산화처리하기 위하여 절단연료봉을 탈피복하는 절개 탈피복 장치가 필요하다. 장치의 개념 설계를 위해서 펠릿(Pellet) 및 피복관(Hull)의 탈피복 조건 확인 및 절단 날(Blade)의 절단력 조건 등을 고려 한 후, 모의연료봉과 절단력을 시험할 수 있는 기구를 제작하였다. 또한 모의연료봉 제작은 절단시험시료로서 내부에는 모의 펠릿의 역할로 AL6061의 재료로 등분 가공하여 삽입한 후 흘러내리지 않도록 양쪽 끝에는 펀칭을 하여 고정 되도록 하였다. 주요 요건으로는 50 kg HM/ day의 생산량(throughput), 1년당 근무 일 중 250일의 조업 일수(full capacity)를 가정하였으며, KSFA형(16x16)을 기준으로 85 %의 이용률(availability)로 10 Ton HM/year의 연료를 처리할 수 있는 조건으로 하였다. 절단 블레이드 모듈별 사용후핵연료봉 절개 탈피복 절단력 시험자료들은 SF 건식공정의 전처리 탈피복공정에 활용할 수 있다.

2. 본론

2.1 모의연료봉 절단력 시험기구

그림 1과 같이 수동핸들 및 스크루(Screw) 압입부는 수동으로 회전시켜 스크루에 힘이 전달되어 로드셀(Load cell) 및 펀치(Punch)의 고정부가 하부로 작동되어 하부에 설치된 절단 날 모듈(Module)로 모의연료봉이 통과 절단 될 때, 절단력 을 측정하는 구조이며 스크류는 규격품인 TM 스크류 및 넛트를 사용하였다. 모의연료봉 및 펀치가 절단 날 모듈의 하부까지 통과되는 길이가 약 420 mm 가 소요되므로 상. 하 스트로크는 420 mm 이상이 되도록 하였다. 프레임(Frame) 및 지지부(Support)는 압입 시 강성과 흔들림 안정성 등을 고려하였으며, 양쪽에는 볼 부시(Ball Bush) 및 가이드 축(Guide Shaft)을 설치하여 중심을 잡아주며 외부의 간섭 없이 부드럽게 압입될 수 있도록 하고, 외각은 상부판과 하부판을 견고하게 고정하는 지지부를 4개 제작하여 고정 하도록 하였다. 상. 하로 움직이는 중간 판은 볼 부시의 고정 및 로드셀을 고정 하는 방법을 고려하였고, 하부의 베이스 판은 지지부 축을 고정하는 홀, 절단 날 모듈 2 등분 형 과 3 등분 형을 안착되도록 구성하였다(그림 2). 로드셀의 용량은 100 kg- 1 Ton용량의 규격을 선정하였고, 컨트롤러(Controller)는 RS232C가 내장 되어 있다.



Fig. 1. Vertical slitter for force measurement

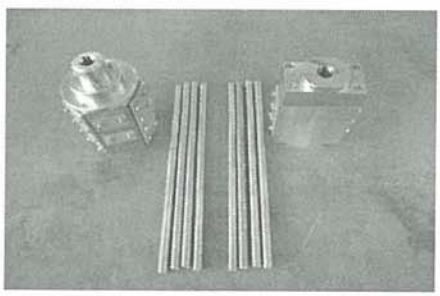


Fig. 2. Blade types and simulated fuel rods(2cut module, 3cut module)

2.2 실험방법

절개 탈피복장치(그림 1)에서 커팅(Cutting) 모듈 (그림 2)들을 사용하여 단계별 절단속도에 변화를 주어 로드셀(BS-7220)에서 측정한 데이터를 RS232 통신을 사용하여 데이터 값을 나타내었다.

그림 3은 2 컷(Cut) 모듈과 3 컷 모듈을 사용하여 실험 후 절개형상의 모습이다.

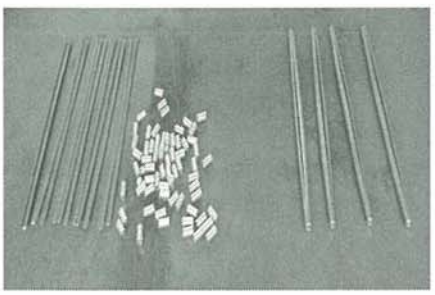


Fig. 3. Slitting shapes of 2cut and 3cut modules

2.3 실험결과 및 고찰

그림 4에서 2 컷 모듈사용 시 5, 7.5, 10, 12.5 mm/s 로 속도변화를 주어 하중의 변화를 측정하였다. 측정한 결과, 속도가 증가함에 따라 하중도 증가하는 경향을 볼 수 있다. 5 mm/s에서 최고 하중은 181.28 kgf이고, 7.5 mm/s에서 최고 하중은 191.72 kgf이고, 10 mm/s에서 최고 하중은 185.95 kgf이고, 12.5 mm/s에서 최고 하중은 192.33 kgf이다. 따라서 적정한 속도에서의 하중을 찾는다면 5 mm/s에서 최고하중은 181.28 kgf로 다른 속도에 비해서 낮음을 관찰할 수 있다.

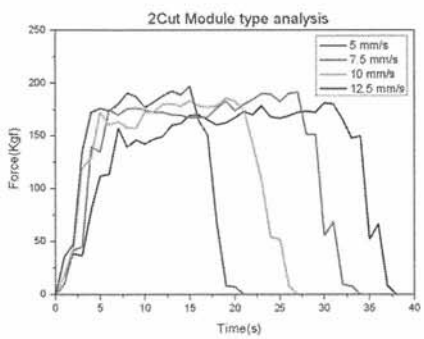


Fig. 4. Forces(kg) variations on the 2cut module

그림 5에서 3 컷 모듈사용 시 5, 7.5, 10, 12.5 mm/s 로 속도변화를 주어 하중의 변화를 측정하였다. 측정 결과, 속도가 증가함에 따라 하중도 증가하는 경향을 볼 수 있다. 5 mm/s에서 최고 하중은 244.03 kgf이고, 7.5 mm/s에서 최고 하중은 293.93 kgf이고, 10 mm/s에서 최고 하중은 281.97 kgf이고, 12.5 mm/s에서 최고 하중은 393.4 kgf이다. 따라서 적정한 속도에서의 하중을 찾는다면 10 mm/s에서 최고하중은 281.97 kgf로 다른 속도에 비해서 낮음을 관찰할 수 있다.

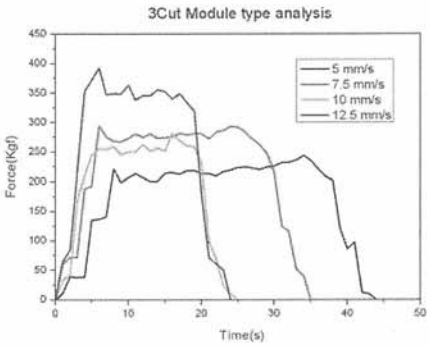


Fig. 5. Forces(kg) variations on the 3cut module

3. 요약

장치의 개념 설계를 위해서 모의연료봉과 절단력을 시험할 수 있는 기구를 제작하여 절단력을 측정하였다. 2 컷과 3 컷 모듈사용 시 12.5 mm/s의 속도변화에서 2 컷 에서의 최고 하중은 197.5 kgf이고, 3 컷 에서의 최고하중은 363.2 kgf이다. 2 컷에서의 하중의 변화는 약 1 초(Sec)부터 급격히 증가하며, 약 5 초 부분에서 18 초 부분까지는 하중의 변화가 증가와 감소가 있으며 이후 급격히 감소하여 절단이 이루어짐을 볼 수 있다. 3 컷에서 하중의 변화는 속도 12.5 mm/s에서 2 컷에서보다 약 5 초 이후에 하중이 높고 이후 같은 경향임을 볼 수 있다. 본 절단력 시험을 종합해서 적정한 속도에서의 하중을 찾는다면 2 컷 모듈 경우 3 컷 모듈보다 절개 힘이 적게 소요되며, 12.5 mm/s에서 250 mm 의 절단시간이 21 초로서 4 m 연료봉을 5분 안에 절단할 수 있다 그러나 2 컷 모듈의 경우 완전히 절개되지 않는 경우가 있으므로 향후 실험을 통해서 보완 할 필요가 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업,No. 2012M2A8A5025696).

5. 참고문헌

[1] B. D. Cul, "Advanced head-end processing of spent fuel," 2004 American Nuclear Society Winter Meeting, Washington DC, Nov., 16,

핵연료주기 평가기준 도출방법 및 우선순위 분석

김성기*, 고원일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sgkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 들어 일본 후쿠시마 원전사고 영향으로 원자력을 선호하는 국가와 비선호 하는 국가로 양분되고 있는 현상이 나타나고 있으며, 후행 핵연료주기의 재처리 방법에 따라 각국에서 고려하고 있는 여러 가지 시나리오가 존재한다 [1]. 현재 우리나라는 사용후핵연료량을 줄일 수 있는 파이로 핵주기를 유망한 후행 핵주기 대안으로 인식 하고 있다. 그러나 이러한 선진 핵주기를 개발하기 위해 먼저 충분한 기술적·경제적 타당성을 평가해야 하며, 이를 위해 객관적인 평가기준과 평가지표가 필요하다 [2]. 본 논문에서는 이러한 평가기준을 도출하기 위한 방법들을 분석하였으며, 평가기준의 우선순위(Order of priority)를 제시하였다.

2. 본론

2.1 최근 핵주기 평가기준 관련 선행연구

2012년 ANL(Argonne National Laboratory)은 핵연료주기 옵션에 관한 세미나를 개최하여 9개의 상위수준 평가기준(①원자력 폐기물 관리, ②핵확산 위험, ③핵물질 안전위험, ④안전성, ⑤재무적 위험과 경제성, ⑥환경영향, ⑦자원효용성(Resource utilization), ⑧개발 및 전개위험(Development and deployment risk : 기술성숙도, 개발기간 및 비용, 인허가 포함), ⑨제도(Institutional issues))를 도출하였다.

또한 OECD/NEA는 2012년 원자력 선진국들의 전문가 의견을 수집하여 일반적인 2개의 상위수준 평가기준(① 정부와 국민수용성 ② 기술성 및 경제성)과 세부 평가기준들을 도출하였다.

2.2 핵주기 평가기준 도출방법

평가지표를 도출하는 방법은 크게 세가지가 있다. 첫째, 문헌조사를 통하여 이미 개발된 평가지표를 사용하는 방법 둘째, 전문가 의견을 조사하여 평가기준 목록을 작성한 후 Top-down 방식으로 평가지표를 설정하는 방법 [3] 셋째, 선행연구에서 도출된 평가지표 목록에 전문가와 일반인 의견을 조사하여 수집된 평가지표를 Bottom-up 방법으로 추가한 후, 이 자료를 이용하여 요인분석 하는 방법이다.

Table 1. Comparison of the method of deduction of evaluation criteria

평가 주도	Screening 방법	장단점	
IAEA (1999년), GEN IV (1999년), OECD/NEA (2001년/2012년) ANL (2012년)	전문가 토론에 의한 전문가 판단	장점	• 국가발전에 적합한 평가기준 마련 용이 • 비전문가들의 편견 배제
		단점	• 여러 차례 전문가들의 회의를 위한 비용 및 시간 과다 소요 • 소수의 주관적 판단으로 인한 국민적 공감대 조성 곤란
KAERI (2012년)	통계적 방법 (요인분석)	장점	• 과학적이고 합리적인 도출방법 • 체계적인 평가지표 Grouping 가능 • 국민수용성 반영 • 비용 및 시간 소모 적음
		단점	• 비전문가들의 편견 반영 가능성 존재

세번째 방법은 Top-down 방식과 Bottom-up 방식을 사용한 혼합(Hybrid) 방식이다.

2012년 한국원자력연구원은 국내 원자력전문가와 일반인을 대상으로 설문조사를 수행하여 수집된 자료를 가지고 세번째 방법을 사용하여 핵주기 평가기준을 도출하고, 우선순위를 계산하였다. 외국에서 사용한 첫번째와 두번째 방법과 한국원자력연구원에서 사용한 세번째 방법의 장단점을 비교하면 표 1과 같다.

2.3 핵주기 평가기준 우선순위

평가기준의 우선순위를 파악하기 위하여 설문조사 표본은 국내 원자력전문가와 발전소 지역주민을 대상으로 무작위(random sampling)로 추출

하였으며, 1:1 인터뷰 방식으로 설문조사를 진행하였다. 설문조사에 사용된 측정척도는 7점 리커드형태 척도(likert type scale)를 사용하였다. 설문응답자 표본은 국내 대학의 원자력 관련학과 교수 18명, 원자력 관련기관에 근무하고 있는 원자력 전문가 10명, 국내 대학의 일반학과 교수 24명, 발전소 지역주민(일반인) 42명으로 구성하였다. 특히 원자력 관련학과 교수와 원자력 관련기관 근무자를 원자력전문가 표본으로 설정하였고, 일반학과 교수와 발전소 지역주민을 일반인 표본으로 분류하였다.

그림 1은 수식 (1)을 이용하여 전체표본을 대상으로 5개의 평가기준(안전성(기술성), 환경영향, 경제성, 사회성, 제도)에 대한 순위합계가중치(rank-sum weight)를 계산한 결과이다. 여기서 사회성은 국민수용성, 에너지 안보 등을 포함한다. 그림 2는 전문가 그룹을 대상으로 수식 (2)를 이용하여 순위역수가중치(rank reciprocal weight)를 계산한 것이다 [4].

$$W_i = \frac{N - R_i + 1}{\sum_{i=1}^{n}(N - R_i + 1)} \quad (1)$$

$$W_i = \frac{1/R_i}{\sum_{i=1}^{n}(1/R_i)} \quad (2)$$

여기서, N = 총순위, R_i = i 요인의 순위

그림 1과 그림 2에서와 같이 안전성(기술성)의 평가기준이 가장 중요한 요인으로 나타났다.

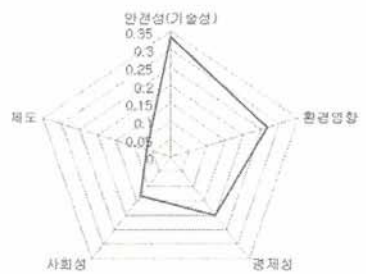


Fig. 1. Rank-sum weight of evaluation criteria



Fig. 2. Rank reciprocal weight of evaluation criteria

3. 결론

평가기준의 목록에 있는 5개의 평가기준(안전성(기술성), 환경영향, 경제성, 사회성, 제도)을 대상으로 설문조사를 통하여 우선순위를 계산한 결과, 안전성(기술성)의 평가기준이 가장 중요한 요인으로 나타났다. 이러한 경향은 일본 후쿠시마 원전사고와 원전의 안전에 대한 국민들의 관심이 높기 때문인 것으로 판단된다. 특히, 사회성 평가기준은 원자력 전문가들이 일반인들 보다 더 중요한 인자로 인식하고 있는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] OECD/NEA, Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Analysis Codes, pp. 60-65, 2012.

[2] Kim Yang Leeyeal, Introduction to Decision Analysis, Myung Kyungsa Press, Seoul, pp. 305-343, 2012.

[3] Ralph L. Keeney, Howard Raiffa, Richard F. Meyer, Decisions with Multiple Objectives - Preferences and Value Tradeoffs, Cambridge University Press, pp. 66-82, 2003.

[4] Sung Lae Gyeung, Statistical Data Analysis, Second Edition, JY Academy Press, pp. 90-99, 2003.

UO_2 소결체 공기분위기 산화에서 온도에 따른 분말화 거동

김건식*, 김동주, 이영우, 오장수, 김종헌, 양재호, 전태현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
keons@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료저장조의 냉각기능 상실 사고가 발생하면 핵연료가 대기에 노출되어 온도가 높아지게 되고 이로 인해 핵연료의 대량 파손이 발생하여 다량의 방사성 물질이 외부로 방출될 수 있다. 냉각기능 상실사고에 의하여 핵연료의 온도가 높아지면 피복관의 손상이 일어난 후에 UO_2 소결체가 산화됨으로써 핵연료의 파손이 급격히 진행되게 된다. 그러므로 저장조의 냉각기능 상실 사고시 핵연료 파손과 이로 인한 방사성 물질의 방출을 예측/평가하기 위하여 다양한 온도 및 분위기에서의 UO_2 소결체 산화거동에 대한 자료를 확보할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 실험 방법

UO_2 소결체(밀도: 96%, 결정립크기: 8.5μm)를 두께 1mm의 disk 형태로 절단하여 시편을 제조하였다. 공기분위기에서 시간에 따른 무게 변화를 TGA로 측정하고, 산화된 U_3O_8의 형상은 SEM으로 관찰하였다.

2.2 결과 및 고찰

그림 1은 산화온도에 따른 산화완료 시간을 나타낸다. 350~1200°C의 넓은 온도 영역에서의 UO_2는 온도영역에 따라 다른 산화특성을 보인다. 350~550°C의 저온 영역에서는 온도가 증가 할수록 산화 속도가 급격히 빨라지고, 650~1000°C의 중간 영역에서는 온도가 증가 할수록 도리어 산화 속도가 느려지며, 1000°C 이상의 고온 영역에서는 온도가 증가 할수록 다시 산화 속도가 빨라지는 특징을 보인다. 이와 같이 온도구간에 따라 UO_2 소결체의 산화거동 차이가 유발되는 것은 UO_2가 산화되어 U_3O_8로 변환될 때 약 36%의 부피증가에 따른 큰 응력이 발생한다[1]. 이때 발생되는 응력은 산화온도에 따라 완화 될 수 있는 경우 와 그렇지 못한 경우가 생기게 되는데, 이로 인해 산화된 U_3O_8의 분말화 또는 파편화 과정이 달라지고 이로 인해 UO_2의 산화거동이 달라진다.

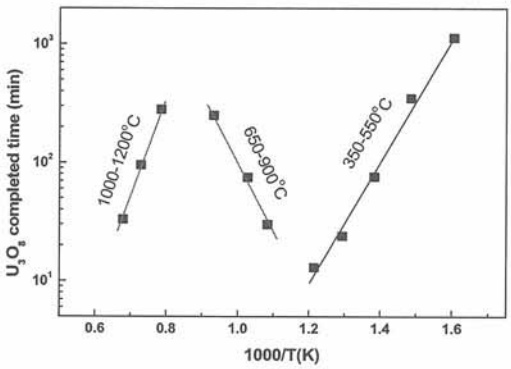


Fig. 1. U_3O_8 completed time vs. oxidation temperature

그림 2와 3은 350~550°C에서 산화시킨 U_3O_8 분말의 거시 및 미시적 형상을 각각 보여준다. 이 온도영역에서는 U_3O_8은 매우 미세한 분말로 산화되고, 결정립 단위 크기의 입자는 내부에 크랙이 형성되어 분리되는 형상을 보인다. 저온에서는 U_3O_8 로 상변화 때 발생하는 응력을 완화시키지 못하므로 결정립 단위의 분말화와 동시에 결정립 내부가 산화되어 크랙이 발생하는 "팝콘화"가 동시에 진행되기 때문이다

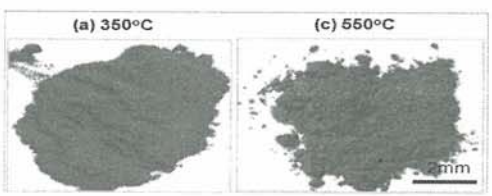


Fig. 2. morphology of oxidized U_3O_8 powder (350, 550°C)

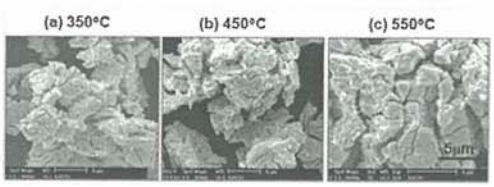


Fig. 3. SEM images of oxidized U_3O_8 powder (350~550°C)

그림 4는 900~1100°C에서 산화시킨 U_3O_8 시편의 형상을 보여주는데, 이 영역 에서는 산화온도에 무관하게 수십에서 수백 개의 결정립 크기의 bulk 상태로 산화가 완료된다. 이것은 고온에서는 U_3O_8 로 상변화 때 발생하는 응력이 완화될 수 있으므로 분말화가 일어나지 않으면서 상변화가 진행되고 bulk한 시편 내로 산소의 확산에 의하여 산화가 완료된다. 즉, 저온에서의 산화와는 달리 분말화에 의한 반응 면적의 증가는 발생하지 않지만 고온에서는 산소의 확산 속도가 매우 빠르기 때문에 bulk 시편으로 유지되더라도 UO_2 산화 속도는 빨라지게 된다.

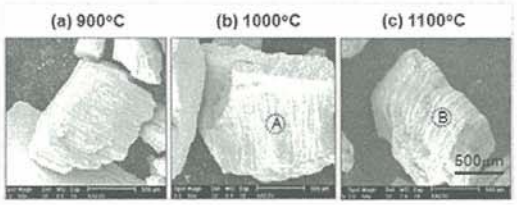


Fig. 4. morphology of oxidised U_3O_8 fragment (900~1100°C)

그림 5은 1000°C(그림 4의 A영역)와 1100°C(그림 4의 B영역)에서 산화된 bulk U_3O_8의 미세조직을 보여준다. 한 방향으로 크게 성장하는 주상(columnar)조직을 보이는데, 이로 인해 고온에서는 U_3O_8 로 변환되더라도 응력이 완화되어 분말화가 일어나지 않게 된다.

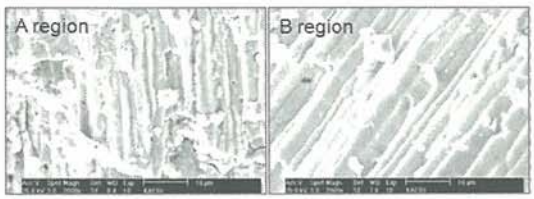


Fig. 5. SEM images of the U_3O_8 fragment obtained by oxidizing the UO_2 pellet at 1000 and 1100°C in air

그림 6은 650~800°C에서 산화시킨 U_3O_8 시편의 형상을 보여준다. 이 영역 에서는 온도가 증가할수록 산화된 U_3O_8은 입자가 크지는 형태로 분말화 또는 파편화가 일어난다. 이러한 특성 때문에 온도가 증가 할수록 산화 속도가 도리어 느려지는 거동을 보이게 된다. 650°C 에서는 작은 입자로 분말화 되므로 짧은 거리의 산소 확산에 의해 산화가 완료되지만 800°C 에서는 입자가 수백 마이크로미터 크기로 파편화되고 이로 인해 산소의 확산거리가 길어져 산화가 완료되는데 많은 시간이 소모되어 상대적으로 산화 속도가 느려진다.

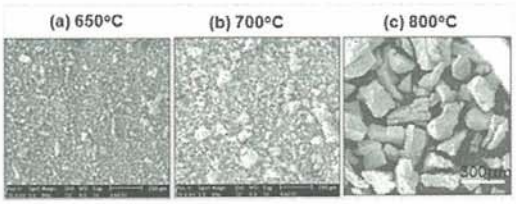


Fig. 6. morphology of oxidized U_3O_8 samples (650~800°C)

3. 결론

350~1200°C 공기분위기 산화에서 UO_2 소결체는 온도영역에 따라 다른 산화 및 분말화 거동을 보인다. 이와 같이 온도영역에 따라 UO_2의 산화거동이 다른 것은 U_3O_8로 변환될 발생하는 응력이 온도에 따라 완화되는 정도가 달라지고 이로 인해 U_3O_8 분말 또는 파편화에 영향을 미치기 때문이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실시 핵연료 파손거동 시험/평가 연구).

5. 참고 문헌

[1] P. Taylor, D.D. Wood, A.M. Duclos, D.G. Owen, J. Nucl. Mater. 168 (1989) 70.

SDTS 시스템의 방사선 차폐요소 분석

최홍엽*, 박창제, 김정동, 이용덕, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
chy119@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 및 Pyroprocess 공정을 통한 핵연료 내 존재하는 핵물질을 정량분석하기 위하여 첨단 핵물질 측정 기술인 SDTS[1,2] (Slowig Down Time Spectrometer) 시스템을 개발하였다. SDTS 시스템은 중성자의 감속 에너지를 이용하여 핵물질 핵분열반응을 유도함으로써 핵물질 내의 핵분열성 물질의 함량을 측정하는 기술이다. SDTS 시스템은 핵물질자체로부터와 선원중성자 발생을 위한 표적, 또한 핵물질의 핵분열 반응에 의해 강한 중성자 및 감마선을 발생시킨다.[3,4] 이러한 강한 중성자부터 실험자와 장치를 보호하기 위하여 차폐 평가를 수행하였다. 본 연구에서는 단순화된 계산 모델을 선정하여 차폐재 구성분석과 MCNPX2.5 코드[5]를 이용한 몬테칼로 계산을 통해 차폐재 두께, 종류, 구조 평가를 수행하였다. 그리고, 6*6 차폐구조를 제안하여 차폐재의 두께에 따른 방사선량을 평가하였다. 아울러 내부 공간 활용에 영향을 미치지 않고 일반인 기준치에 적정한 구조선정을 위한 평가를 하였다.

2. 본론

2.1 차폐재 종류에 따른 차폐 평가

차폐재 종류에 따른 Reflectance 와 Dose rate를 알아보기 위하여 몬테칼로코드인 MXNPX2.5를 이용하였다. Reflectance 계산은 반사되어 들어오는 중성자에 의해 핵물질에서 일어나는 Secondary fission 을 고려하기 위함이다. 기본 모델은 Fig. 1과 같이 구성하였으며, 납의 길이는 170 cm, 납과 차폐재(Pb, concrete, B_4C, Borax, Li_2Co_3)와의 거리는 40 cm, 두께는 5 cm로 고정하여 계산하였다.

각 물질별 특성 계산 평가한 결과 Table 1에서 계산 된 것과 같이 B_4C가 9.48E+01mSv/h 로 차폐에서는 우수한 특성을 보였으며, Reflectance에서는 Li_2Co_3가 3.15E+02mSv/h 로 우수한 특성을 보였다.

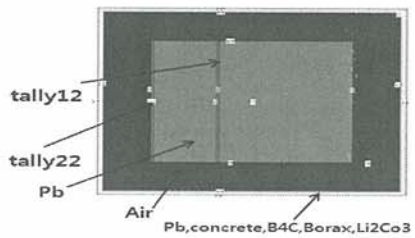


Fig. 1. Neutron shielding model (6*6 model structure)

Table 1. Dose Rate for Shilding materials

F12 tally	Dose rate (mSv/h)	Error	F22 tally	Dose rate (mSv/h)	Error	Reflectance (%)
Pb+Pb	6.72E+02	0.0033	Pb+Pb	3.74E+03	0.0032	4.57E+02
Pb+concrete	6.48E+02	0.0033	Pb+concrete	3.53E+03	0.0032	4.45E+02
Pb+B_4C	9.48E+01	0.0081	Pb+B_4C	2.49E+03	0.0033	2.53E+03
Pb+Borax	2.70E+02	0.0052	Pb+Borax	2.57E+03	0.0034	8.52E+02
Pb+Li_2CO_3	5.95E+02	0.0035	Pb+Li_2CO_3	2.47E+03	0.0034	3.15E+02
Pb+Air	6.21E+02	0.0025	Pb+Air	1.64E+03	0.0033	1.64E+02

2.2 차폐재 구조에 따른 방사선량 평가

기존 차폐 계산에서는 한가지의 차폐재를 이용하거나, Borax+Concrete, B_4C+Concrete 등과 같이 두 개의 물질을 차례대로 놓아두고 계산을 하였다.

하지만, 이번 계산에서는 Fig. 2와 같이 Concrete 사이에 차폐재인 Borax, B_4C, Li_2Co_3 를 놓아두고 계산을 하였다. 이렇게 계산을 한 이유는 차폐재의 두께를 줄임으로서 차폐에 드는 비용과 두께에 따른 공간적인 제약을 최소화하기 위함이다.

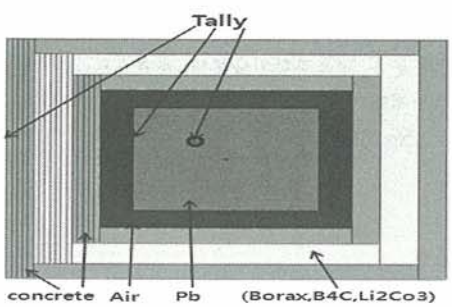


Fig. 2. Shielding structure model

콘크리트의 두께는 각각 25cm로 고정하였으며 [6], 콘크리트 사이에 들어가는 차폐재의 두께를 다르게 하여 계산을 하였다. 계산한 결과 방사선량은 Table 2와 같다. Table 2를 보면 일반인 선량기준치에 적합한 물질은 Borax와 B_4C 로서 25cm 두께에서 0.1 uSv/h 보다 적게 나온 것을 알 수가 있다.

Table 2. Dose Rate for Shielding Structure

	Concrete+Borax+Concrete		Concrete+B_4C+Concrete		Concrete+Li_2CO_3+Concrete	
Distance (cm)	Dose rate (mSv/h)	Error	Dose rate (mSv/h)	Error	Dose rate (mSv/h)	Error
20 cm	1.15E-04	0.0078	5.39E-05	0.0445	1.12E-01	0.0005
25 cm	1.63E-05	0.016	1.17E-05	0.0563	6.01E-02	0.0005
30 cm	2.26E-06	0.045	3.17E-06	0.0766	3.28E-02	0.0006
35 cm	2.54E-07	0.0456	7.33E-07	0.1135	1.81E-02	0.0007

3. 결론

몬테칼로 코드인 MCNPX2.5를 이용하여 차폐재 두께, 재질, 구조에 대하여 평가를 수행하였다. 차폐재 종류에 따른 Reflectance와 차폐를 계산한 결과 차폐에서는 B_4C가 가장 우수하였으며, Reflectance에서는 Li_2Co_3가 가장 우수하였다. 하지만, 어느 정도의 두께를 해야 최소의 두께로 일반인 선량 기준치에 만족하는지는 추가적인 계산이 필요할 것이다.

흔히 사용되는 차폐재로는 Concrete가 사용되지만, 두께에 따른 공간적인 제약이 크다. 이러한 단점을 보완하기 위하여 제안한 구조로는 Concrete사이에 B_4C, Borax를 놓아두는 것이다. Concrete사이에 B_4C, Borax를 놓았을 경우 기존 계산된 차폐두께보다 줄어드는 것을 알 수가 있었다. 이러한 결과를 토대로 최적화 방안을 마련할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원 받았습니다 (No.2012027506).

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] 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.

[6] Y.D. Lee, K.Y Noh, J.Y. Hyeon, C.J Park, "Study on the shielding analysis for the LSDTS system", KAERI/TR-4319/2011.

PRIDE 감압식 염이송 장치 제작 및 성능시험

이성호*, 이호세, 김인태, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
shlee6@kaeri.re.kr

1. 서론

고온에서의 염이송방법은 염이송 펌프에 의한 방법, 중력(gravity)에 의한 방법 및 갑압식에 의한 방법등이 있다. 이러한 염이송 방법 중 염이송 펌프에의한 방법이 다른 방법에 비해, Impeller 회전속도를 조절함으로 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 또한 재현성이 우수하여 일본, CRIEPI(Central Research Institute of Electric Power Industry)에서 Centrifugal 염이송 펌프를 제작하여 고온 염이송 실험중에 있다 [1,2].

고온의 LiCl-KCl 공용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련 하는 전기화학적 반응을 종료한 후 ER 반응기내 300kg의 LiCl-KCl 공용융염을 TRU and RE 등을 회수하기위한후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위한 고온 염이송기술을 개발하기위하여 PRIDE 염이송 실험 장치를 제작하였다. 본 장치는 염 잉곳 제조장치, 염잉곳 분리장치 및 염잉곳 장입 후 및 전해제련조로 이송하는 염잉곳 장입 및 이송 장치로 구성되어있다. 현재 제작된 PRIDE 염이송 장치의 Blank 시험 및 성능시험을 수행중에 있다.

2. 본론

2.1 PRIDE 염이송 장치 특성

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 장치의 1cycle 당 용융염의 처리 용량은 전해제련반응기의 용융염의 용량(60kg)임을 고려하여 1cycle 당 처리 용량을 60kg로 결정하였다. 본 장치는 감압식 염이송 후 이송된 LiCl-KCl 공용융염을 6개의 몰드가 설치된 turn table을 이용하여 6개의 10kg 중량의 염잉곳을 제조하는 염잉곳제조 장치 및 몰드내 주입된 염을 분리하기 위한 염잉곳 분리 장치 및 분리된 염을 이송용 bucket에 장입한 후 이송하는 염잉곳 장입 및 이송 장치로 구성되어있다.

본 장치는 취급하는 LiCl-KCl 공용융염의 강한 부식성과 조해성 때문에 그림 1에서와 같이 PRIDE 염이송장치는 PRIDE 시설 2층 Ar cell내 설치되어 있다. PRIDE 내 설치된 원격취급장치를 사용하여 원격 교체, 취급, 분해조립이 용이하도록 설계, 제작하였다.

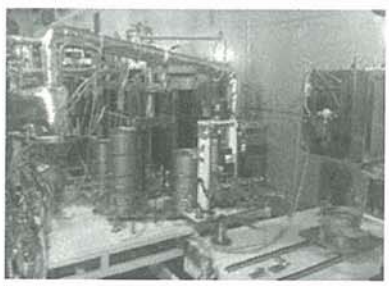


Fig. 1. Pride salt trans[ort system in Ar cell

2.2 염이송관 특성 및 원격 체결 시험

ER 반응 종료후 PRIDE 감압식 염이송 장치를 이용한 ER 반응기내 약 300kg의 용융염을 감압 염이송하기위하여 ER 반응기 상부 플랜지와 동일한 형태 및 크기의 상부 플랜지가 연결된 염이송관을 그림 2와 같이 설계/제작하였다 염이송관은 재질 SUS 316, 규격은 Seamless tube로 제작하였고, 염이송관은 Ar Cell내에서 원격으로 조작 및 운전하여 ER 반응기 상부 플랜지에 원격으로 장착 할 수 있도록 설계 및 제작하였다.

Ar cell내에서 원격 취급 장치 MSM 및 BDSM을 이용한 염이송관 원격 체결 시험을 그림 3에서와 같이 수행하였고, 염이송관이 ER 반응기 상단 플랜지에 원격으로 체결됨을 확인하였다. 또한 원격 체결 후 염이송관과 ER 반응기상단 플랜지 사이에 발생한 이격도를 개선하였다.

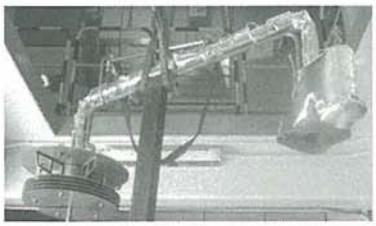


Fig. 2. PRIDE salt transport tube

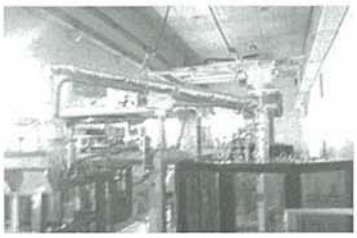


Fig. 3. Remote connection test of salt transport tube

2.3 PRIDE 염이송장치 성능 시험

PRIDE 염이송 장치내 Heating 장치들의 성능시험을 수행하기 위하여 노트북에 설치된 제어프로그램을 이용하여 온도 300℃까지 Heating 장치 승온 시험을 수행하였다. 그림 4의 나타낸 장치 승온 시험 결과에서와 같이 heating 장치들을 300℃ 까지 승온시 4 가지 heating 장치가 유사한 승온 패튼을 보이며 온도가 set poi-nt로 수렴함으로서 장치 성능을 확인하였다.

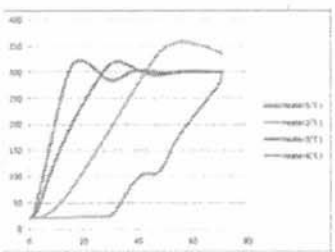


Fig. 4. Test results of elevated temperature up to 300℃

3. 결론

본 연구에서는, 고온의 LiCl-KCl 용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위해 500℃의 고온에서 LiCl-KCl 공융용염 이송 기술 개발이 필요하다. 그러나 현재 국내에서는 고온 염이송기술에 대한 실험 및 장비가 거의 전무한 상태이다.

고온 염이송기술을 실증하기 위하여 공학규모 염이송 실험장치인 PRIDE 감압식 염이송 실험장치를 제작하여, Pride 시설 Ar cell 내에 설치하여 장치 blank 시험 및 염이송장치내 설치된 heating 장치 및 진공장치의 승온 및 감압 시험을 수행함으로 장치의 성능을 확인하였다. 또한 MSM 및 BDSM 등 장치 원격 취급 tool을 이용하여 염이송관 원격 체결 시험등의 원격 시험을 수행하여 염이송관이 ER 반응기 상단 플랜지에 원격으로 체결됨을 확인하였다.

본 장치는 공학규모의 PRIDE 일관공정장치 중 전해정련-제련공전 연계 고온 염이송 기술을 개발하기위한 실증 장치를 제작 하는데 있으며, 본 공정장치가 PRIDE에 설치되어 500℃의 고온에서의 염이송기술 개발하고 PRIDE 전해정련-제련 공정 장치간 연계 염이송 운전 체계를 구축함으로 국제적인 기술수준에 있어 우위를 확보할 수 있음은 물론 전체 pyroprocessing의 상용화 기반을 확립할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] T. Hijikata and T.Koyama., J. of Engineering for Gas Turbine and Power,, Vo131 JULY 2009.

[2] B. Hanson et al., "Pyrochemistry:A Program for Industrialization" Proceeding of GLOBAL, 2003, New Orleans, Nov.

BC-501A 검출기를 이용한 중성자 신호분리 평가

김정동*, 박창제, 최홍엽, 이용덕, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kjd@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 고효율 중성자를 이용하여 사용 후 핵연료 및 파이로 핵물질의 함량분석에 필요한 선원 중성자 발생을 위해 제작된 표적의 중성자 수율 평가는 중성자와 감마선의 구분이 필요하다. 높은 세기의 중성자 발생을 위하여 전자가속기가 선택되었고 가속 전자는 표적에 입사하여 (e,γ)(γ,n)반응에 의하여 높은 에너지 감마선과 중성자를 발생 시킨다. 표적에서 발생하여 나오는 중성자와 감마선을 구별하기 위해 BC-501A 유기 액체 섬광계수 검출기 이용 성능평가를 수행하였다.BC-501A는 Liquid Scintillator 종류 중 하나로 fast neutron을 검출하고 에너지를 분광학적으로 측정하는데 적합한 장치이다[1].

BC-501A로부터 받은 감마와 중성자 신호는 Neutron -Gamma ray discrimination 시스템으로 보내져서 각각의 장치들에 의해 감마에 대한 영향이 최대한 제거되어 중성자에 의한 영향만 측정할 수 있게 된다. 시스템 장치들 값을 조절 하여 감마를 제거 하여 중성자 신호를 측정하였다[2]. KAERI에서 제작한 표적의 중성자 수율을 측정하기 위해서 포항 가속기 연구소 시설을 이용하여 표적에 전자를 입사시켜 (e,γ)(γ,n) 반응에 의하여 발생되는 중성자를 BC-501A 검출기와 Li 검출기 성능을 비교 분석하였다[3].

2. 본론

2.1 중성자와 감마 신호 분리

BC-501A 검출기를 이용하여 중성자와 감마선 신호를 분리를 위해 필요한 중성자와 감마선원으로 Cf-252 와 Co-60 을 사용하였다. 중성자와 감마 신호를 분리하기 위해 Single-channel-analyzer의 Lower level 단자와 Window 단자를 조절하였으며, 중성자와 감마를 분리하기 전인 Gate mode에서는 신호를 모두 받기 위하여 SCA Lower level은 0.05 V, SCA Window는 10.05 V에 맞춰놓고, 또한 성능 시험을 통하여 감마 신호를 제거하기 위해 SCA Lower level 7.3 V, Window는 10.05 V 에 설정하였다.

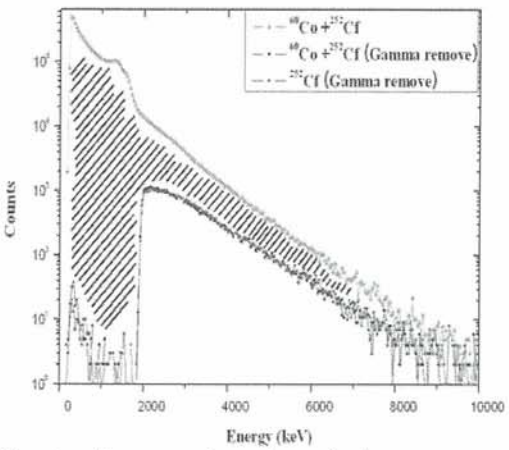


Fig. 1. Gamma and neutron signals or remove Gamma signals

Fig. 1은 중성자와 감마 신호를 분리하기 전 과 분리 한 후의 그래프이다. 감마의 신호제거 후 Cf-252와 Co-60을 동시에 측정한 그래프와 Cf-252 단독으로 측정한 그래프에서 Co-60이 측정되지 않았음을 확인 하였다. BC-501A 검출기는 중성자와 감마 모두 측정하기 때문에 Fig. 1의 빗금으로 표시된 영역은 중성자와 감마 신호가 같이 포함되어 있다.

2.2 Li 검출기와 BC-501A 검출기 성능 비교

KAERI에서 제작한 표적의 중성자 수율에 대한 예비평가와 포항 표적에서 나오는 중성자 수율을 비교하기 위해서 포항 가속기 시설을 이용하여 발생되는 전자를 표적에 입사시켜서 Beam on 과 Beam off 하였을 때 BC-501A 검출기와 Li 검출기로 중성자를 측정 하였다. Single-chanel analyzer(SCA)의 window는 10.05 V, SCA Lower level은 0.05 V로 설정하였다. Fig. 2는 BC501A 검출기로 측정한 결과로서, beam on 일 때와 beam off(background) 일 때의 결과를 나타낸다. Beam on 일 때는 중성자가 나오기 때문에 beam off 일 때보다 counts 되는 양이 많다.

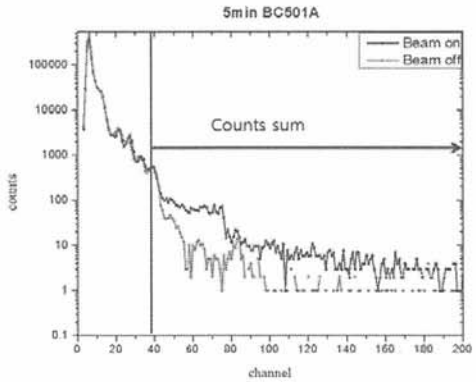


Fig. 2. Beam on and off of BC501A Detector

Fig. 2 을 보면 알 수 있듯이 약 39 channel부터 차이가 나는 것을 확인 할 수가 있다. 차이가 나는 것은 중성자 입사 때문에 39 부터 2049 channel 까지 sum 하여 중성자의 양을 비교하였다.

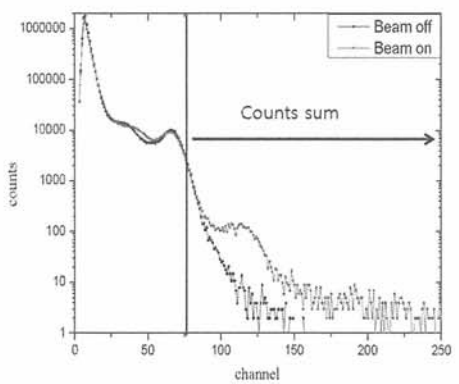


Fig. 3. Beam on and off of Li Detector

포항 가속기에 있는 Li 검출기는 BC-501A 보다 중성자 계측 효율이 좋기 때문에 counts되는 양이 많다. Fig. 3 을 보면 BC-501A 와 다르게 약 76 channel부터 차이가 나는 것을 볼 수가 있다. 그래서 Li 검출기는 76 부터 2049 channel 까지 sum 하여 중성자의 양을 비교하였다.

Table 1. BC501A Detector and Li Detector

	Li Detector	BC-501A
channel	76 ~ 2049	39 ~ 2049
Beam on	17463	1005
Beam off	12943	517.8
Net counts	4520	484.2

위 표에서 보듯이 Li 검출기가 BC-501A 검출기 보다 중성자 계측에서 효율이 10배 더 높음을 알 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 BC-501A로부터 받은 감마와 중성자 동시 신호는 Neutron-Gamma ray discrimination 시스템 Single-channel-analyzer의 Lower level과 Window 값을 조절 하여 중성자와 감마의 신호를 분리해 중성자만을 측정하여 BC-501A 검출기의 중성자 신호분리 평가의 타당성을 검증 하였다.

포항가속기 연구소 시설을 이용하여 포항 표적에서 나오는 중성자와 감마를 BC-501A 검출기와 LI 검출기를 이용하여 SCA lower level 과 Window 값을 조절 하였으나 표적에서 나오는 감마 선원의 세기가 많고 에너지가 매우 높으므로 중성자와 감마를 분리하는데 한계가 있었으며, 중성자수를 계측하여 BC-501A 검출기와 Li 검출기 성능 비교를 하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국 연구재단의 원자력기술개발 사업으로 지원 받았습니다(No.2012027506).

5. 참고문헌

[1] Sanit-Gobain Cermics & Plastics,Inc., BC-501A Liquid Scintillator Product Data Sheet.

[2] EG&G ORTEC, Neutron-Gamma Discrimination Stilbene Liquid Scintillators.(1989).

[3] C.J. Park, Y.D. Lee, K.Y. Noh, J.Y. Hyun, "Design of the Neutron Generation Target and Preliminary Experiment", KAERI/TR-4318/2011.

사용후핵연료 차세대관리공정 실증시설(ACPF) 개조를 위한 설계안 분석

유승남*, 이종광, 이원경, 박병석, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
snyu@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 차세대관리공정 실증시설(ACPF, Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)은 사용후 핵연료의 효율적 관리를 위한 차세대관리공정(ACP, Advanced spent fuel Conditioning Process)의 실증시험을 수행하기 위한 핫셀(Hot-cell)로 구축되어 운영 중이다[1]. 현재 핫셀은 공기 분위기로 구축되어 있으나 우라늄을 사용한 예비시험 과정에서 일부 공간에 대한 알곤 분위기 환경 유지의 필요성이 대두되었다. 이에 따라, 파이로 물질 특성을 고려하고 효율적인 전해환원 핫셀 시험을 수행하기 위해 기존 핫셀 내 일부 구역을 알곤 불활성 분위기로 조성하고, 제반 운영시스템을 개선하는 연구를 진행하였다. 우선적으로 ACPF 시설의 일부를 개조하여 활용하기 위한 설계 분석이 착수되었으며, 이를 통해 도출된 ACPF 개조와 관련한 주요 변경 사항은 다음과 같다. 첫째, 핫셀 내부에 위치한 글로브 박스(Glove Box)와 유사한 개념으로서 ACPF 공기 분위기의 핫셀 내부에 별도의 알곤 분위기 공간(Ar Compartment)를 설치하여, 조해성 및 강부식성 염 취급을 위한 시설 요건을 충족하고자 하였다. 둘째, ACPF 실증시험 범위를 조정하여, ACPF 핫셀에서는 전해환원시험만 수행하고, 전처리 공정은 PIEF (Post Irradiation Examination Facility) 및 DFDF (DUPIC Fuel Development Facility)[2]와 연계하여 수행하도록 시설 운용범위를 수정하였다. 본 논문에서는 ACPF의 개조를 위해 원자력 및 시설 분야의 설계 관점에서 현재의 ACPF를 분석함으로서, 변경되는 작업환경에 대응할 수 있는 설계안을 도출하여 제시하고자 한다.

2. ACPF 핫셀 개량 설계

2.1 개요

본 시설 개조의 주요 목표는 핫셀 내부에 Ar Compartment의 설치를 통해 공기분위기 하에서 용융염을 취급함에 따라 발생하는 문제점들을 개선하고, 핫셀 제반 시스템들의 개선 및 보완을 통해 핫셀 운영의 효율성 및 합리성을 강화하는 것이다. 이를 위해 기존 핫셀 검토, 공정흐름도 재정립 및 물질이송 방안 분석, Ar Compartment 설치에 따른 변경요건 분석 등을 수행하였으며, 이에 따른 각 세부 장치 및 시스템에 대한 설계안을 도출하였다. 종합적인 시설의 주요 변경 사항 및 수정된 시설 배치도는 Fig. 1과 같다.

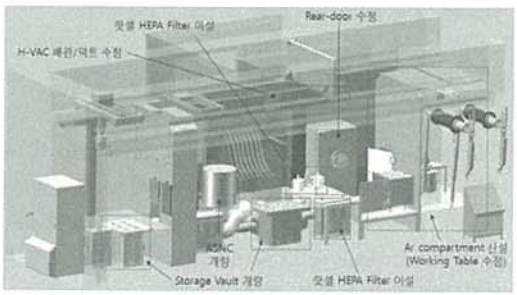


Fig. 1. Modified Layout of ACPF with Changes in Major Components

2.2 Architectural & Mechanical 분야 개조 설계

시설 분야에서의 주요 변경분야는 핫셀 내의 Ar Compartment의 신설이라고 할 수 있다. 신설된 구역에는 전해환원공정 장치가 설치되며, 원격조작기(Master Slave Manipular, MSM) 및 별도로 설치된 원격조작 크레인을 통하여 알곤 분위기 내에서 공정을 운용할 수 있도록 설계되었다. 이에 따라 핫셀 내부의 작업대(Walking Table) 및 하부프레임 구조는 Ar Compartment에 속하는 구역의 높이를 기존 900 mm에서 450 mm로 하향 조정하여 새롭게 구성하였다. (Fig. 2 참조)

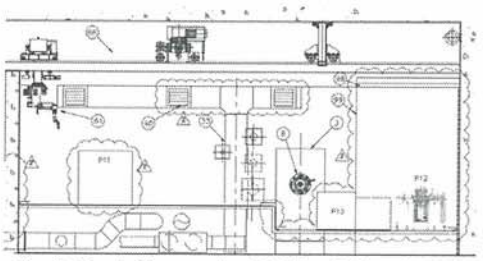


Fig. 2. Level Change of a Working Table of ACPF

2.3 부대장비 및 시설 분야 개조 설계

핫셀 내부의 부대장비 중, 크레인은 동력전달장치의 내구성을 향상시키기 위하여 모터 감속기의 윤활방식을 내방사선 그리스(Grease)로 변경하여 적용하였다. 기존의 일반 윤활유의 경우에는 주기적인 교체가 필요하였으며, 모터-감속기 간의 기계적 결합부에 손상이 발생할 경우에 누유의 우려가 상존하였다. 하지만 새롭게 적용된 내방사선 그리스의 경우에는 먼지가스 및 Carbon을 생성하지 않으며, 크린룸(Clean Room)이나 핫셀(Hot cell)과 같은 극한 환경에 적합한 것으로 파악되었다. 또한 광범위한 온도에서 사용가능하고, 이유(離油)되거나 녹아 흘러내리지 않으며, 화학물질이나 방사성물질에 강하며 안정적인 성능을 발휘한다는 장점도 있다[3]. 이러한 개량을 통해 핫셀 내 크레인 시스템의 원격유지보수 빈도를 대폭 줄일 수 있을 것으로 기대된다.

3. ACPF Isolation Room 개량 설계

Isolation Room은 ACPF의 후면문(Rear door)에 부속된 시설로서 각종 용기 취급용 지브 크레인(Jib Crane), Rear door 상에 접속할 수 있는 용기(Cask)를 운반하는 Padirac Cask(RD15) 전용 운반 대차 및 모니터링 장비 등으로 구성되어 있다.

3.1 Isolation Room의 구조적 개선

개정된 DFDF-ACPF 간 물질흐름과 관련된 Isolation Room 크레인 사양을 새롭게 분석하였으며, 이 과정에서 기존의 지브 크레인의 양정 높이를 상회하는 요구조건이 도출되었다. (Fig. 3 참조)

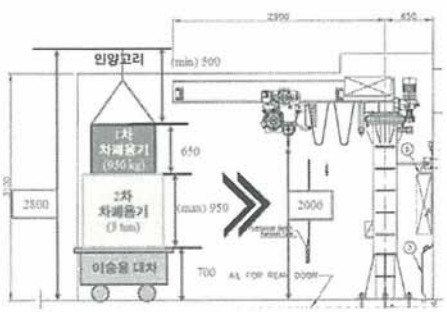


Fig. 3. Requirement for Cask-Transportation in an Isolation Room of ACPF

이러한 변화된 작업조건을 만족하기 위하여 기존의 지브 크레인을 대체하는 갠트리(Gantry) 방식의 크레인 구조를 제안하였으며, 신설되는 갠트리 크레인은 호이스트의 2차원 평면운동이 가능하며, 1 Ton의 가반하중을 가지고 있다. Isolation Room의 내부에는 이러한 크레인 형태에 대응한 프레임이 구성되었으며, 이에 따라 기존의 Room에 비해 천장의 높이가 상승되면서, 개별적인 천장으로 구성되었던 기존 방식과 달리, Isolation Room의 측면 벽을 확장하여 IMEF 시설의 천장과 직접 연결하는 방식으로 변경하였다. (Fig. 4 참조) 이를 통해 Isolation Room과 IMEF 시설 천장 사이에 존재하는 기존의 조명과 각종 케이블 트레이 및 배관들에 대한 유지보수 시의 접근성 문제를 해소하였으며, 시설 천장의 조명을 공유하여 별도의 조명을 필요로 하지 않는다는 이점도 기대할 수 있다. 또한 ACPF Rear Door를 바라본 기준으로 Room의 좌측 벽을 5 mm 두께의 SUS 재질 차폐체로 보강하여 Isolation Room 관련 작업영역으로 설정함으로서 작업자의 안전성을 향상시켰다.

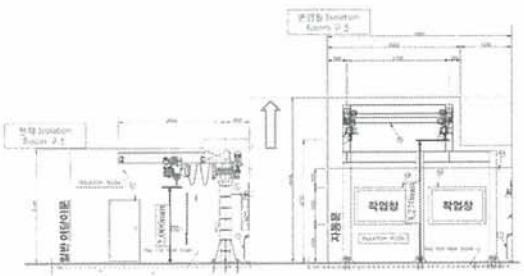


Fig. 4. Modified Structure of an Isolation Room

4. 결론

본 논문에서는 변화된 공정에 대응한 ACPF의 설계 변경안을 시설 측면에서 개괄적으로 소개하였다. 현재, 기존 시설의 철거 작업 및 철거 폐기물 처리와 관련한 사전 작업들이 진행되고 있으며, ACPF 시설 분야의 개조 설계와 병행하여 전기 및 계장 분야의 설계 변경도 이루어지고 있다. 최종적으로는 전해환원공정 제어 및 핫셀 내부 모니터링 관련 계측 장치들이 ACPF 운전구역에 신설되어 운영될 예정이다.

5. 참고문헌

[1] KAERI/TR-3293/2006, 차세대관리 종합공정 실증시설 시공보고서, 2006. 12.

[2] KAERI/MR-487/2008, 조사재시험시설운영, 운영보고서, 2008. 12.

[3] http://www.rawoolube.co.kr/sub3/sub3_24.htm (최종 접속일: 2013. 04. 01).

사용후핵연료 금속용기 저장시설 통제구역경계에서의 방사선량률 평가

고제훈[1*], 정인수[1], 박제호[1], 최규섭[1], 김태만[2], 백창열[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 2층
[2]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kojh4@kones21.com

1. 서론

국내 원자력발전소내 사용후핵연료 임시저장 포화시점이 2016년경으로 예상되어지는 바, 사용후핵연료 관리방안으로서 중간저장시설의 운영이 요구되고 있다. 사용후핵연료 중간저장 방식은 습식과 건식으로 구분되며, 안전성이 기확보된 습식저장방식외에 건식저장방식에 대한 연구가 국내외에서 활발히 진행되어 왔다. 건식저장방식은 공기 또는 불활성기체로 냉각하며 콘크리트 또는 금속을 사용하여 방사선을 차폐하는 방식으로써 볼트, 모듈 및 용기방식으로 분류된다. 이 중 금속용기 방식은 운반 및 저장을 겸용으로 사용하기 위한 목적으로 설계 및 운영되는 장점이 있다.

사용후핵연료 단일 저장용기에 대한 국내외 관련규정상 방사선 차폐해석은 기술기준이 명확하게 설정되어 있지 않고 저장시설 통제구역경계(Controlled Area Boundary)에서의 정상 및 사고조건에 대한 기술기준만이 명시되어 있다. 사용후핵연료 저장시설의 통제구역경계까지는 시설의 최외곽 용기로부터 최소 100m의 거리가 확보되어야 하며, 저장용기의 설계는 단일 용기의 설계기준에 따른 방사선안전성 확보보다는 저장시설에 대한 안전성확보가 우선시되므로 정상조건에 대한 통제구역경계에서의 일반인에 대한 연간선량 한도인 25mrem에 준하여 설계하는 것이 일반적이다[1]. 저장용기의 방사선차폐평가는 NUREG-1536의 권고사항에 따라 최소 20개의 용기 배열조건(일반적으로 2×10 array)에 대하여 거리에 따른 방사선량률을 계산하여 통제구역의 연간선량률 제한치에 부합하는 거리를 산정하여야 한다[2].

2. 본론

국내 PWR 사용후핵연료는 고리, 영광 및 울진원전에서 발생하고 그 형태는 WH형(14종) 및 CE형(3종)으로 구분되며 그 형태 및 특성이 다양하다. 따라서 사용후핵연료 저장을 위한 저장용기 내부의 캐니스터는 모든 형태의 연료를 수용할 수 있도록 공용으로 고려하였다.

2.1 설계기준연료 선원항

동일한 U-235 농축도에서 CE형의 PLUS7™ 연료보다 WH형의 17RFA연료가 U-metal 중량이 크기 때문에 더 많은 방사선원을 방출하며, 연료집합체 구조재를 포함한 제원은 CE형의 연료가 크기 때문에 이를 고려하여 모든 형태의 연료집합체를 수용할 수 있도록 가상의 설계기준연료를 선정하였다. 설계기준연료는 4.5w/o의 U-235 농축도, 45GWD/MTU의 방출연소도 및 10년 냉각된 특성으로 가정하였으며 방사선원항 평가는 SCALE5.1 코드의 SAS2H모듈로 수행하였다[3].

2.2 차폐해석 모델

금속용기 본체두께는 215mm의 탄소강으로 구성되며, 본체외부 측면에 중성자차폐를 위한 레진(110mm)이 설치되어있다. 모델내부에는 21다발 사용후핵연료 저장용량의 캐니스터가 존재하며 캐니스터는 CE형(4,528mm) 및 WH형(4,063mm)을 수용할 수 있는 모델이다.

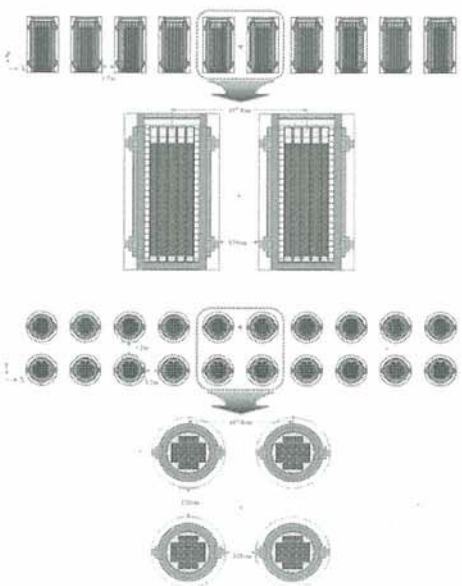


Fig. 1. Shielding Analysis Model

그림 1은 상세 모델링된 단일 금속용기에 대하여 1.2m 등간격으로 배치된 2×10 배열의 20개 금속용기에 대한 차폐해석 모델을 나타낸 것이다.

2.3 차폐해석 방법

금속저장용기 방사선차폐해석은 실효성이 검증된 MCNP5(ver.1.40) 코드로 수행하였으며 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응단면적은 ENDF/B-Ⅳ 라이브러리를 이용하였다[4]. 선속-선량률 환산인자로는 ICRP-74 (1995)를 사용하여 계산결과를 선량률로 나타내었으며 감마선에 대한 방사선량률 평가시 신뢰할만한 계산결과를 얻기 위하여 분산감소기법을 적용하였다.

저장시설 통제구역경계에 대한 차폐평가는 20개 용기 배열의 중심점 및 금속용기 축방향의 중심부를 기준으로 통제구역경계에 위치한 일반인을 대상으로 연간(8760hr) 선량률을 계산하였다. 배열조건의 차폐평가는 우선, 배치에 따른 선량률 평가지점에 대하여 각 용기간의 X축 및 Y축간(그림 1 참조)에 영향을 미치는 용기수가 상이하므로, 용기간 자기차폐효과에 대한 영향성을 분석하였다. 이후 보다 높게 평가된 방향에 대하여 통제구역경계까지의 거리별 선량률을 단일저장용기와 비교하였다.

2.4 차폐해석 결과

저장용기 배열조건에 대한 방향별(X축 및 Y축) 선량률 결과와 통제구역경계까지의 최소거리 산출을 위한 선량률 결과를 그림 2 및 3에 나타내었다. 배열의 방향에 따른 선량률 평가 결과, X축 배치보다는 Y축 배치에서의 선량률이 전 구간에 걸쳐(통제구역경계까지) 높게 평가되는 양상을 나타내었다.

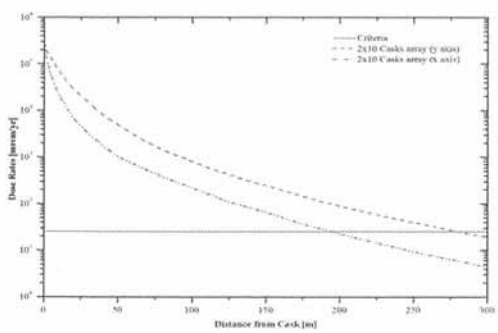


Fig. 2. Dose rates result for depending on direction of 2 ×10 array

Y축 배치의 선량률 결과를 토대로 단일저장용기 및 20개 배열조건에서의 선량률 평가 결과, 통제구역경계까지 거리는 단일저장용기의 경우 최소 약 155m, 2×10 배열의 경우 최소 약 280m가 확보되어야 하는 것으로 나타났다.

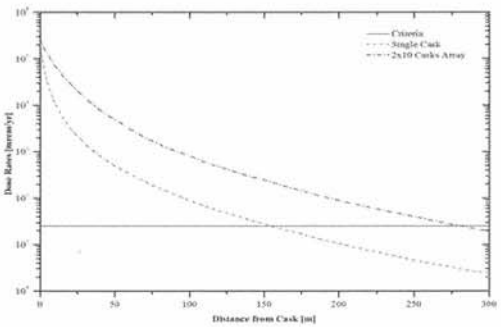


Fig. 3. Dose rate result at controlled area boundary

3. 결론

본 연구에서는 배열조건(2×10 array)의 저장용기에 대한 차폐해석결과를 통하여 중간저장시설 통제구역경계까지의 거리를 제시하므로써 향후, 중간저장시설 설계시 방사선방호 관련 연구에 참고할 만할 자료를 생성하였다고 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기 기획과제(2009T100200033)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 10 CFR 72-1997, "Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel and high-level radioactive waste".

[2] NUREG-1536, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility, US NRC, July 2010.

[3] ORNL/TM-2005-39, A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation, Ver. 5.1.

[4] LA-UR-03-1987, MCNP-A General Monte Carlo N Particle Transport Code, Ver.5, LANL, 2005.

사용후핵연료봉에 대한 핫셀 파괴시험 기술

서항석*, 김도식, 전용범, 이형권, 권형문, 장정남, 권인찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 조사후연료시험시설(PIEF)은 원자력발전소 및 원자로에서 조사한 핵연료 및 원자력재료에 대한 조사후시험 및 시험기술의 개선/개발을 통하여 원자력 연구 개발을 위하여 적기에 효율적으로 지원하고 핵연료의 성능 및 건전성 평가, 핵연료의 개발 및 손상 원인규명 등에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 국내 유일의 시험 시설이다. 국내 상용 원자력 발전소에서 연소한 사용후 핵연료의 성능을 평가하고 건전성을 검증하며, 고방사성 원자력 재료의 특성 시험을 수행함으로서 고연소도, 고성능 핵연료의 원전 조사 성능평가 분석과 핵연료 및 원자력 재료의 건전성 검증시험 결과를 제공 한다. 본 논문에서는 고연소도 사용후 핵연료의 핫셀 파괴시험 항목을 기술하고 일부 결과를 분석하였다.

2. 본론

2.1 시험 항목

파괴시험의 시험 항목으로는 봉 내압측정 및 핵분열 생성기체 특성 측정. 소결체 조직시험. 피복관 수소함량 분석 및 피복관 내,외면 산화막 두께 측정. 전자현미경 분석. 단면 감마스캐닝. 소결체 밀도측정. 피복관 경도측정, 핵연료 연소도측정 등이 있다.

2.2 시험방법

2.2.1 봉 내압측정 핵분열 생성기체 특성 측정

핵연료봉의 plenum 부위에 천공(Puncturing)하여 압력과 온도를 측정하고 이를 토대로 봉 내압과 핵분열 기체량을 측정한다. 또 핵분열기체를 포집하여 질량분석기(gas mass spectrometer)로 Xe과 Kr양을 측정하며 이 값을 이용하여 핵분열기체 방출비도 결정한다. 핵연료봉의 내압과 핵분열기체량은 약 3Mpa과 630㎤ 전후이며 연료봉의 내압은 연소도가 높을수록 높게 나타난다.

2.2.2 연소도 단면 감마스캐닝

단면 감마스캐닝 시편은 두께 약3mm 디스크 형태의 시편을 사용하며 9409핫셀 내부에 설치되어 있는 시준기와 검출시스템이 사용된다. 주요 측정핵종은 Cs-137(661.66KeV)이며 측정시간은 대체로 수백초에서 1,000초 사이의 시간을 주고 측정한다.

2.2.3 소결체 밀도측정

밀도시편은 연료봉길이 약 10mm를 피복관을 제거하고 연료봉 소자를 모아서 침전방식으로 측정한다. 침전매질은 표면장력이 적고 핵연료 소자의 공극 영향을 최소화 할 수 있는 톨루엔을 사용한다. 핫셀 내부 에 설치된 밀도 측정 장치 밸런스의 측정 정밀도는 10^{-5}g이다.

2.2.4 연소도 화학분석 측정

연소도 화학분석시편은 약1mm두께의 원형디스크 형태로 피복관을 제거한 후 사용한다. 연료봉의 화학 분석적 연소도 결정은 Nd^{148}원소를 지표원소로 이용하는 Nd동위원소 정량에 의한 연소도 결정 방법을 이용해서 핫셀내 에서 수행한다.

2.2.5 피복관 수소함량분석

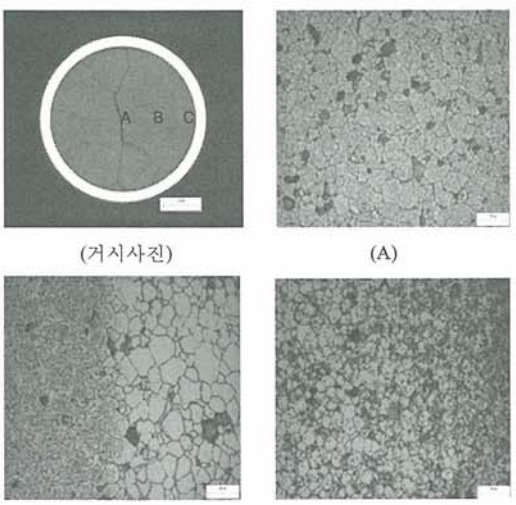
피복관 수소함량시편은 약1mm두께의 원형 디스크형태로 절단하여 소결체를 제거한 후 피복관을 4등분으로 분할 절단하여 수소분석기(Reco RH-404)에 넣어 피복관에 함유되어 있는 수소함량을 측정한다. 수소분석기의 분석 감도는 0.01㎍이고 정확도는 ± 3%이다.

2.2.6 피복관 내,외면 산화층 두께 측정

금속조직시험을 하기위한 시편제작이 끝나면 광학현미경을 이용하여 피복관 내,외면 산화층 두께를 원주방향으로 8등분하여 500X로 투영한다. 온도가 낮은 bottom쪽의 외면 산화층 두께는 약 5㎛정도이고 온도가 높은 곳은 대략 35㎛정도의 두께를 형성하고 있다. 내면은 전체적으로 8㎛두께로 형성되어 있다.

2.2.7 소결체 및 피복관에 대한 금속조직시험

금속조직시험시편은 길이 약3mm정도로 미세절단 후 시편 가공의 원활을 위하여 레진에 열과 압력을 가하여 핫 마운팅을 한다. 마운팅 시편은 연삭과 연마의 과정을 거쳐 시편을 완성한다. 이때 필요에 따라 미세조직검사를 위해 화학적 부식을 하는데 핵연료의 특성 및 피복관의 재질에 따라 부식액 선택에서부터 부식시간, 등의 최적조건으로 수행한다. 시편 전체의 전반적인 정보를 얻기 위한 거시조직관찰은 배율 7배로 투영하여 소결체 단면 및 피복관 절단면상태를 관찰한다. 핵연료 미세조직관찰은 배율500X, 광학현미경으로 핵연료의 중심부, 중간부, 외곽부 등에 대한 관찰을 따로 따로 수행하면서 핵연료 소자의 조직변화, 즉 입계상태, 결정립의 크기, 조사 성장, 조사석출물, 기공 등의 형성 등을 관찰한다. 다음 그림은 고연소 조사후 핵연료봉의 중간위치(2,000mm)의 거시조직 및 소결체의 미시 조직사진 이다.



(거시사진) (A)

(B) (C)

Fig. 1. Macro & Micro photograph

3. 결론

냉각수 접촉면에서의 생성된 초기 산화막은 오히려 산소의 확산을 막아 산화를 억제하는 역할을 하게 되지만 산화막 두께가 약 2㎛ 정도에 도달하게 되면 산화막 의 높은 응력으로 인해 계면의 수직방향으로 미세 균열이 발생되고 산소원자는 피복관 내부로 더 침투하게 되어 산화막 두께는 계속 증가하게 된다. 이 과정에서 반응생성물로 발생하는 수소는 피복관 기지 내에 흡수되고 판 형태로 석출되어 피복관의 취성을 증가 시키게 된다. 이런 현상은 고연소도로 갈수록 더 가속되고 피복관 건전성의 핵심적인 인자로 작용한다. 사용후 핵연료 소결체의 결정립은 반경방향 위치에 따라 다른 미세조직 형태를 보여준다. 고온의 중앙부는 결정립이 연소도에 따라 성장 하지만 상대적으로 온도가 낮고 중성자속이 높은 외곽부는 평균연소도 40GWd/tU 이상에서 마이크로미터 이하 단위의 결정립, 1㎛정도의 버블 형성 등과 같은 특징을 갖는 RIM영역이 형성된다

4. 참고문헌

[1] 서항석 외 3인, "조사후 핵연료의 시험시편 제작", 한국방사성폐기물학회 춘계학술 발표회 논문집, 2008.

[2] 서항석 외 4인 "고연소도 조사후 핵연료의 금속조직시험 시편 제작" 한국방사성폐기물학회 추계 학술 발표회 논문집. 2010.

파이로 핫셀시설의 화재 안전성

유길성[1*], 전관식[2], 문성인[1], 정원명[1], 구정회[1], 김호동[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호
yougil@kaeri.re.kr

1. 서 론

한국원자력연구원이 추진하고 있는 사용후핵연료 건식처리를 위한 파이로프로세싱(이하 파이로) 공정개발을 위해서는 핫셀이라는 고준위 방사선 차폐시설이 필요불가결하다. 현재 전 세계 파이로 처리시설은 한국이 두 개를 보유하고 있으며[1,2]. 미국이 한 개를 보유하고 있다. 그 외 사용후핵연료 처리시설을 보유한 원자력발전국은 대부분 습식처리 시설(퓨렉스 공정)을 보유하고 있다. 파이로 핫셀시설을 개발하기 위해서는 안전성 확보가 필수적이며, 특히 파이로 공정의 특성상 고온 용융염을 취급하는 관계로 화재에 대한 안전성 확보가 중요하다. 그러나 파이로 핫셀시설의 개발이 전 세계적으로 많지 않았고, 또 비교적 새로 시작된 분야라 지금까지 체계적인 안전성 분석이 수행될 수 없었다. 본 논문에서는 파이로 핫셀과 관련된 화재 안전성에 대해 그 특성과 현존하는 관련 규제 및 적용 현황 등을 알아보았다.

2. 본 론

2.1 우라늄 금속 발화거동

파이로 공정에서 발생하는 여러 가지 핵연료 물질 중 화재에 가장 민감하고 사고시 환경에 영향을 줄 수 있는 물질은 우라늄 금속이다. 우라늄 금속의 경우 공기 중에서의 발화 가능성이 높은데, 특히 분말형태는 낮은 온도에서도 발화한다. 파이로 공정에서 발생하는 우라늄 금속은 분말, 덴드라이트 및 잉곳형태가 있다.

우라늄 금속에 대한 발화거동은 비교적 최근에 수행된 연구[3]에서 잘 알려졌다. 우라늄 분말의 발화가 실온상태에서 자발적으로 일어나며, 발화는 두 단계로 진행한다. 분말의 경우 수소화물에서 초기에 나타나는 섬광현상은 나타나지 않으며, 고체상 연소현상만이 나타난다. 최종 생성물은 U_3O_8이다. 반응은 다음과 같은 발열반응이다:

$$U+O_2 \rightarrow UO_2,\ 단, \triangle Hr=1129\ kJ/mol \quad (1)$$

2.2 미국 FCF의 화재 안전성 분석

미국 INL에 소재한 FCF 시설은 1964년부터 1969년까지 현재의 파이로 공정의 불완전한 형태의 공정을 사용하여 EBR-II에서 약 400개의 핵연료를 재활용하는 실증시험을 성공적으로 수행한 바 있다[4].

이 FCF 시설에는 대형의 공기 및 알곤 분위기 핫셀이 설치되어 있으며, 오염된 장치들의 세척 및 보수 구역과 지원작업을 위한 구역, 그리고 관련된 장치들로 구성되어 있다.

알곤 셀에서 수행되는 고온의 파이로 공정은 사고로 인해 셀 내로의 외부 공기의 인입에 따라 금속의 화재사고 발생 가능성을 가지고 있다. 이런 사고 중 하나는 지진으로 기인된 셀 벽 갈라짐에 따라 셀 내의 불활성 기체의 손실이다. 운반시스템 상부의 셀 내부 크레인으로부터의 운반물체의 낙하사고도 이러한 화재사고의 원인이 될 수 있다. 따라서 이러한 운반시스템은 고온 금속이 핫셀 내에 존재할 때에는 사용이 제한된다. 바닥에 위치하는 penetration의 결함 발생도 핫셀 내 금속화재의 발생 원인이 될 수 있다. 셀 바닥에는 전기 공급 및 핫셀 작업을 위한 많은 수의 작은 penetration들이 설치되어 있으며, 운전원들의 작업 실수로 핫셀 내로의 갑작스런 외기 인입 사고로 이어질 수 있다. 여기에 더하여 지진 사고는 이러한 penetration들이 안전성 분석에서 평가되지 않은 다른 사고형태를 제공할 수도 있다[5].

2.3 파이로 핫셀(핵주기시설) 화재안전 규제 현황

국내 사용후핵연료처리사업을 포함한 핵연료주기사업에 대한 사업자 지정기준은 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙 제95조의 준용규정을 따르기 때문에 원자로시설의 화재방호에 관한 설계기준 등을 구체적으로 기술하고 있는 제14조에 부합하여야 한다. 이 규정에 따르면, 화재 및 폭발 가능성과 그로 인한 영향이 최소화될 수 있도

록 안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기들은 다음과 같은 기준에 적합하도록 설계되고 배치되어야 한다. 첫째, 핵연료주기시설 내에는 가능한 한 비가연성 또는 내화·내열 재료를 사용하여야 하고, 둘째, 화재 시 안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기에 미치는 영향을 최소화하도록 안전 중요도에 따라 화재탐지 및 소화계통을 설치하고 소화계통의 고장, 손상 또는 오동작으로 안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기들의 안전능력이 심각하게 저하되지 않도록 하여야 하며, 셋째, 화재 시 원자로안전정지·잔열제거 및 방사성물질 유출방지능력에 지장이 없도록 하여야 한다. 또한 화재위험도 분석을 수행하여야 하며 이들 고려사항은 원자력안전위원회고시 제2011-22호 "화재위험도분석에 관한 기술기준 고시" 제4조 내지 제9조에 구체적으로 기술되어 있다.

미국은 원자력발전소의 화재방호기준을 준용하여 핵연료주기시설의 화재방호계획을 수립하고, 그 계획에 화재방호프로그램을 포함할 뿐만 아니라 기술되어야 할 특성을 규정하고 있다. 화재방호를 위한 설계 지침은 DOE G 420.1-3과 DOE-STD-1066-99에서 찾을 수 있으며, 모든 핵시설에 대해 화재위험도분석을 의무화하고 있다. 화재위험도분석은 화재사고 시나리오 도출을 포함해서 광범위한 화재 위험요소의 평가를 의무화하고 잠재적인 결과를 평가한다. 또한 작업자와 일반대중에 대한 화재위험 억제 및 완화를 위한 화재방호 전략과 방호계획을 제시하도록 하고 있다[6].

일본은 재처리사업자가 초기 소화활동을 위한 조치를 취하도록 하고 있으며, 화재 및 폭발 방지 능력은 사용후핵연료처리시설의 공사 및 성능에 관하여 위원회의 사용전 검사를 받도록 하고 있다. 그리고 재처리시설의 이상으로 화재/폭발 방지설비의 작동이 필요한 경우, 자동작동을 위한 안전보호회로를 갖추고 화재 등에 의한 재처리시설의 손상을 방지하기 위해 규정된 재처리시설의 설계 및 공사방법에 대한 기술기준을 만족하도록 규정하고 있다. IAEA는 화학물질, 유독물질, 가연성 물질 또는 폭발성 물질의 발생을 막기 위하여 핵연료주기시설의 설계에 고려되어야 할 사항들을 제시하고 있다.

3. 결 론

국내 파이로 핫셀시설의 개발을 위한 안전성 확보를 위해 화재 안전성에 대한 거동, 적용현황 및 규제내용 등을 분석해 보았다. 이러한 분석은 앞으로 국내에서 건설예정인 공학규모 또는 상용규모의 파이로 핫셀시설들의 설계초기 단계부터 화재 안전성 개념을 적용할 수 있는 기초자료로 활용될 것이다.

4. 참고문헌

[1] Gil-Sung You, et al.,"Design and construction of the Advanced spent fuel Conditioning Process Facility (ACPF)," Nucl. Eng. and Tech., 41, pp 859-864, 2009.

[2] Gil-Sung You, et al.,"Concept and Safety Studies of an Integrated Pyroprocess Facility," Nucl. Eng. and Design 241 pp 415 - 424, 2011.

[3] F. Le Guyadec, et al.,"Pyrophoric behaviour of uranium hydride and uranium powders" Journal of Nuclear Materials 396, 294 - 302, 2010.

[4] Chang, Y. I., et al.,"A Closer Look at the IFR Metallic Fuel Cycle", Nucl. Eng. International Journal, 1987.

[5] R. J. Forrester, et al.,"Safety Aspects of the IFR Pyroprocess Fuel Cycle," CONF-890841-4, 1990.

[6] US DOE, "Integration of Safety into the Design Process", DOE-STD-1189, 2008.

ACPF 원격조종기 유지보수

김기호*, 김성현, 박병석, 이종광, 류동석, 유승남, 한종희, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
khkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

ACPF(Advanced spent fuel Conditioning Process Facility, 사용후핵연료 차세대관리 종합공정 실증시설)는 공기분위기의 α-γ형 핫셀로서 한국원자력원의 조사재시험시설에 위치하여 있다. ACPF는 2005년 말에 운영을 시작하여 ACP공정 시험을 수행하였으며, 현재 공기 분위기 핫셀 안쪽의 일부를 알곤 분위기 컴파트먼트로 구축하기 위한 개량 작업을 진행 중에 있다. ACPF 핫셀은 내부크기가 10.3m(L)x2m(W) x4.3m(H)이며, 벽두께는 90cm의 중콘크리트로 구축되었다. 핫셀 전면에는 총 5개의 차폐창과 총 10식의 원격조종기가 각 차폐창의 상부 좌/우측에 각각 1식 씩 설치되어있다(Fig. 1). 핫셀 전면부 벽을 관통하여 설치된 원격조종기는 α-γ 일체형으로, 핫셀 내 원격취급 작업에 활용되었다. 원격조종기는 기계식 장치로 일상적인 점검과 고장난 부품 또는 모듈의 수리 및 교체가 요구되며, 또 알곤 환경에 적합하도록 개량이 불가피하다. 본 논문에서는 ACPF에 기 설치된 원격조종기를 알곤 환경에 적용이 가능하도록 유지보수 및 성능개선에 요구되는 제반 절차, 범위 및 개량에 대해 논한다.

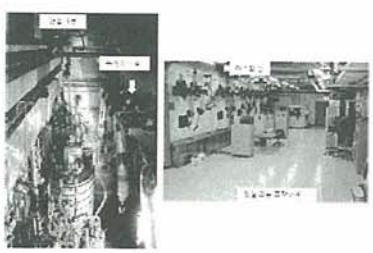


Fig. 1. ACPF hot-cell and tele-manipulators installed at the hot-cell

2. 본론

2.1 ACPF 원격조종기 인출 및 설치 절차

ACPF 원격조종기는 마스터 암(Master arm), 실튜브(Seal tube), 슬레이브 암(Slave arm)으로 구성되며, 3개의 모듈이 일체형으로 체결되어 있다. 원격조종기는 핫셀 벽을 관통하여 기 설치된 월튜브(Wall tube)를 통하여 슬레이브 암, 실튜브, 마스터 암 등의 순서로 일체형으로 조립된 상태로 핫셀 외부(조작구역)에서 내부로 설치되어 있다. 슬레이브 암 또는 실튜브의 수리가 요구될 경우, 원격조종기 전체를 핫셀 외부로 인출하여 유지보수 작업을 수행해야 한다. Fig. 2는 원격조종기를 인출, 기밀시험, 유지보수, 재설치하는 절차를 보여준다. 먼저 마스터 암을 실튜브로부터 분리하고, 실튜브의 기밀 여부를 시험(Fig. 3)한 다음, 다시 마스터 암을 실튜브에 결합한 후, 특수장치를 이용하여 원격조종기 전체를 핫셀 바깥으로 인출한다(Fig. 4). 인출된 원격조종기는 오염 검사, 제염 등 적합한 절차를 거쳐 유지보수 장소로 이송된다. 유지보수가 완료된 원격조종기는 핫셀로 이송한 다음, 특수장치를 사용하여 일체형 상태로 핫셀 벽을 관통하여 설치한다. 설치된 일체형으로부터 마스터 암을 분리하고 기밀시험을 수행한 후, 마스터 암을 재결합하여 최종 설치를 완료한다.



Fig. 2. Procedures for maintaining tele-manipulators

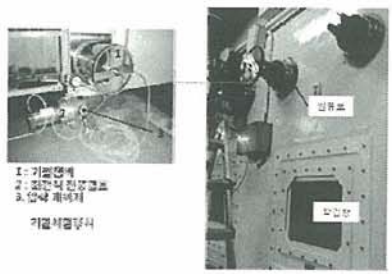


Fig. 3. Leak test after removing a master arm



Fig. 4. Extraction and transportation of a tele-manipulator from the in-cell of ACPF

2.2 ACPF 원격조종기 유지보수

2005년 ACPF 운영과 함께 핫셀(공기 분위기)에서 원격 작업에 사용된 원격조종기(10식)는 알곤 분위기의 핫셀 환경에 적합하도록 개선이 필요하다. 주요 유지보수 및 성능 개량 범위는 기밀성, 원격 취급성 및 조작성, 원격 유지보수성, 보호성 등이며, 이들 특성을 확보하기 위한 수리, 교체, 및 개선 등이 수행된다.

기밀성 : 원격조종기는 월튜브를 관통하여 설치되기 때문에 셀 내부와 원격조종기 간의 기밀은 실튜브 외부에 설치된 두 개의 원형 고무 패드와 실튜브 양 끝단에서 슬레이브 암과 마스터 암에 연결되는 다수개의 모션축에 설치된 오일 실(Seal)에 의해 이루어진다. 정상적인 기밀 상태를 확인하기 위해 인출 전(유지보수 전)과 설치 후(성능개선 후)에 기밀시험장치를 실튜브 끝단 바깥 면에 고정한 후 약 0.2 - 0.23 bar의 감압을 가하여 정상상태에 도달 한 후 약 20분간 압력 변화를 관찰하여 기밀 유무를 확인한다. 기밀시험 결과에 따라 필요한 유지보수 작업이 수행된다.

원격 취급성/조작성 : 조작자(operator)는 셀 바깥쪽에서 마스터 암을 쥐고 차폐창을 통해 셀 안쪽의 상황을 인지하면서 셀 안쪽에 설치된 슬레이브 암을 조종하며 필요한 원격작업을 수행한다. 원격조종기의 성능은 슬레이브 암의 끝단에 체결된 집게(tong)로 취급할 수 있는 하중에 의해 결정된다. 취급하중은 원격조종기의 기구학적 결합(6 자유도)과 와이어 동력 전달체계(마스터 암 -> 실튜브 -> 슬레이브 암)에 의해 결정되므로, 임의의 위치에서 최대 취급하중인 7kgf를 확보하기 위해 이들을 구성하는 기계적인 부품, 모듈 등의 수리, 교체 및 개선이 수행된다. 또 원격조종기를 운전하는 조작자 측면에서 마스터 암의 조작부는 원격 작업시 조작자의 신체적, 정신적 부담을 경감할 있도록 개선된다.

원격 유지보수성 : 셀 가동 중에는 셀 내부로 작업자의 접근이 불가능하므로, 오염물질과 접촉이 빈번하고 손상 빈도가 높은 슬레이브 암의 집게와 죠(Jaw), 그리고 부속 탈부착장치는 필요시 원격으로 교체가 가능하도록 개선된다.

보호성 : 셀 가동 중에는 사용후핵연료 등과 같은 고방사성 물질과 다양한 오염물질이 셀 내부에 존재하게 된다. 부팅(Booting)은 셀 안쪽에 설치된 슬레이브 암을 이들 오염물질로부터 보호하고, 작동 수명을 연장하며 정상 운전을 가능케 한다. 부팅은 벨로즈형을 적용하여 슬레이브 암의 모션(6 자유도, R-R-P-R-R-R)에 영향을 미치지 않도록 개선하며, 내방사성, 사용된 부팅의 폐기물 처분 등을 고려하여 적합한 재료를 선정하여 개선된다.

3. 결론

장기간 사용으로 인해 유지보수가 요구되는 ACPF 원격조종기는 알곤 환경에 적합하게 성능 개량 및 시험 중에 있다. 2013년 말 까지 유지보수를 완료하고 ACPF 핫셀에 재 설치하여 원격 취급 작업에 활용할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

실험연료봉 내압 및 공간체적측정 시험평가

이형권*, 김도식, 전용범, 서항석, 권형문, 장정남, 김대호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

실험연료봉에 대한 봉내압 및 공간체적측정 시험을 수행하였다. 조사후연료시험시설에서 사용 중인 연료봉 내압 및 공간체적측정 시험장치는 가압 경수로형 사용후핵연료만을 대상으로 시험할 수 있는 시험장치이다. 그러므로 이제까지는 실험연료봉에 대한 내압측정시험은 수행할 수 없었으므로 연료봉 내에 충진되어 있는 핵분열기체포집시험만을 수행해 왔었다. 그 이유는 경수로형 핵연료봉과 실험연료봉의 기체량 차이가 매우 크기 때문에 기체의 압력을 측정할 수 없을 뿐만 아니라 각 시험장치가 갖고 있는 고유의 공간체적과 압력계의 측정범위가 다르기 때문이다. 그러나 수년전부터 새로운 연료가 개발되고 이에 따른 시험평가가 필요하게 됨으로서 실험연료봉에 대한 봉내압 측정시험이 필수 요인으로 대두하게 되었다. 따라서 조사후시험시설에는 실험연료봉에 대한 봉내압 및 공간체적 측정방안을 연구하게 되었다. 그 방안으로는 실험연료봉만을 대상으로 시험을 수행하는 전용장치 개발, 기존장치의 계측기 변경 및 보완하는 방법, 그리고 기존장치에서 실험방법만을 변경하는 방법 등에 대하여 연구하였다. 그 결과 장치의 설치장소, 측정정밀도 및 경제성 등을 고려할 때 가장 적합하고 타당한 방안은 "기존장치에서 실험방법을 변경"하는 방안이 선정되었다.[1],[2] 이 방안의 실험방법은 가압 경수로형 핵연료와 실험연료봉의 기체량의 차이를 시험전에 미리 충진하여 가압 경수로형 사용후핵연료와 비슷한 양의 기체량을 되도록 하는 것이다. 즉 가압수로형 사용후핵연료와 유사한 시험조건을 조성하여 실험연료봉의 시험을 수행하는 것이다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험연료봉을 실험하기위해서는 가압경수로 핵연료의 기체량과 비슷한 양이 되도록 시험전에 일정량의 기체를 미리 충진해야 한다. 즉, 실험연료봉을 천공하였을 때 천공용기내부에 있는 기체량이 가압경수로형 핵연료의 기체량과 비슷하도록 시험환경을 조성하는 것이다. 이러한 과정을 수행한 후에는 기존의 실험방법과 동일한 방법으로 시험을 진행한다.

2.2 실험연료봉 내압 및 공간체적측정

실험연료봉 봉내압 및 공간체적측정에 대한 시험평가를 수행하기 위하여 총 8개의 모의연료봉을 시험하였다. 각 모의연료봉의 기체충진압력 범위는 3 ~ 5 kg/㎠ 이며, 공간체적은 4.5 ㎤ 이다. 시험결과 8개의 모의연료봉 중 6개의 연료봉은 정상적인 시험을 수행하였다. 그중 2개의 연료봉은 용접결함으로 인하여 충진기체가 누설되어 압력을 정상적인 시험을 할 수 없었으며, 측정된 압력은 대기압상태로 나타났다. 그리고 공간체적측정은 8개 연료봉 모두 정상적으로 측정되었다. 표 1은 실험연료봉 내압 및 공간체적측정 시험결과를 나타낸다.

Table 1. Results of puncturing test for dummy rods

No.	Calculated Void volume (㎤)	Measured Void volume (㎤)	Error (%)	Inserted gas pressure (kg/㎠)	Measured gas pressure (kg/㎠)	Error (%)	Remark
1	4.5	4.84	7.6	3.1	2.61	-15.8	
2	4.5	4.47	-0.7	1.0	0.96	-	용접결함
3	4.5	4.43	-1.6	3.5	2.65	-24.3	
4	4.5	4.86	-4.2	4.0	4.1	2.6	
5	4.5	4.51	0.2	4.5	4.46	-0.9	
6	4.5	4.31	8.0	5.0	5.13	2.5	
7	4.5	4.59	2.0	5.0	5.05	1.0	
8	4.5	4.54	0.9	1.0	0.72	-	용접결함

표 1의 시험결과에서 나타났듯이 실험연료봉에 대한 봉내압 측정오차는 전체적으로 1 ~ 24.3 %이며, 공간체적의 측정오차는 0.2 ~8 %로 나타났다. 각각의 압력별로 연료봉의 봉내압 측정오차를 평가하면 충진압력이 다소 낮은 3 kg/㎠의 연료봉과 3.5 kg/㎠의 연료봉에서 측정오차는 각각

15.8 %와 23.8 %로 매우 크게 나타났다. 그리고 충진압력이 4 ~5 kg/㎠ 압력범위에서의 측정오차는 0.9 ~ 2.6 %범위로 비교적 낮게 나타났다. 공간체적의 경우는 8개 연료봉 모두 측정오차가 10% 이내로 양호한 결과를 나타났다.

2.3 결과 및 고찰

가압경수로형 사용후핵연료봉 내압 및 공간체적측정 시험장치를 이용하여 모의 실험연료봉에 대한 시험을 수행하였다. 그 결과 충진압력이 다소 낮은 압력의 모의연료봉에서는 측정오차가 크게 나타났으며, 그보다 약간 높은 압력의 연료봉에서는 양호한 측정결과를 나타냈다. 측정오차가 큰 연료봉의 오차를 추정해보면 모의연료봉을 제작할 때 충진압력 계측 부정확 또는 충진 기체의 누설로 인한 오차, 그리고 시험오차 등으로 추정해볼 수 있지만 그 원인을 정확히 알 수는 없었다. 그리고 8개의 측정값 중 2개의 측정값으로 전체적인 장치의 성능평가에 적용하기에는 적합하지 않다고 판단된다. 그러므로 더 정확한 시험장치의 오차를 평가를 하기 위해서는 향후 더 많은 보충시험이 필요할 것이다. 다만 시간경과 또는 시험환경이 변화하더라도 원래의 고유값이 변하지 않는 공간체적의 경우는 오차의 대부분을 순수한 측정오차로 평가할 수 있으며, 이를 평가에 적용한다면 장치의 시험성능이 양호하다고 볼 수 있다. 그리고 4 ~5 kg/㎠ 압력을 충진한 연료봉의 봉내압과 공간체적의 측정오차는 양호하므로 이를 장치의 성능평가에 가중하여 적용한다면 가압경수로형 사용후핵연료 시험장치에서도 실험연료봉의 시험이 가능하다는 것을 확인하였다.

3. 결론

모의실험연료봉을 이용하여 가압경수로형 핵연료봉 내압 및 공간체적측정 시험평가를 수행하였다. 그 결과 연료봉내압측정시험에 대한 측정오차는 1 ~ 24.3 %로 나타났고 공간체적의 측정오차는 0.2 ~ 8%로 나타났다. 시험결과에서 나타났듯이 충진압력이 다소 낮은 모의연료봉에서는 측정오차가 다소 크게 나타났지만 충진압력이 4 ~ 5 kg/㎠ 범위로 충진된 모의연료봉에서 측정오차는 매우 양호한 것으로 나타났다. 그리고 공간체적의 측정오차는 10% 이내로 나타나 그 결과가 양호하였다. 향후 충진압력이 낮은 3 ~ 3.5 kg/㎠의 압력범위의 실험연료봉을 추가실험하여 보완한다면 가압경수로형 핵연료봉 내압 및 공간체적측정장치에서도 더 높은 정밀도를 갖는 실험연료봉의 시험을 수행할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 이형권 외, "실험연료봉 내압 및 핵분열기체량 측정방안에 관한 연구", 한국방사성폐기물학회 2010 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 305-306, 2010.

[2] 이형권 외, 실험연료봉 내압측정시험 최적시험방법 수립", 한국방사성폐기물학회 2012 추계학술발표회 논문요약집, pp. 157-158, 2012.

란탄계 폐기물의 고화 매질 연구

안병길*, 박환서, 이기원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

건식공정(pyrochemical process) 은 2차 방사성 폐기물의 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 LiCl-KCl 폐 공융염 내에는 방사성 란탄계 염화물이 존재하며, 이를 제거하여 공융염을 재사용함으로써 폐기물 양을 크게 줄일 수 있다. 재생 공정에 적용되는 방법으로 폐 공융염에 $(Li-K)_3PO_4$를 첨가하여 란타나이드 염화물을 란타나이드 인산화물로 침전 시키고 냉각 후 상층 공융염 부위와 하층 란타나이드 인산화물 침전부분을 물리적으로 절단한다. 그 후 하층부분은 감압 증류에 의해 공융염을 회수한다. 최종적으로 분말상의 란타나이드 인산화물 폐기물이 증류 잔류물로 발생되며, 이들 분말상 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 고화 매질 연구로부터 내구성이 좋은 zinc titanate 계 고화매질을 개발하였다. 연구 내용은 ZBS glass ($ZnO-B_2O_3-SiO_2$)에 내구성을 높이기 위해 $ZnTiO_3$를 첨가하여 조성비에 따른 고화체를 제조하였으며 침출 특성, XRD 분석, SEM-EDS 분석 등의 특성 평가로부터 적정 매질을 선정하였으며 고상 소결 방법에 의한 고화체 제조 방법을 도출하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

zinc titanate 계 고화매질을 개발하기 위해서 ZBS glass ($ZnO-B_2O_3-SiO_2$) 제조는 $ZnO(60)-B_2O_3(27)-SiO_2(13wt\%)$ 조성의 분말을 혼합하고 일반 공기 분위기에서 1200℃로 용융 후 용융물을 증류수에 quenching하여 얻어진 ZBS 유리를 2차 용융/quenching하여 균일한 조성의 ZBS glass를 제조하였으며, disk mill로 분쇄하여 사용하였다. 고화체 제조에 사용하였다. $ZnTiO_3$는 ZnO와 TiO_2를 기본물질로 하여 반응식(1)에 따라 혼합 후 약 700℃에서 고상 반응시켜 $ZnTiO_3$을 제조하였으며 반응 생성물은 XRD 분석으로 확인하였다. $ZnTiO_3$는 고상 소결에 의한 고화체 제조 공정인 1100℃소결 공정에서 반응식(2)에 따라 내구성이 우수한 Zn_2TiO_4와 TiO_2 형성 반응이 일어나며, 이들 반응 생성물은 ZBS glass 매질과 반응하여 $ZnO-SiO_2-B_2O_3$ 계의 고화매질로 작용하게 된다.

$$ZnO + TiO_2 = ZnTiO_3, \quad \text{about } 700℃ \quad (1)$$
$$2ZnTiO_3 = Zn_2TiO_4 + TiO2 \quad > 950℃ \quad (2)$$

고화체 제조 공정은 일정 조성비(표 1)를 갖는 분말상의 고화 매질과 폐기물인 란타나이드 인산화물 [Nd(48.3)-Ce(34.0)-La(17.7wt%)]이 50wt% 포함된 분말상 약 40g을 혼합 후 내경 3cm인 graphite 도가니에 충전하였다. 이러한 충전물을 압축 등의 전처리 공정 없이 분위기 조절이 가능한 전기로에 넣은 후 질소 분위기에서 10℃/min의 승온 속도로 1100℃에서 4시간 동안 소결하여 고화체를 제조하였다.

Table 1. Composition of sintering matrix

	Mixing Ratio		Composition(wt%)			
	ZBS	$ZnTiO_3$	ZnO	TiO_2	B_2O_3	SiO_2
No.1	40	60	54.3	29.7	10.8	5.2
No.2	45	55	54.7	27.3	12.2	5.9
No.3	50	50	55.2	24.8	13.5	6.5
No.4	55	45	55.7	22.3	14.9	7.2
No.5	60	40	56.2	19.8	16.2	7.8
No.6	65	35	56.7	17.3	17.6	8.5
No.7	70	30	57.1	14.9	18.9	9.1
No.8	100	0	60.0	0.0	27.0	13.0

2.2 실험 결과

제조된 고화체 사진인 그림 1을 보면 ZBS 함량 증가에 따라 직경 방향의 수축이 감소하며 No.7 고화체의 경우 상부 모서리 부분이 둥글게 형성됨을 알 수있으며 이러한 현상은 ZBS에 의한 용융 유동성 증가에 기인한다. No. 7 조성의 고화체 [ZBS(70wt%) - $ZnTiO_3$(30)]의 경우 50wt%의 희토류 폐기물이 첨가되었으며, 용융 특성 및 내부 pore 형성이 상대적으로 적은 우수한 특성을 나타내었다.

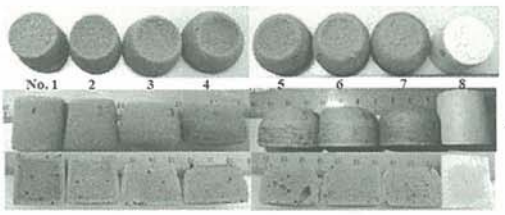


Fig. 1. Photographs of waste forms containing 50wt% of Ln phosphate waste

제조된 고화체 No. 1, No. 7 및 No. 8에 대한 XRD 분석 결과를 나타낸 그림 2를 보면 main peak는 RE-PO_4이며, 소결과정에서 $ZnTiO_3$에 의해 Zn_2TiO_4(No. 1 고화체) peak가 형성되며, ZBS 함량이 증가된 No. 7 고화체의 경우 Zn_2TiO_4 peak가 사라지고 ZnO-B_2O_3- SiO_2-TiO_2 glass phase가 형성됨을 알 수 있다.

No. 7 고화체의 fracture surface에 대한 SEM-EDS 분석 결과를 나타낸 그림 3을 보면 A 영역에 있어서 S1 부분은 ZnO를 주 성분으로 하는 glass phase이며 S2 부분은 Ln phosphate 입자를 완전히 도포하여 노출 표면이 ZnO glass로 구성되어 있음을 알 수 있다.

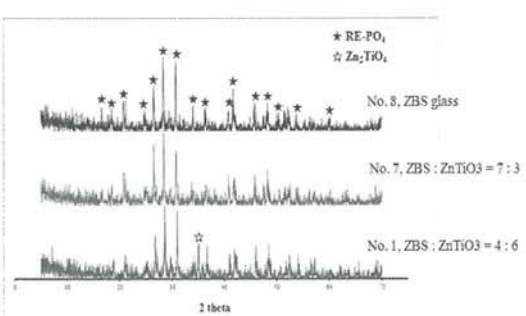
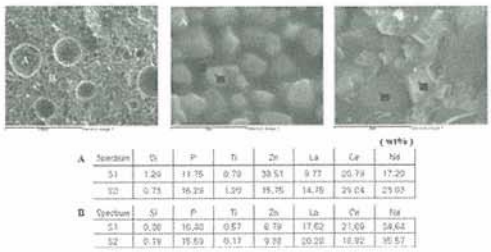


Fig. 2. XRD patterns of waste form containing 50wt% of Ln phosphate waste



	Spectrum	O	P	Ti	Zn	La	Ce	Nd
A								(wt%)
	S1	1.20	11.75	0.70	38.51	9.77	20.79	17.29
	S2	0.75	16.29	1.39	15.75	14.75	29.04	23.03
B	Spectrum	Si	P	Ti	Zn	La	Ce	Nd
	S1	0.30	16.40	0.57	6.79	17.62	21.09	36.64
	S2	0.19	15.69	0.17	9.28	20.28	16.92	16.57

Fig. 3. SEM-EDS results of fracture surface(No. 7 wastform)

No. 7 고화체에 대한 침출 실험(PCT-7days) 결과 침출 여액에 대한 ICP-mass 분석 결과로부터 계산된 침출 속도를 나타낸 그림 4를 보면 방사성 모사 핵종인 Nd, Ce 및 La 원소는 10^{-6} g/m^2.day 이하의 값을 나타내었으며, 고화체 구성물인 Zn, Ti 및 Si 원소는 10^{-6} g/m^2.day 이하의 우수한 내 침출 특성을 나타내었다.

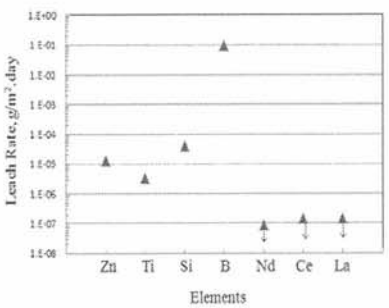


Fig. 4. Leach rate(PCT-7 days) of component elements of No. 7 waste form

3. 결 론

전해정련 공정에서 발생되는 폐 용융염의 재활용을 위해 미 분말상의 Ln 인산화물 폐기물을 처분 환경에 적합한 고화체로 제조하기 위한 고화매질 및 고화방법에 대한 연구를 수행하였다. 그 결과 ZnO-TiO_2-SiO_2-B_2O_3로 구성된 세라믹 고화매질을 개발할 수 있었다. 또한 이러한 고화매질을 이용하여 공정과 장치가 단순한 고상 소결방법에 의해 폐기물 함량이 50wt%로서 매우 높으면서 방사성 물질인 Nd, Ce 및 La 원소의 침출속도가 10^{-6} g/m^2.day 이하이며, 또한 고화체 구성물인 Zn, Ti 및 Si 원소도 10^{-6} g/m^2.day 이하인 수화학적으로 안정된 고 내구성 고화체를 제조할 수 있었다.

이동식 원격 염이송장치 개발

안도희*, 정재후, 김경량, 김시형, 김택진, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
dhahn2@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 일관공정에서 단위공정들의 연계 운전을 위해서 공정장치간 용융염, 환원금속, 카드뮴 등의 물질이송은 필수적이다. PRIDE 시설 내 LCC 전해제련장치와 잔류악티늄족회수(RAR) 장치로부터 고온의 용융염을 원격으로 염재생장치 등으로 이송하기 위하여 염이송장치를 개발하였다. 본 장치는 중력 및 펌프 등의 여러 가지 염이송방법[1] 중 진공방법을 이용하였으며 용량은 batch당 약 5kg 이며, 이동이 가능함은 물론 원격으로 운전과 유지보수가 가능하다.

2. 본론

2.1 설계 요건

PRIDE 시설내 이미 설치되어 있는 전해제련 장치들로부터 용융염을 이송해야하므로 가장 중요한 설계요건은 염이송장치가 이동이 가능하고 원격으로 운전과 유지보수가 가능해야 한다는 점이다.

o PRIDE의 MSM(Master Slive Manipulator), BDSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 및 크레인으로 이동과 운전할 수 있어야 한다[2].

o 장치의 염이송 용량은 batch 당 5kg 수준이며, 진공방법으로 액체상태의 고온 용융염을 이송한다.

o 이송된 용융염은 회수용기에서 냉각하여 고화시킨다.

o 염이 접촉하는 모든 부품의 재질은 STS 316으로 한다.

2.2 설계 및 제작

염이송장치는 크게 염이송관, main chamber, reservoir tank, 진공펌프/라인과 control system으로 구성되어 있다. 염이송관은 제련장치 내 고온용융염과 main chamber 내 vessel(응축용기)까지 연결되며, 용융염이 냉각/응고되지 않도록 이송관 전체를 450℃ 이상으로 유지하였다. 이를 위해서 이송관 외부는 케이블히터로 가열되며 적절히 단열하였다. Main chamber는 내부의 응축용기에 염이 이송될 수 있도록 밀봉하여 감압상태로 유지되어야 하며, 원격으로 chamber 내 응축용기를 장입하거나 인출할 수 있다. 진공펌프/라인은 reservoir tank(5 리터 이상)를 진공상태로 유지시키고 적절히 밸브를 조작하여 main chamber를 감압할 수 있다. 진공펌프는 아르곤 셀의 오염방지를 위하여 dry pump(varian SH-100)를 사용하였다.

Control system은 다음의 운전이 가능함은 물론 장치의 온도와 압력을 파악할 수 있도록 설계하였다.

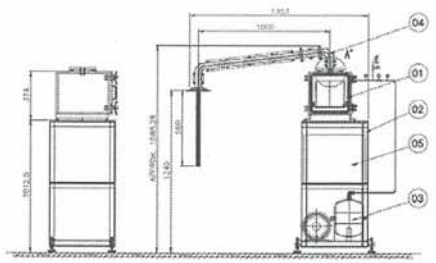
o 염이송관을 450℃ 이상으로 가열

o 염이송관을 용융염이 담겨진 용기의 상부를 통해 주입한 후, 밸브 1(chamber와 reservoir tank 사이의 밸브)을 잠그고 reservoir tank를 감압 및 밸브 2(reservoir tank와 진공펌프 사이의 밸브)를 잠금

o 밸브 1을 열어 용융염 이송

o 퍼지밸브 3을 열어 계통을 상압으로 유지시킨 후, 염이송관을 들어올려 파이프내 용융염을 제거

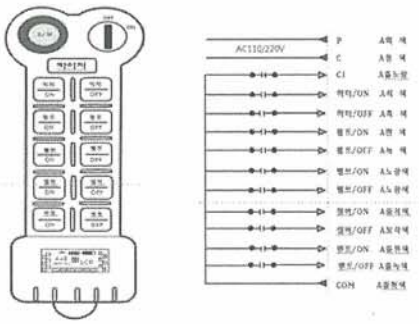
o 염이송관을 냉각한 후 chamber를 열고 고화된 염이 담긴 응축용기를 인출



① main chamber ② frame ③ reservoir tank
④ 염 이송관 ⑤ control system

Fig. 1. Design of a portable and remote molten salt transfer apparatus

o 염이송관의 가열, 진공펌프 작동과 밸브 개폐 작업은 아르곤셀 외부의 송신기로 작동하도록 제작하였다.



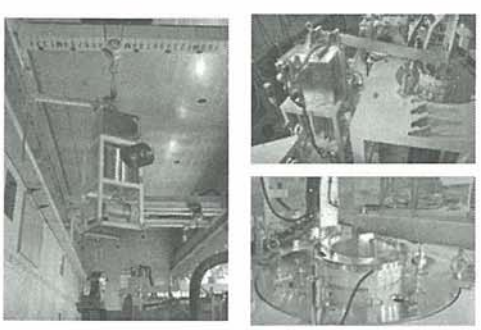
송신기 수신기 결선도

Fig. 2. Wireless remote control system

본 장치는 이동성 확보를 위해서 이중 STS 관 사이에 케이블 히터와 단열재를 부착하여 염이송관으로 사용함으로써 장치의 무게를 획기적으로 감소시킴은 물론 450℃ 이상의 이송관을 직접 용융염에 주입할 수 있다. 원격 운전성 확보를 위해서 장치에 공급되는 모든 전기는 한 개의 전선으로만 공급하고, 장치의 모든 조작은 리모콘으로 가능하도록 제작하였다. 원격 유지보수성 확보를 위해 장치의 모든 구성품을 프레임 내에 설치하여 크레인에 의해 장치를 원격시설 밖으로 인출할 수 있도록 제작하였다.

2.3 설치 및 원격 시운전

PRIDE의 transfer lock을 통해 염이송장치를 장입한 후 crane과 MSM을 이용한 원격운전에 의해 아르곤셀 내의 전해제련 장치 뒤 공간에 장치를 설치하였다.



PRIDE내 설치 원격 시운전

Fig. 3. Installation and remote test operation

염이송장치를 크레인과 MSM으로 LCC 전해제련장치 앞으로 이동시켜 염이송관을 전해조에 삽입하고 고정시킨 후, 전원 연결, 수신기 조작에 의한 승온과 감압 등의 원격 시운전을 완료하였다.

3. 결론

본 이동식 원격 용융염 이송장치는 PRIDE 등의 원격시설에 설치된 여러 개의 용기로부터 고온의 공융염을 이송할 수 있는 소형의 장치로 경제성은 물론 원격시설의 공간 절감 측면에서 매우 유용한 장치이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699).

5. 참고문헌

[1] T. Hijikata 등, "Development of Transport Technologies for High Temperature Fluids of Pyroprocessing", 3rd IPRC, Russia, 2010.

[2] 조일제, 홍동희, 이원경, 한종희, 이한수, "공학규모 일관공정 구축", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, 부산, 2012.

PRIDE 운반용기의 예비성능평가

최우석*, 유승환, 이주찬, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
wschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE 시설 내 공정장치에서 발생하는 핵물질 및 폐기물의 셀간 운반을 위해 총 4종의 서로 다른 운반용기가 운영될 예정이다. 운반물의 형태와 발생량에 따라 운반용기와 운반경로를 차별화하였다. 개발된 운반용기의 예비안전성 평가를 위해 두 가지 방법을 사용하였다. 첫째로 양팔형 조작기 및 호이스트를 이용한 모의운전을 통한 셀내 운전성, 원격 조작성을 포함한 성능평가를 수행하고 개선사항을 도출하였다. 둘째로 운반용기의 가상사고조건하에서의 구조건전성 평가를 구조해석 기법을 통하여 수행하였다.

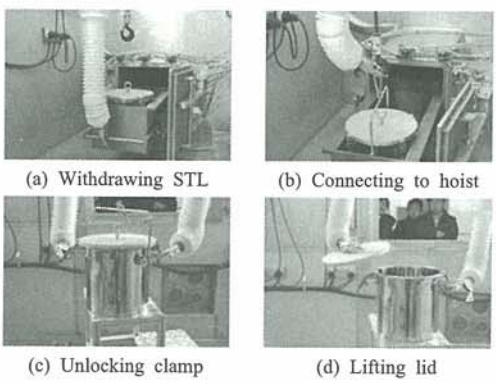
2. 운반용기의 예비성능평가

2.1 모의운전을 통한 예비성능평가

PRIDE 운반용기 본체와 뚜껑의 결속 및 해제를 위해 작업성이 편리한 클램프 타입의 잠금 기구를 선정하였다. 성능평가 수행의 일환으로 먼저 클램프 잠금 기구의 적절한 초기 인장 값을 구조해석을 통해 계산하였다. 구조해석을 이용하여 잠금 고리에 항복응력값의 절반에 해당하는 응력을 발생시키는 초기 침투깊이(negative contact depth)를 찾아내었다. 적절한 초기 침투깊이는 표준운반용기의 경우 0.028 mm, 글로브 박스 접속용기의 경우 0.026 mm, 대형운반용기의 경우 0.045 mm로 계산되었다.

PRIDE 운반용기의 셀간 이동 모의실험을 통해 운반 작업 용이성 및 양팔형 조작기를 이용한 원격취급성을 평가하였다. 표준운반용기의 경우 소형이송통로 (STL: Small Transfer Lock)를 통과하는 과정이 양팔형 조작기와 BDSM의 호이스트에 의해 용이하게 달성될 수 있는지를 검사하였다. 또한 클램프를 결합 및 해제하고 뚜껑을 분리하여 인양하는 과정이 원격으로 원활하게 진행되는지 여부를 평가하였다. 모의운전을 통한 예비성능평가 수행을 통하여 운반용기의 원격 취급성을 검증하고 설계개선사항을 도출하였다. 모의시험을 통해 얻은 개선사항은 다음과 같다.

- 원격조작성 향상을 위한 표준운반용기 ㄷ자 손잡이의 V홈 가공 추가 및 STL과의 간섭 발생 확인
- 용기 뚜껑을 쉽게 탈착할 수 있는 설계 개선
- 잠금 고리 클램프 결합/해제의 수월성을 위한 손잡이 길이 인장
- 양팔형 조작기에 의한 원격 취급성 개선을 위한 잠금 고리 클램프에 치구 부착



(a) Withdrawing STL (b) Connecting to hoist

(c) Unlocking clamp (d) Lifting lid

Fig. 1. Remote handling test with manipulator

대형운반용기는 대형이송통로 (LTL: Large Transfer Lock)를 통과하여 이동하며 형상과 크기가 가장 큰 운반용기이다. 표준운반용기와 마찬가지로 모의운전을 통하여 운전성 및 원격취급성을 평가하고 개선사항을 도출하였다.

대형운반용기는 형상이 크고 무거워 취급 시 손잡이가 2점 지지보다는 3점지지가 안전하다고 판단하여 인양치구를 수정하였고, 인양치구는 탈부착이 가능한 구조로 변경하였다. 대형이송통로의 깊이가 대형운반용기의 높이보다 훨씬 커서 2층 Ar 셀에서 LTL이 개방되었을 때 작업자가 대형운반용기 식별이 용이하지 않다. 그래서 대형운반용기의 LTL 통과 시 커다란 보조 인양치구를 사용하기로 변경하였다.

글로브박스 접속용기는 글로브박스 내에서 취급 시 용기 내부의 기타폐기물을 인출하기 위해

용기를 수평으로 위치해야 할 필요성이 발생한다. 용기를 수평으로 위치하기 위해 인양 와이어로프 외에 위치제어를 위한 와이어로프의 위치를 변경 가능하도록 개선하였다.



(a) 2 points support gripper　(b) 3 points support gripper　(c) Changeable wire-connecting location

Fig. 2. Design enhancement by safety assessment (Large transport container, GB docking container)

2.2 구조해석을 통한 운반용기의 안전성 평가

PRIDE 운반용기 취급도중 발생할 수 있는 가상사고조건에 대한 안전성을 평가하였다. 가상사고조건 가운데 가장 위험한 경우로서 2층 Ar 셀에서 1층 Air 셀로의 운반 중 낙하사고 및 셀내 취급높이에서의 낙하를 가정하였으며, 낙하높이는 안전율을 고려하여 4.5 m로 선정하였다.

선정된 낙하높이에 대하여 구조해석 기법을 활용하여 표준운반용기, 글로브박스 접속용기, 대형운반용기의 예비성능평가를 수행하였다. 운반용기와 운반물의 접촉조건(general contact, tie조건)과 낙하자세(수평낙하, 경사낙하)에 따라 복수개의 조건에 대하여 낙하해석을 수행했으며, 표준운반용기의 경우 4가지 cases, 글로브박스 접속용기의 경우 2가지 cases, 대형운반용기의 경우 1가지 case에 대하여 낙하해석을 수행하였다. 해석결과를 반영하여 운반경로 및 절차의 개선을 위한 피드백을 제공하였다. 운반용기 뚜껑과 본체를 결합시키는 클램프에서의 최대응력과 뚜껑과 본체사이의 상대변위를 계산하여 밀봉성능 및 구조건전성 유지여부를 평가하였다. 경사낙하조건에서는 용기 모서리 부분에 국부적으로 큰 응력이 발생하고, 클램프의 응력과 상대변위는 다른 case에 비하여 작게 평가되었다. 수평낙하조건이 밀봉성능 유지 관점에 대해서는 위험한 낙하조건으로 평가되었다.

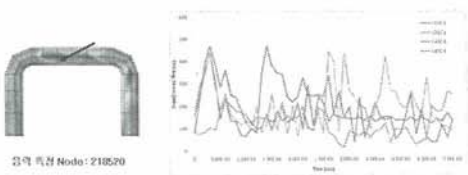


Fig. 3. Stress history comparison per drop cases in standard transport container

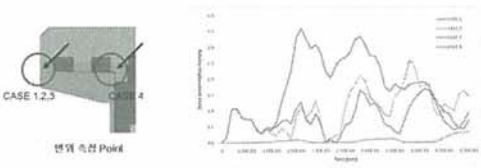


Fig. 4. gap displacement history per drop cases at O-ring location

대형운반용기는 2층 Ar 셀 내의 전해정련공정에서 발생한 우라늄 전착물을 도가니와 함께 담아서 1층의 우라늄 잉곳 제조 장치로 운반하는 용기로서, 형상과 중량이 제일 큰 운반용기이다.

구조해석을 통한 낙하사고 조건하에서의 운반용기의 해석결과를 반영하여 운반경로 및 절차의 개선을 위한 피드백을 제공하였다. 운반용기 뚜껑과 본체를 결합시키는 클램프에서의 최대응력과 뚜껑과 본체사이의 상대변위를 계산하여 밀봉성능 및 구조건전성 유지여부를 평가하였다. 경사낙하조건에서는 용기 모서리 부분에 국부적으로 큰 응력이 발생하고, 클램프의 응력과 상대변위는 다른 case에 비하여 작게 평가되었다.

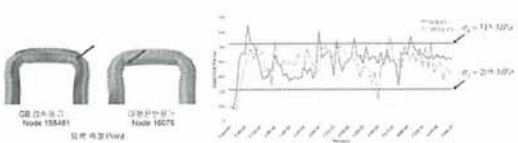


Fig. 5. Stress history for GB docking container and large transport container

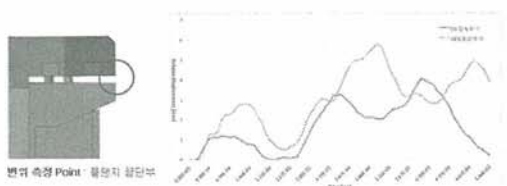


Fig. 6. Gap displacement history for GB docking container and large transport container

3. 결 론

PRIDE에서 운용되는 운반용기에 대한 예비안전성 평가가 진행되었다. 모의운전을 통한 운전성/원격성 평가 및 개선안 도출과 구조해석기법을 활용한 낙하사고조건에 대한 안전성 평가해석의 두 가지 방법으로 병행하여 수행되었다.

평가결과는 PRIDE 운반시스템 개선을 위한 설계자료로 활용될 예정이며, 향후 가상사고조건에 대한 실증시험을 통하여 안전성을 최종 평가할 예정이다.

유럽 및 일본의 핵주기 시설 안전조치 OSL 현황분석

박광준*, 안성규, 송대용, 신희성, 박세환, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 사용후핵연료 처리 연구의 일환으로 공학규모 파이로 시설의 건설을 앞두고 있다. 이러한 핵물질 취급시설이 건설되기 위해서는 핵물질 안전조치 시스템이 사전에 설계/구축되어야 한다. 그래서 일부 안전조치 시스템의 요건분석을 준비하기 위하여 현재 가동 중인 유럽 및 일본의 재처리시설 현장 실험실(OSL)을 검토 분석하였다. 이들 국가들은 사용후핵연료 재처리에 PUREX 공정을 사용하고 있다. 그러나 우리는 핵확산 저항성을 높이기 위하여 PUREX 공정을 사용하지 않고, Pyro 공정을 사용하고 있다. PUREX 공정의 최종 산출물과 Pyro 공정의 산출물은 서로 다르다. 그래서 PUREX 공정 핵물질 측정/분석 방법을 Pyro 공정 핵물질 측정/분석에 그대로 적용하기는 쉽지 않다. 그러나 PUREX 공정에서 안전조치를 위한 현장 핵물질 분석이 어떻게 수행되며, 또한 어떤 측정/분석 방법을 적용하는지를 정확히 파악하고, 이를 토대로 Pyro 공정 핵물질 측정/분석에 적용 가능한 방법을 찾아내는 것이 본 OSL 현황분석의 목적이다. 이를 위하여 세계적으로 사용후핵연료 처리능력이 비교적 큰 프랑스, 영국, 일본의 재처리시설 현장실험실의 설립목적, 핵물질 시료채취, 측정/분석 방법, 품질보증 방법 등을 검토하였다.

2. Eratom 핵주기시설 안전조치 OSL

재처리시설 운영자는 안전조치 목적으로 시료를 제공할 의무가 있다. 더욱이 확인 측정은 주기적인 공정장비 세척 및 핵물질 재고 취득 중 수행되며, 매년 수백개의 시료가 채취된다. 프랑스의 UP3, 영국의 THORP 가동, 1990년대 초 프랑스 UP2의 전환능력 배가로, 재처리 연료의 량이 급격히 증가하였다. 별도의 실험실에서 채취된 시편을 운반하는 것은 비용과 시간 소모로 비현실적이었다. 더욱이 재처리시설과 멀리 떨어진 독일의 ITU실험실은 분석한계 능력 초과로 추가적인 투자가 필요하였다. 희석되지 않은 고방사능 액체시료는 운반비용이 고가이기 때문에 재처리시설 현장에서만 분석될 수 있다. 또한 재확인 시험이 중복시료 활용성 때문에 현장에서 직접 이루어져야 한다. 1989년 이래, 공정입력 핵연료 용해 용액에 대한 현장 측정이 프랑스 La Hague 전용핫셀에 설치된 HKED를 이용하여 ITU 분석전문가에 의해서 수행되고 있다. 이와 유사한 시스템이 영국의 THORP에도 설치되었다. 그러나 이러한 측정 장비들의 능력은 제한을 받았다. 그래서 각 양각색의 시료를 분석하고, 분석능력을 증강시키기 위하여 현장 실험실(OSL) 건설이 1992년에 결정되었다.

3. Rokkasho 핵주기시설 안전조치 OSL

IAEA와 MEXT는 1980년대 일본 북부에 연간 800 HMt 처리능력을 갖는 Rokkasho 재처리시설(RRP) 건설이 결정되었을 때, 대규모 상업규모 재처리 시설에 적합한 새로운 안전조치 접근방법을 설계할 필요가 있었다. IAEA가 이러한 도전을 극복할 수 있을까 하는 국제사회의 관심이 있었다. 그러한 도전에 대처하기 위해 이른바 LASCAR (Large Scale Reprocessing Plant Safeguards)라 일컫는 다국적 포럼이 설립되었으며, 이 포럼은 핵물질 자원통제와 더불어 효율적 안전조치 접근방법에 대한 권고를 하였다. 1988~1992년 기간 동안 일본정부의 후원을 받았던 이 포럼은 안전조치와 재처리기술 경험을 가진 50명 이상 전문가로 구성되었다. 일차 권고사항 중의 하나가 현장 실험실(OSL) 기능이었다. 효과적이고 효율적인 안전조치를 적용하는 것이 RRP에 필요하였기 때문이다. OSL은 재처리시설 밖 안전조치 실험실과 비교해 측정/분석시간 단축, 핵물질 현장 확인측정, 시료 재순환, 폐기물 감소 등 여러 가지 장점을 갖고 있다. Rokkasho의 OSL은 프랑스의 La Hague와 영국의 Sellafield 재처리시설에서 운영되는 두 개의 실험실 이후 이러한 종류의 실험실로서는 세 번째이다. 유럽의 두 개

OSL이 독일에 있는 ITU에 의해 운영되고 있는 반면, Rokkasho OSL은 현재 IAEA와 일본의 SSAC가 공동 운영하는 유일한 국제 안전조치 실험실이다.

4. 품질보증

IAEA INFCIRC/153에 따라 계량관리에 사용되는 분석적 측정은 최근 국제표준 규칙에 따르거나 또는 그러한 표준 품질에 동등하게 적용되어야 하며, 재처리 시설에서 대량의 핵물질 처리량 때문에 분석 정확도는 최첨단 기술을 이용한 것과 대등하여야 한다. 그러므로 OSLs의 목적은 유럽 안전조치 연구개발협회인 ESARDA 목표 값 내에 항상 머무는 것이며 [1], 실제로 매일 매일의 운전조건 하에서 이루어진다. 내부 및 외부 품질관리를 포함한 정교한 품질보증은 분석요건을 따르기 위한 가장 좋은 수단이다. OSLs에서 수행되는 측정은 국제표준 (ASTM C1210-96)에 따른 품질관리 측정을 받게 된다. 품질관리 측정은 5개의 독립된 레벨 (기기작동, 절차적 정확도, 중복시료 측정과 기준 물질 측정과의 비교, 측정방법 상호비교, 그리고 외부 품질관리)로 그룹화 되며, 모든 측정결과의 포괄적인 점검을 확실하게 한다. 처음 3가지 레벨의 결과가 집계되지 않으면, 어떠한 시료분석 결과도 "최종"공표자료로 사찰관들에게 보내질 수 없다. ITU는 두 곳 OSLs의 필요에 따라 실험실 정보관리 시스템(LIMS)을 개발하였다. LIMS의 주요 목적은 모든 접수 및 측정 시료의 추적 가능성을 확실하게 하는 것이다. 이것은 그림1과 같이 시료관리, 자료편집, 자료평가 및 계산, 핵물질 계량, 임계관리 등 몇 개의 연결 모듈로 구성된다. 품질관리 시스템을 통해 얻어진 자료는 측정불확도 가이드 GUM에서 설명하는바와 같이 이른바 하향식 방법을 적용하여 측정 불확도를 평가한다. 종합 불확도 u_c는 총체적인 정확도와 편중에 대한 최상의 평가, 그리고 사용된 기준 물질의 불확도로부터 계산된다. 여기서 기준 물질이라는 것은 CRMs 이나 또는 인증된 spike 물질로 교정된 실험실 물질을 뜻한다. 일상 조건하에서 얻어진 불확도는 기기 운전조건, 실제 측정방법의 수행과 같이 여러 가지 인자에 의존한다. Sellafield와 La Hague 양측 OSL에서 불확도는 특별한 경우를 제외하고 국제 목표 값 (ITV) 이내에 존재하며, 0.1% 보다 좋은 값을 갖는다. 이러한 것은 대규모 핵시설에서 핵물질 계량을 위한 중요한 이정표이다.

5. 결론

국내 공학규모 파이로 시설의 안전조치 시스템 요건분석에 대비하기 위하여 유럽 및 일본 재처리시설의 현장실험실을 검토/분석하였다. 검토결과, 국내 Pyro 공정 산출물에 대한 핵물질 양을 정확하게 계량하기 위해서는 일부 측정대상 시료를 고체 상태에서 액체 상태로 변환하고, 이들 시료의 핵물질과 핵분열 생성물을 분리하는 방법이 고려되어야 할 것이다. 즉, Pyro 공정 산출물을 기존의 NDA 방법만으로 핵물질을 측정하는데 한계가 있기 때문에 화학적 분석 방법인 DA 방법을 추가하는 것이 바람직할 것으로 판단된다.

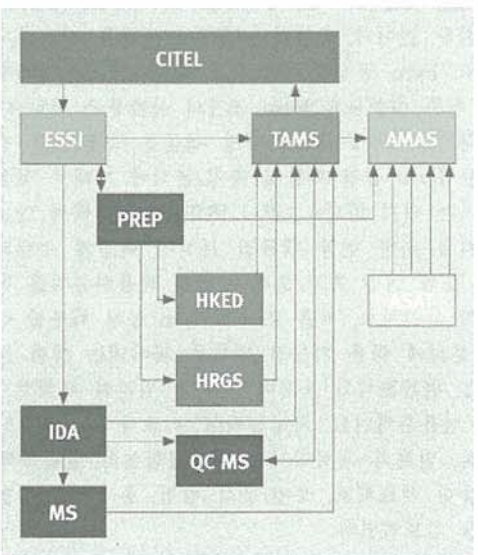


Fig. 1. Schematic representation of the Laboratory Information and Management System (LIMS)

6. 참고문헌

[1] H. Aigner, R. Binner, E. Kuhn et al., "International Target Values 2000 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials", ESARDA Bulletin 31, 2002.

PRIDE Cd 증류장치 blank test 및 장치 개선

정재후*, 안도희, 김경량, 김광락, 백승우, 심준보, 김택진, 김가영, 김시형
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
njhjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE Cd 증류공정은 LCC 전해제련장치와 RAR 공정장치에서 배출된 음극 전착물을 증류하여, 카드늄과 용융염은 증발 응축하여 회수하고 우라늄과 희토류 금속을 분리한다. 증류 후 잔류 우라늄과 희토류 금속은 밀봉하여 잉곳주조장치로 이송된 Cd 증류장치는 증류탑 상부에서 음극 전착물을 하부에서 카드늄과 용융염을 회수하며 진공증류 및 증류용기 내 온도분포 조절이 가능한 장치를 blank test 후 개선하였다. 이 장치는 PRIDE 아르곤 셀 내에서 10 kg의 Cd을 처리할 수 있다. 이는 MSM(Master Slive Manipulator), BDSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 및 크레인을 이용한 장치의 원격 운전성을 고려하여 설계하였다. 이 설계의 원격 운전성을 3D로 검증한 후 mock-up 장치를 제작하였다. 제작한 mock-up 장치는 원격시험시설에서 mock-up 시험을 수행한 후, 장치의 미비점들을 개선 및 보완하여 PRIDE Cd 증류장치를 PRIDE에 설치하였다. 이 장치를 설치할 때 장치 전체를 transfer lock을 통해 아르곤 셀 내로 진입한 후 오버헤드 크레인에 의해 이송하여 PRIDE 아르곤 셀의 정해진 위치에 설치하였다. 설치한 Cd 증류장치를 이용하여 구동부 운전성 시험(Cd 증류 증발/회수부), 시운전에 의한 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도 특성) 등의 blank test를 수행하여 운전성 및 개/보수성 평가에 따른 장치 개량요소 등을 도출하였다. 따라서 PRIDE Cd 증류장치를 blank test 한 후 장치를 개선/보완 하였다.

2. 본론

2.1 구동부 운전성 시험

PRIDE Cd 증류장치의 구성도는 그림 1과 같이 전기로 assembly, Cylinder assembly, Cylinder 전/후 이송 모터 assembly, Frame assembly, Crucible 상/하 이송 모터 assembly, Cd crucible & safety vessel, Crucible support assembly, Cd recovery vessel, Distiller vessel assembly, Heater 거치대 assembly, Vacuum pump assembly, Control panel assembly 등으로 구성되어 있다.



Fig. 1. Assembly of PRIDE Cd distiller

구동운전시험은 크게 LCC 전착물을 증류용기 상부의 증발부에 넣고 일정한 온도(900℃)와 진공압력(0.1torr)에서 Cd/LiCl-KCl과 U/RE를 분리하고, 증류용기 하부의 응축부에 Cd/LiCl-KCl을 회수하는 것이다. 그림 2의 작동 순서에 따라 구동운전성 시험을 완료하였다. Cd 안전용기와 Cd 회수용기는 크레인 의해 이송되며, 증류용기 내부로의 장착과 인출은 cylinder assembly와 crucible support assembly의 구동에 의해 이루어진다.



Cd safety vessel | Cd safety vessel transfer | Cd safety vessel entry | Cd safety vessel arrival

Fig. 2. Operation procedure of Cd vessel

2.2 시운전에 의한 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도, 압력분포 특성)

PRIDE Cd 증류장치의 원리는 진공상태에서 Cd의 고온 증발과 저온 응축을 통해 Cd을 회수하는 것으로 증류용기를 5개의 영역으로 구분하고 각각에 히터와 온도조절기를 설치하였으며, 증류용기를 감압하기 위하여 밀봉이 유지되도록 설계하였다. 증류장치의 성능을 확인하기 위한 blank test는 증류용기의 승온과 감압시험을 통해 증류용기 표면 온도 분포와 내부 압력의 변화를 시간에 따라 측정하였다. Cd 증류장치의 승온, 감압시험 및 결과를 보면 증류용기의 5개 영역과 제어용 및 지시용 열전대의 위치를 나타낸 것으로, 제어용 열전대는 히터 표면에 지시용 열전대는 증류용기 표면에 위치시켜

온도를 효율적으로 제어하고 용기내부 온도를 정확하게 측정하였다. 상부 영역 1에서 증발한 Cd/용융염 증기가 중간 영역에서 응축된 후 하부 영역 5에서 응축/회수될 수 있도록 온도를 적절히 설정한다. 승온 및 감압시험 결과는 그림 3에 표시한 바와 같이 증류용기의 상부 영역 1을 약 900℃ 그리고 하부 영역 5를 약 400℃로 설정하고 가열한 결과 설정 값과 같이 온도 제어가 가능하였으므로 Cd/용융염의 증류 성능에 이상이 없음을 예측할 수 있었다. 중간 영역 2, 3, 4의 경우 5시간 이상 가열하는 경우 900℃로 유지되는 영역 1로부터의 열전도에 의해 각각 870, 770, 670℃로 상승함을 알 수 있었다. 중간 영역의 온도는 영역 1의 승온시간 등을 변화시켜 상승을 억제할 수 있다. 승온 1단계에서 영역 1의 온도를 300℃ 까지 승온하는 동안 진공펌프를 작동하여 증류용기 내부를 감압하다가 300℃ 도달 직후 진공라인을 차단한 후 계속 승온 할 경우 증류용기 내부 압력의 변화를 측정한 결과, 압력 상승은 3 torr 수준으로 밀폐 성능이 유지되었다.

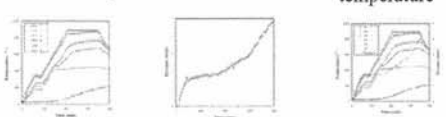


Cd distiller　　Heater structure

Fig. 3. Heater structure of PRIDE Cd distiller



Heater temperature and time　　Establishment temperature



Vessel surface temperature　　Vessel internal pressure　　Vessel temperature and pressure

Fig. 4. A distillation of temperature and pressure over time

2.3 운전성 및 개/보수성 평가에 따른 장치 개량요소 도출

PRIDE Cd 증류장치의 용기 장착과 인출 및 증류 등의 원격 운전성 시험, MSM과 크레인의 장치 접근과 운전시험을 통한 원격 개/보수성 시험은 물론 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도 특성)의 결과를 평가하여 장치의 개량요소 등을 도출하였다. Cd 증류장치의 개량 요소는 전원, 열전대 등의 계측 센서 및 냉각수 연결 라인의 간섭을 최소화하고 커넥터의 원격 탈/부착을 원활하게 하기 위한 것이 대부분으로 운전성 보다는 유지보수성과 연관됨을 알 수 있다. 이러한 장치 개선을 통해 Cd 증류장치의 원격운전성과 유지보수성의 향상은 물론 증류 성능의 확보가 가능하다.

3. 결론

우리나라의 에너지 소비량은 날로 증가되고 있는 현상과 수입에 의존하고 있는 현 실정에서 원자력 에너지만이 에너지를 해결할 수 있는 유일한 대안이다. 이를 위하여 사용후핵연료의 효율적 관리 및 안정성 확보를 위하여 필요한 장치가 PRIDE Cd 증류장치이다. 이 장치는 distiller vessel, furnace, vacuum pump 및 control panel assembly로 구성되어 있고, PRIDE 내에서 10 kg의 Cd의 용량을 처리할 수 있다. 이는 MSM, BDSM 및 크레인을 사용하여 장치의 원격 운전성을 고려하여 설계하고, 원격 운전성을 3D로 검증한 후 mock-up 장치를 제작하였다. 제작한 mock-up 장치는 원격시험 시설에서 mock-up 시험을 수행한 후, 장치의 미비점들을 일부 개선하여 PRIDE Cd 증류장치를 PRIDE에 설치하였다. 이 장치를 PRIDE에 설치시 장치 전체를 transfer lock을 통해 아르곤 셀 내로 진입한 후 크레인에 의해 이송하여 PRIDE 아르곤 셀의 정해진 위치로 이동 후 설치하였다. 설치한 Cd 증류장치를 이용하여 구동부 운전성 시험(Cd 증류 증발/회수부), 시운전에 의한 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도 특성) 등의 blank test를 수행하여 운전성 및 개/보수성 평가에 따른 장치 개량요소 등을 도출하고, 이를 개선/보완 하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 연구 수행 되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 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.

[2] J. H. Jung, K. R. Kim, D. H. Ahn, S. H. Kim, T. J. Kim, G. Y. Kim, S. W. Paek, J. B. Shim, K. R. Kim, Radioanal Nucl. Chem., 9(1), 203-204, 2011.

사용후핵연료 건식저장 캐니스터 리드용접부 고온환경을 고려한 초음파비파괴검사용 교정시험장치

체경선[1*], 박병목[1], 신경욱[1], 김홍준[1], 박주연[1], 박재석[1], 서기석[2]
[1]세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
gschae7@sae-an.co.kr

1. 서론

사용후핵연료의 수송·저장 캐니스터는 "안전기능의 중요도에 결정적"인 안전성등급분류 항목으로 분류될 수 있으며, 안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기는 그 안전기능의 중요도에 상응하는 안전등급 및 규격에 따라 설계, 제작, 설치, 시험 및 검사되도록 하고 있다[1]. 사용후핵연료 수송·저장 캐니스터 리드(Lid)용접부는 사용후핵연료 다발을 담는 캐니스터 용기격납을 위한 압력경계로서 격납방법 선정이나 격납건전성 평가 등은 원자력관계법령[2] 등에서 명시하고 있다. 캐니스터 리드용접부에 대한 용접건전성 확인수단으로 체적검사방법인 초음파비파괴검사를 수행할 경우[3] 위상배열(Phased Array)기법을 이용한 초음파비파괴검사 방법이 유용할 수 있다.

초음파가 통과하는 매질의 특성에 따라 초음파비파괴검사결과가 상이하게 나타날 수 있다. 검사장비는 통상적으로 인공결함을 갖는 시편의 결함 신호에 대응하는 상대적인 초음파 신호의 양으로서 실제 용접부의 결함여부를 정량적으로 평가하므로, 사용후핵연료 캐니스터 리드용접부 환경, 재료, 용접, 열처리 등의 제반조건이 동일한 시험편을 사용하는 것이 검사의 신뢰성 확보 측면에서 중요하다. 사용후핵연료 다발을 캐니스터내 적재이후 사용후핵연료로부터 발생하는 높은 온도와 방사선량률을 고려하여 원격 초음파비파괴검사방법을 사용할 경우 검사장비 교정을 위한 교정시험장치를 설계하였다. 캐니스터 리드 용접부 고온환경을 고려한 교정시험장치는 용접부 결함여부의 정량적평가와 검사의 신뢰성 확보를 위해 필수적이다.

2. 본론

2.1 관련요건

사용후핵연료 수송·저장시스템의 안전성, 건전성 확보방법 및 절차와 관련해서는 원자로 및 관계시설과 핵연료주기시설의 위치,구조,설비,성능,운영에 관한 기술기준 등을 정하고 있는 원자력관계법령과 전력산업기술기준(KEPIC) 및 그에 상응하는 기술기준(ASME B&PV Code & Standard 등)에 명시되어있다. 교정시험장치와 직접적인 관련으로는 ASME B&PV Sec.V. 및 KEPIC-MEN A4의 T-462.6에서 초음파비파괴검사를 위한 교정시험편과 검사표면사이의 온도차이는 25°F(14℃) 이내로 요구하고 있어서, 초음파비파괴검사장비의 교정시마다 교정상태를 확인하고 검증할 수 있는 교정시험장치가 필요하다.

2.2 교정시험편

초음파비파괴검사장비 교정을 위해 사용하는 교정시험편 또는 대비시험편은 초음파 반사체로서 측면공(구멍), 평저공, 노치 등의 인공결함을 사용하여 검사장비의 성능시험 및 감도(Sensitivity)를 보정토록 하고있다. 교정은 초음파검사 장치의 직선성과 스크린 높이의 직선성, 진폭조정 직선성을 보정(조정)하는 것으로서, 위상배열의 경우 기존의 단일소자 탐촉자와 동일한 일정한 고정빔각도를 가진 특정 활성소자에 적용하는 다중송신방식의 단일집속에 대한 보정이다. 인공결함의 유형 및 인공결함을 포함한 교정시험편과 관련한 사항은 초음파비파괴검사장비관련 제작자 지침서[4] 및 관련문헌[5]을 참고할 수 있다.

2.3 교정시험장치

검사의 신뢰성에 영향을 미칠 수 있는 초음파의 감쇄나 음속차이를 최소화하기위해 교정시험편과 캐니스터 용접검사부의 표면온도차이를 25°F(14℃)이내로 유지된 상태에서 교정이 수행되고 있음을 입증하기 위한 교정시험장치를 설계하였다.

측면공(구멍), 평저공, 노치 등의 인공결함을 갖는 교정시험편 또는 대비시험편의 초음파 탐촉자 접촉면의 온도를 캐니스터 용접면의 온도와 동일하거나 허용치이내로 유지하기 위한 장치로서 가온수단(Heater)에 의한 시험편의 온도변화를 최소

화 하기위해 간접가열방법을 사용하였다. 교정시 온도상태를 기록할 필요가 있을 경우에는 시험편 상부에 온도센서를 설치하고 타이머와 기록계를 구비하여 초음파검사장비 교정시 시간경과에 따른 온도를 측정 기록할 수 있도록 할 수 있을 뿐만 아니라 인허가지침 또는 코드요건 및 절차서상에서 규정할 경우, 용접부 검사면의 온도와 시험편의 초음파 탐촉자 접촉면의 온도가 25°F(14℃)이내로 유지되고 있는지 온도상관을 측정기록할 수도 있다. Fig.1에 나타낸 교정시험장치는 캐니스터 리드의 기하학적 형태와 사용목적에 따른 다양한 초음파 신호수집유형을 고려하여 가온수단과 시험편의 접촉면을 Fig.2와 같이 다양하게 설계할 수 있다.

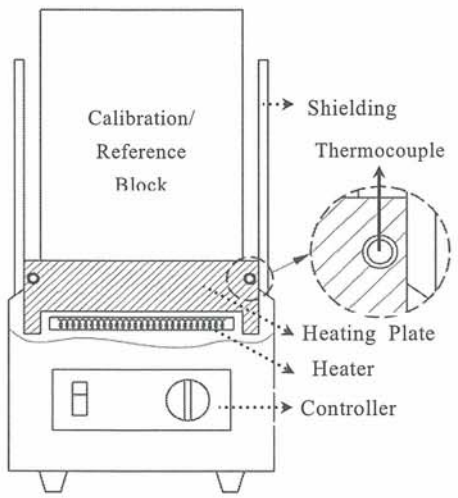


Fig. 1. Calibration utility drawing for Ultrasonic Test equipment in high temperature environment

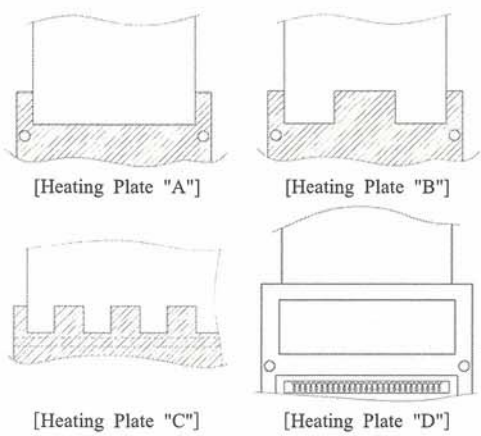


Fig. 2. Examples of heating plate

3. 결론

초음파가 통과하는 매질의 특성에 따라 초음파비파괴검사결과가 상이하므로 검사장비는 통상적으로 인공결함을 갖는 시험편의 결함 신호에 대응하는 상대적인 초음파 신호의 양으로서 실제 용접부의 결함여부를 정량적으로 평가하므로, 사용후핵연료 캐니스터 리드용접부 환경, 재료, 용접 및 열처리 등의 제반조건이 동일한 시험편을 사용할 필요가 있다. 사용후핵연료 다발을 캐니스터내 적재이후 사용후핵연료로부터 발생하는 높은 온도와 방사선량률을 고려하여 원격초음파비파괴검사방법을 사용할 경우 검사장비 교정을 위한 교정시험장치를 설계하였다. 캐니스터 리드 용접부 고온환경을 고려한 교정시험장치는 용접부 결함여부의 정량적 평가와 검사 신뢰성 확보를 위한 도구로 활용할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행중인 연구과제입니다.(No.2011171020001B-22-3-030)

5. 참고문헌

[1] "Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety" NUREG/CR-6407, INEL, 1996.

[2] "방사성폐기물 처리설비의 구조 및 설비에 관한 기술기준", 원자력안전위원회고시 제2012-62호.

[3] "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility", NUREG-1536, Rev1A, 2010.

[4] "Introduction to Phased Array Ultrasonic Technology Applications", R/D Tech Guideline, R/D Tech.

[5] 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술 발표회 논문요약집, pp. 33-34, 2012.

사용후핵연료 장기저장 건전성 확보 관리방안 고찰

정성환*, 황동현, 맹성준
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
shchung@khnp.co.kr

1. 서 론

사용후핵연료 습식저장조 저장대의 미임계 안전성 유지를 위하여 여러 종류의 중성자흡수재를 설치하고 있는데, 전세계적으로 B_4C와 알루미늄 분말의 합금(cermet) 형태인 BORAL이 광범위하게 사용되고 있으며, 우리 원전의 경우도 BORAL을 중성자흡수재로 가장 많이 사용하고 있다. 그러나 BORAL의 고유한 열화특성인 팽창(blister 또는 swelling) 및 부식 등으로 인하여 장기 사용에 대한 건전성 문제가 제기되고 있다[1][2]. 또한 설계수명 보장연한이 40년으로 사용후핵연료 장기저장관리의 안전성을 확보하기 위한 연구를 활발히 진행하고 있으며, 사용후핵연료 저장조의 장기관리프로그램을 수립하고 있다[3][4]. 여기서는 경수로 원전 사용후핵연료 장기 건전성을 확보하기 위한 습식저장조의 관리방안을 고찰하였다.

2. 중성자흡수재(BORAL)의 특성 및 열화거동

경수로 원전의 사용후핵연료 습식저장조의 중성자흡수재로 BORAL이 가장 많이 사용되고 있는데, BORAL은 Fig.1에 나타낸 것처럼 1100계열 알루미늄 박판의 케이스 내에 35~65wt%의 B_4C와 1100계열 알루미늄 분말의 혼합물이 함유되어 있는 열간압연 박판으로, 알루미늄 분말과 B-10이 균질하게 이상적으로 혼합되어 중성자흡수능력을 지니고 있다. 미국의 Brooks & Perkins사에서 개발한 제품이며, 현재는 미국 AAR사에서 공급하고 있다. 미국의 경우 '64년부터 약 60여개 경수로 원전의 습식저장조에 적용하고 있으며, 우리나라의 대부분 경수로 원전의 사용후핵연료 저장조도 중성자흡수재로 BORAL을 사용하고 있다.

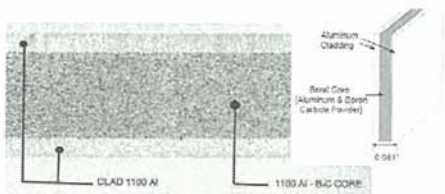


Fig. 1. BORAL cross section

BORAL은 sheet 형태로 저장조의 영역-1 저장대와 영역-2 저장대 셀의 각 벽면에 스테인리스 강판을 이용하여 용접으로 부착되어 있다((Fig.2, Fig.3).

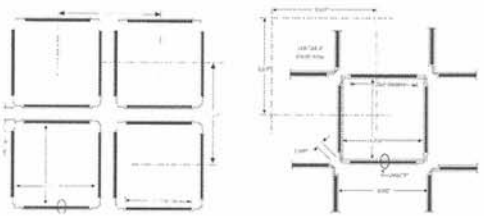


Fig. 2. Region-1 and Region-2 racks

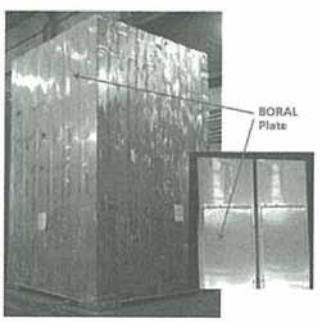


Fig. 3. BORAL plate on the rack module

장기간 사용으로 인하여 야기되는 BORAL의 열화현상은 크게 다음의 3가지로 알려져 있다 :
(1) 팽창(blister 또는 swelling)
내부의 압력이 증가하여 알루미늄 케이스의 표면이 팽창 또는 변형되어 Fig.4와 같은 변형이 발생하여 저장대 셀 벽면사이의 내부간격(flux trap)을 감소시켜 중성자흡수능력 및 사용후핵연료의 취급성을 저하시킨다.

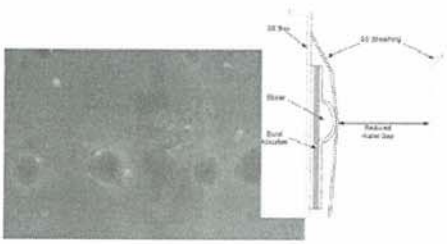


Fig. 4. Blister [source : EPRI]

(2) 국부부식
습식저장조에 채워져 있는 붕산수에 노출되므로 이로 인하여 산화층의 균질성을 약화시켜 Fig.5와 같이 표면에 국부적으로 부식이 발생한다.



Fig. 5. Local corrosion [source : EPRI]

(3) 부식 피팅(pitting)
저장조의 방사성물질에 의한 오염 및 내부 불순물로 인하여 Fig.6과 같이 표면에 부식피팅이 발생하게 되는데 B-10 밀도를 감소시켜 중성자흡수능력을 저하시킨다.



Fig. 6. Corrosion pitting [source : EPRI]

3. 장기저장 건전성 확보 관리방안

사용후핵연료 저장조에 설치된 중성자흡수재인 BORAL의 열화거동에 대하여 팽창으로 인한 변형이 가장 심각한 것으로 알려져 있으나, 현재까지 핵임계 안전성에 직접적으로 영향을 미친 경우는 없었다. 표면 국부부식은 약 2,500ppm 정도의 붕산수인 경수로 원전 저장조에서는 거의 발생한 적이 없고, 표면 부식피팅 역시 현재까지 B-10 밀도의 현저한 감소를 야기한 적은 없었으나 저장조의 중성자흡수재에 대하여 지속적으로 모니터링을 하여야 한다[3][4]. EPRI의 연구결과, 사용후핵연료 저장조에서의 핵임계 안전성 및 사용후핵연료의 취급성에 있어서 BORAL의 장기간 사용으로 인하여 중성자흡수성능의 건전성에 직접적인 영향을 미치는 열화현상은 없었으며, 원전의 수명연장에 대비하여 현재 40년까지 보장하는 BORAL의 설계수명연한을 60년까지 예측하는 것이 가능하다고 하였다[4]. 그러나 저장조 내에서 야기되는 열화현상으로 인하여 중성자흡수능력이 저하되는 것을 방지하고 핵임계 안전성을 확보하기 위해서는 중성자흡수재의 장기사용에 따른 관리방안을 수립하여야 할 것이다.

중성자흡수재의 열화 및 성능저하를 확인하기 위하여 사용후핵연료 저장조의 각 영역별 저장대에 시편을 설치하여 감시프로그램(in-surveillance program)을 수립하여 운영하고 있으나, 감시시편의 수량증가 추가설치 또는 저장대로부터 실제의 BORAL plate를 인출하여 검사하고 B-10 밀도를 직접 측정하는 모니터링을 포함한 감시프로그램을 보다 강화시키는 것이 필요하다. 또한 저장조 내 중성자흡수재의 열화현상 이외에도 연료의 농축도나 연료봉 직경/밀도의 증가 또는 원전의 출력증강에 따른 노심운전변수의 변경 등에 대비 하여 저장조의 핵임계 평가에 대하여 핵임계 여유도를 증가시키고 다양한 가정사항을 명백하게 규정하고 정량화하는 등 저장조의 핵임계 안전성을 확보하기 위하여 운전 및 평가 기준을 강화시키는 추세이므로 [5][6], 기존의 사용후핵연료 저장조에 대하여 강화된 평가기준에 따라서 핵임계 평가를 실시하여 저장조의 핵임계 안전성은 물론 장기저장에 따른 건전성을 확보하는 것이 필요하다고 여겨진다.

이러한 사용후핵연료 저장조에 설치된 중성자흡수재의 열화현상 감시프로그램의 강화를 포함한 장기저장 관리전략을 수립하여 사용후핵연료 장기저장에 대한 건전성을 확보하는 것은 원전의 안정적 운영 및 사회적 수용성을 증가시키어 친환경적이고 지속 가능한 원자력 발전을 구현하는데 도움이 될 것이다.

4. 참고문헌

[1] US NRC Information Notice, "Fuel Binding Caused by Fuel Rack Deformation", 83-29, 1983.
[2] US NRC Information Notice, "Degradation of Neutron Absorbing Materials in the Spent Fuel Pool", 2009-26, 2009.
[3] EPRI Technical Report, "Overview of BORAL Performance Based Upon Surveillance Coupon Measurements", 1021052, 2012.
[4] EPRI Technical Report, "Strategy for Managing the Long Term Use of BORAL in Spent Fuel Pools", 1025204, 2012.
[5] US NRC, "Nonconservative Criticality Safety Analyses for Fuel Storage, 2011-03, 2011.
[6] US NRC, "Staff Guidance Regarding the Nuclear Criticality Safety Analysis for Spent Fuel Pools", DSS-ISG-2010-01, rev.0, 2011.

전처리공정 핵심장치 모델링 및 전산모사 환경 설계

박희성*, 김영환, 조광훈, 이재원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱의 주요 공정 중 하나인 전처리 공정은 사용후핵연료를 평화적으로 이용할 수 있는 핵비확산성 파이로 건식처리 일관공정(PRIDE : PyroProcess Integrated inactive DEmonstration facility)에서 사용후핵연료를 전해환원공정에 효율적인 원료물질로 전환시키는 기술이다. 원료물질의 제조는 사용후핵연료 집합체를 해체한 후에 연료봉을 인출하여 탈피복 공정에 적합하도록 일정 길이로 연료봉을 절단하는 핵연료해체기술(해체, 인출, 절단)과 절단연료봉의 절개 및 산화 탈피복에 의해 연료물질을 회수하는 기술 그리고 회수 연료물질을 직접 또는 성형가공을 한 후에 열처리를 하여 핵종을 휘발시키는 원료물질 제조 기술로 이루어진다. 전처리 공정 과제에서는 고효율 핵연료 해체 핵심장치의 모의 실증을 통한 성능평가와 전처리공정장치간의 연계성능시험을 위한 디지털 목업 시스템을 개발하고 있다. 디지털 목업은 시설 확보가 어려운 환경에서 실제 목업과 동일한 효과를 창출해 내기 위한 기술로써 파이로프로세싱 원격[1]과 해체 분야[2]에서 연구한 사례가 있다. 본 논문에서는 전처리 공정 설계요건에 기반한 핵심 공정장치 모델링과 전처리 디지털목업 내 핵심장치들의 배치 및 연계성 설계 그리고 핵심공정장치의 원격성 시험에 대하여 설명한다.

2. 본론

2.1 전처리공정 디지털 목업 설계

국내외 기술현황 자료를 분석한 결과를 토대로 핵주기 시설 설계요건 기반 비용관리 데이터 구조 설계하였다. 시설확보가 어려운 환경에서 실제 목업과 동일한 효과를 얻기 위해 초기 설계요건을 설정한 후 전처리 핵심 공정장치와 공정장치의 구성품들을 Full scale(3D)로 제작하였다. 설계요건은 다음과 같다.

- 연료봉 집합체(16x16)를 해체하기 위한 선결조건
- 원격 운전과 유지보수를 고려한 핵심 공정장치의 모듈화 조건
- 전산모사를 수행하기 위한 핵심 공정장치들의 구동 요구 조건

전처리 핵심 공정장치의 3D 형상화 작업 시 설계요구조건을 만족시키기 위해 치수, 취급용량, 재질 등과 상세 기계, 기구정보 조건이 부여된 부품 또는 조립체를 생성하였다(그림 1). 또한 기준 설계 요건에 따라 생성한 3차원 모델은 디지털목업 설계 환경에서 재정의 또는 재활용이 가능하도록 함으로써 1차 형상 정보와의 일치성을 유지할 수 있도록 설계하였다.



Power (W): 247 - 504
Cont Stall Torque (Nm : lb-in): 0.50 (4.4) - 1.40 (12.4)
Peak Torque (Nm : lb-in): 2.50 (22) - 7.00 (62)
RPM : 4000
Rotor Inertia (kg-cm2 : lb-in-sec2): 0.15255 (0.000135) - 0.3503 (0.00031)

Fig. 1. Example of motor specification's requirements

2.2 전처리공정 디지털 목업 내 핵심장치 배치

전처리 공정 핵심 장치와 각 장치별 부품들의 작동을 설계도면과 기계적인 특성을 확인한 후 물리적인 목업과 동일한 디지털 목업을 Full scale로 설계하였다. 전처리 디지털 목업 내에서 다양한 시뮬레이션을 수행할 수 있도록 핵심 공정장치와 구성품들에 대하여 3D 모델링을 제작하였다. 디지털목업 내에서 원격 조작기를 이용한 원격성 및 조작 범위를 설정하였으며 각 공정 장치의 연계성을 고려하여 전처리 공정의 배치도를 설계하였다.

그림 2는 전처리 디지털 목업 내에 전처리 공정에 필요한 핵심 장치(연료봉 해체/인출/절단 장치, 산화 탈피복 장치, 원료물질 제조용 열처리로)들과 원격 운전 및 유지보수 작업에 사용될 원격

조작기가 배치된 모습을 보여주고 있다. 그림과 같이 전처리 공정은 디지털목업 내에서 연료봉 인수부터 원료물질 생산까지 일련의 공정들이 one-stream으로 이루어지게 된다.

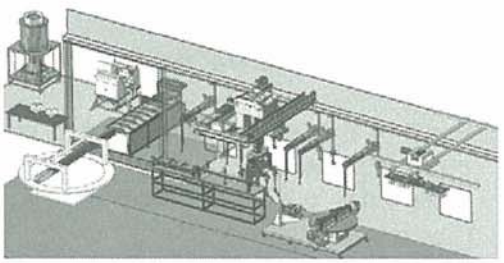


Fig. 2. A layout of core devices in the digital mock-up of the Head-end process

2.3 전처리공정 디지털 목업 내 원격성 시험

전처리 디지털목업에서 해체 공정장치 중 Z-Unit의 모터 모듈을 장/탈착하는 과정을 통하여 원격 조작기와 크레인을 이용한 원격 운전과 유지보수성을 실험하였다(그림 3). Z-UNIT의 모터 모듈 장/탈착 실험은 BDSM(천정이동형양팔조작기) 해체장치로 이동→인출INPUT 장치 등 간섭, 충돌 회피 작동→Hoist의 인양 고리 하강→양팔조작기중 1은 인양고리 인도→남은 1는 취급 모터의 체결부 분리→인양고리 체결→해체장치로부터 모터 모듈 분리/인양순서로 수행된다.



Fig. 3. A remote test in the digital mock-up of the Head-end process

3. 결론

연료봉 집합체(16x16 PLUS)를 해체하기 위한 선결조건을 설계기반으로 한 전처리 핵심공정장치(6개) 및 주요 구성품을 설계도면과 동일하게 모델링(3D)하였으며, 물리적인 목업과 동일하게 Full Scale로 전처리 공정을 모사할 수 있는 디지털목업을 설계/제작하였다. 전처리 디지털목업 내에서 연료봉 인수부터 원료물질 생성 후 전해환원 공정에 넘겨주기까지 핵심 공정장치들의 배치를 구성함으로써 핵심공정장치 간 간섭과 구획 동선을 최적화하였다.

전처리공정 디지털목업 내 원격성 실험을 통하여 설계요건에 기반한 핵심 공정장치의 3D 모델링과 모듈화 결과가 정상적으로 이루어졌음을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696)

5. 참고문헌

[1] Hee Seong Park, et al., "Deployment analysis and remote accessibility verification for a maintenance task in a PRIDE digital mock-up". Annals of Nuclear Energy 38 (2011) 767-774.

[2] Hee Seong Park, et al., "Visualization of a dismantling environment for an evaluation of a worker's dose during the decommissioning of KRR-1&2". Annals of Nuclear Energy 35 (2008) 1117-1124.

LiCl-KCl 공융염을 이용한 염의 고액분리 시 저항체가 미치는 영향 평가

박기민*, 권상운, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kmpark1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료를 재사용하기위한 공정 중 전해정련공정(Electrorefining)은 LiCl-KCl 공융염 포함한 우라늄전착물을 생성한다.[1,2] 따라서 fresh 한 우라늄만을 회수하기 위하여 염증류공정(Cathod process)이 필요하다.[3-5] 그러나 염증류 공정은 고온·진공 상태에서 이루어지기 때문에 장치 재료의 내구성 및 고온 유지를 위한 외부에너지 소모, 그리고 실온에서 반응온도까지의 승온 시에 증간 온도 때를 활용하지 못하는 부분이 있다. 따라서 본 연구에서는 위의 문제를 해결하기 위하여 증류단계 앞부분에 고액분리단계를 둠으로서 중간 온도 부분의 활용 및 증류 시 증류 시간을 단축시킬 수 있는 방법을 연구하였다. 그리고 우라늄이 섞여있는 우라늄전착물은 염의 고액분리 시 염의 흐름을 방해하는 저항체 역할을 하게 됨으로서 우라늄전착물과 비슷한 모의샘플을 이용한 저항체의 영향을 평가하고자 하였다.

2. 실험장치 및 방법

본 연구에 사용된 고액분리 및 염증류가 동시에 가능한 실험장치의 모식도는 Fig. 1에 나타내었다. 실험에 사용된 crucible은 Fig. 2에 수록하였다. 또한 모의 저항체로 사용된 스틸볼과 칩의 사진은 Fig. 3에 수록하였다. 실험방법은 Fig. 4와 같이 염과 저항체를 crucible에 충진하고 저항체의 크기, 저항체 크기별 혼합비율, 염의 함유 wt%에 따라 실험하였다. 염의 분리 wt% 계산은 실험이 종료된 후 crucible를 회수하여 실험 전·후의 무게변화를 측정하고 물질수지식을 이용하여 계산하였다.

3. 실험 결과

저항체의 크기에 따른 염의 고액분리 결과는 저항체가 없는 상태에서 약 92.1%의 분리도를 보였고, 1 mm의 직경을 가진 스틸볼의 경우 약 28.4%, 2 mm 볼의 경우 약 39.2%, 3 mm 볼의 경우 약 54.9%로 볼의 크기가 커질수록 염의 고액분리는 활발하였다. 볼의 혼합율에 따른 염의 고액분리는 1 mm의 직경의 볼과 2 mm의 직경의 볼을 2:8, 4:6, 6:4, 8:2의 비율로 혼합하였을 때 각각 45.6%, 41.7%, 35.9%, 30.6%로 나타났다. 염의 함유율에 따른 고액분리 실험은 염의 함유량을 약 20 wt%, 30 wt%, 40 wt%, 50 wt%로 하였을 때, 1 mm 직경의 볼에서는 각각 28.4%, 67.4%, 63.6%, 62.5%로 염의 함유량이 약 30 wt%의 경우 가장 좋은 분리율을 보였다. 2 mm 볼의 경우에는 39.2t%, 77.6t%, 75.8t%, 73.7t%, 3 mm 볼에서는 각각 54.9t%, 82.9%, 82.0t%, 79.5t%로 나타남으로서 모든 볼 크기에 따라 염의 함유율이 30 wt%인 경우가 좋은 결과를 보였다. 스틸칩의 경우에는 공극의 크기가 볼의 경우보다 큼에도 불구하고 1 mm의 볼의 고액분리정도인 약 63.2%를 보임으로서 저항체의 형상뿐만 아니라 표면의 거칠기에도 영향을 받음을 알 수 있었다.

4. 결론

LiCl-KCl 공융염을 이용하여 염증류 이전단계에 염의 고액분리를 모의 샘플을 이용하여 실험해 봄으로서 향후 우라늄전착물을 사용할 때 염의 고액분리정도를 예측함을 목적으로 실험한 결과는 아래와 같다. 저항체의 크기는 클수록, 저항체의 혼합정도는 약 50% 이내로, 염의 함유율이 약 30 wt%이상일수록, 저항체의 표면의 거칠기가 적을수록 염의 고액분리는 잘 일어남을 알 수 있었다.

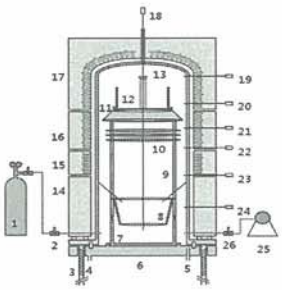


Fig. 1. Photograph of salt separation system. 1 : Ar gas feeder 2, 26 : Valve 3 : Movement and bolster of Bottom Flange 4, 5 : Cooling jacket input(4) and output(5) 6 : Bottom flange 7 : Condensed Salt Storage basket 8 : Flow guide of Salts 9 : Bolster 10 : The heat shield plate 11 : Bolster of crucible 12 : Crucible 13 : Main tower 14 : Insulation 15, 16, 17 : Heater 18~24 : Thermocouple 25 : Vacuum pump

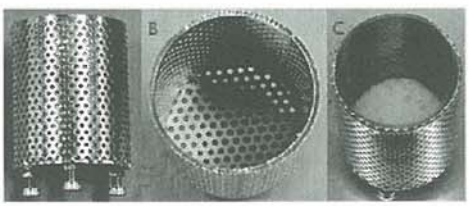


Fig. 2. The forms of crucible used in the experiment. A: photo of the side, B: photo of the upsied, C: installation of the sieve

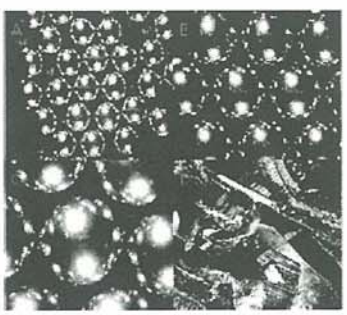


Fig. 3. The microphotographs of the steel ball and steel chip used in the experiment. A: 1mm ball, B: 2mm ball, C: 3mm ball, D: steel chip

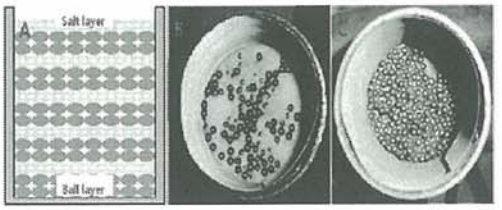


Fig. 4. Photographs of the sample used in this experiment. A: distribution of steel balls(3mm in diameter) and eutectic salts, B: Image of inside the crucible before experiment, C: Image of inside the crucible after the solid-liquid separation.

5. 참고문헌

[1] 강영호, 황성찬, 안병길, 김응호, 유재형, J. Korean Ind. Eng. Cham. 15. 5. pp. 513-517, (2004).

[2] Jong-Hyeon Lee, Young-Ho Kang, Sung-Chan Hwang, Joo-Bo Shin, Byung-Gil Ahn, Eung-Ho Kim and Seong-Won Park., "Electrodepos-ition 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.

[3] 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.

[4] B.R.Westphal, "Distillation Modelling for a Uranium Refining Process", Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA, 1996.

[5] 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.

사용후핵연료 건식저장/운송을 위한 건전성 평가 체계 방안에 관한 연구

김소영*, 이성기, 정일섭
한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242(덕진동)
sovoungkim@knfc.co.kr

1. 서론

국내의 경우, 각 원전마다 사용후핵연료 저장용량이 한계에 봉착하기 시작하여 상대적으로 오래된 발전소에서 신규발전소로 사용후핵연료를 이송함으로써 저장연한을 임시방편적으로 연장하고 있다. 그러나 이는 임시방편일 뿐 공론화를 거쳐 사용후핵연료 관리 또는 처리방안을 속히 결정해야 한다. 여러 관리방안 옵션 중 건식중간저장은 현실적으로 선택할 수밖에 없는 프로세스이다. 대부분 주요 원자력 운용 국가들도 사용후핵연료를 처분 또는 처리 등 최종 결정을 미루고 우선 장기 중간 저장을 시행하고 있다. 이에 따라 국외에서는 주로 IAEA, 미 연방 규제요건 바탕으로 사용후핵연료 운송/저장 용기 및 사용후핵연료 자체 건전성 평가를 수행하고 있다. 그러나 국내에는 이러한 평가를 위한 규제요건과 같은 인프라 및 평가 기술 시스템이 온전히 구축되지 않은 실정이다. 현재 운용되고 있는 소내 간 운송용기는 사용후핵연료는 배제된 상태에서 용기에만 국한되어 평가가 수행되었으며, 건식 중간 저장 대비 사용후핵연료 건전성 평가도 일부 제한된 범위(피복관 중심)에 대해서만 연구개발이 진행되고 있다. 이로 인해, 관련 규제 요건에 제시된 항목에 따른 평가가 온전하게 되지 못하고 있다. 따라서 본 연구에서는 해외 인허가 요건과 이를 바탕으로 수행하고 있는 해외 기관의 사용후핵연료 건전성 평가 수행체계 및 최종적으로 우리가 지향해야할 사용후핵연료 건전성 평가를 수행하기 위한 주요 역무들을 포함한 평가 체계를 구축할 필요가 있으며, 이에 대한 구축방안을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 건전성 평가 필요성 및 해외 규제 요건

사용후핵연료 건전성 평가 기술은 소내간 운송, 중간저장, 영구처분/재활용, 제염/해체 등 후행핵주기와 관련된 필수 공통 요소 기술이다.

해외에서는 1970년대 후반부터 건식저장에 대한 기술개발을 착수하였으며, 1990년대 이후 일부 선진국 등을 중심으로 기술적으로 완성도가 높아졌다. 그 중 미국 규제요건을 보면, 사용후핵연료는 처리 또는 처분을 위해 반드시 회수 가능해야 하며, 관련 시스템과 양립성이 유지되어야 하며, 파손으로부터 보호되어야 한다. 또한 정상/가상사고 조건에서 사용후핵연료의 형상은 심하게 변경되어서는 안 된다고 명시되어 있다.[1]

2.2 국외 사용후핵연료 건전성 평가 체계

건식저장과 관련하여, 사용후핵연료 건전성 평가는 저장기간 20년, 45GWD/MTU, 지르칼로이 피복관을 적용한 사용후핵연료로 한정되었으나, 최근 고연소도 사용후핵연료 발생과 장기저장의 필요성으로 연구가 새롭게 수행되고 있다. 고연소도 사용후핵연료의 경우, 저연소도 보다 건전성 측면에서 더 열악한 조건에 있기 때문에 이에 대한 건전성 시험 및 평가 모델 개발을 수행하고 있다.

미 샌디아 국립연구소의 사용후핵연료 건전성 평가 방법론을 보면, 운송용기 건전성 평가 시에는 사용후핵연료를 강체로 모사하여 운송용기에 보다 많은 충격력이 가해지도록 평가하며, 사용후핵연료 건전성 평가 시에는 운송용기 시스템을 강체 등으로 모사하여 사용후핵연료 응답 거동이 산출되도록 한다. 참고로 국내에서는 전자의 경우에 대해서만 평가하였다. 미 전력연구원(EPRI)에서는 한 용기에 여러 종류의 사용후핵연료가 수용됨을 고려하여 대표 사용후핵연료를 선정하기 위한 여러 가지 평가를 수행하며, 최종 선정 된 대표 사용후핵연료와 용기의 상호 응답 특성을 파악한 후, 사용후핵연료의 건전성 평가를 한다.

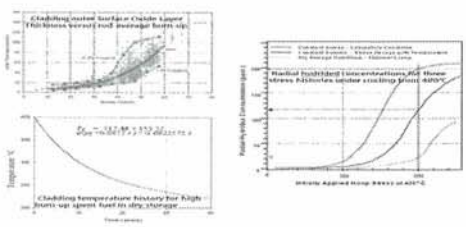


Fig. 1. SF performance information [2]

2.3 사용후핵연료 건전성 평가 체계 방안

핵연료는 제조부터 발전소 이송, 원자로장전 및 연소, 연소 후 방출, 사용후핵연료 저장조 임시저장 및 이후 운송, 중간저장 등 핵주기 시나리오에 따라 다양한 환경 변화를 겪게 된다. 이 때 각각의 환경 상황에서 핵연료는 물리(핵연료 집합체 기하학적 변형, 구조 강성 변화 등)·화학(재료, 물질 전이 등)적 특성 변화가 일어난다(Fig 2). 이러한 각각의 환경변화에 따라, 열화 또는 기타 기계적 응답 거동 특성 파악을 통해서 사용후핵연료의 다양한 환경(운송, 취급, 저장 등)이력에 따른 응답 거동을 예측 및 평가가 가능하다.

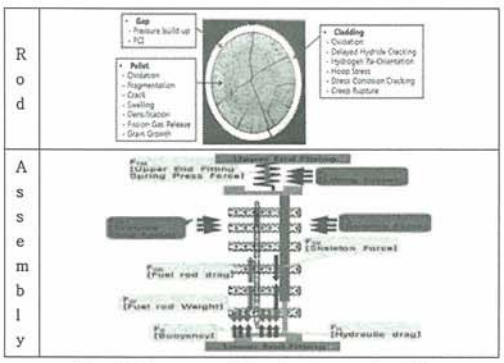


Fig. 2. Response Behavior in reactor [3]

다음으로, 사용후핵연료 건전성 평가 근거의 파악 및 재정립 차원에서 국내외 규제 요건 분석이 필요하다. 우선 국내 관련 법령, 규제요건, 기 취득 안전성 보고서 등을 이용하여 규제 요건 분석을 수행하고, 국외의 경우, IAEA 및 미국 등을 포함한 각국의 규제 요건 수집 및 분석을 통하여 향후 규제 정책 전망을 예측 할 수 있으며, 이에 따른 사용후핵연료 건전성 평가 방향 설정, 기술개발 항목 도출 및 관련 평가 기술 확보 방안 수립이 필요하다.

특히 사용후핵연료 건전성 평가와 관련해서는 사용후핵연료에 대한 기본 기술정보 확보가 관건이다. 특히 사용후핵연료 노내성능자료(PSE), 조사후시험자료(PIE) 등이 필요하다. 이러한 기술정보를 기반으로 다양한 환경(운반, 저장, 취급 등)하에서 사용후핵연료 응답 및 열화 거동을 평가할 수 있으며, 평가 방법론은 해외 수행 체계 입수 및 분석 등의 벤치마킹을 통해 정상상태 또는 가상사고 조건에서 사용후핵연료 건전성 평가 및 고유 평가 방법론 도출이 가능하다. 우선 개략적이나마 사용후핵연료 건전성 평가에 대한 수행 프로세스를 Fig 3 및 4와 같이 개념적 수준의 방안을 제시하였으며, 보다 세부적인 추가 연구를 통하여 보다 전략적으로 구체화하여 국내 고유의 평가 수행 체계를 구축할 필요가 있다.



Fig. 3. Workflow of Spent Fuel Integrity Evaluation

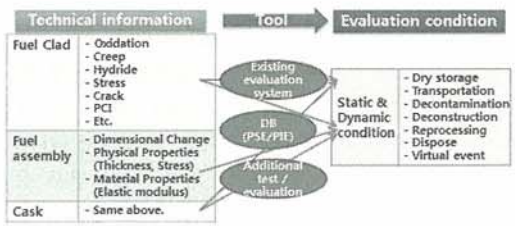


Fig. 4. System of integrity evaluation for SF

3. 결론

국내 사용후핵연료 운송 및 저장에 적용된 인허가 요건들은 미 규제 요건을 준용하면서도 용기 시스템에 대해서만 국한하여 평가 및 연구개발이 수행되어 왔다. 이러한 불균형적 평가체계를 개선하고 해외 선진기술 및 규제 요건들을 벤치마킹하여 우리 고유의 사용후핵연료 건전성 평가 체계를 구축해야 하며, 이에 필요한 기술정보 종류, 수행 업무 체계도, 필요 기술개발 등 수행전략 등이 시급히 수립되어야 할 것으로 판단된다. 본 연구에서는 이를 위한 개념적 방안을 제시하였다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술대회 논문요약집, pp.331-332, 2010.

[2] 미 전력 연구원, Spent Fuel Transportation Applications - Assessment of Cladding Performance, 2007.

[3] 한국원자력학회, 2012년 춘계학술대회 논문, General Approach of Spent Fuel Integrity Evaluation for Transportation and Dry Storage, 2012.

수송용기 구조해석을 위한 단순화 안전성평가 프로그램 구축

김형진[1*], 강경욱[1], 백창열[1], 신태명[2]
[1]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
[2]한국교통대학교, 충청북도 충주시 대학로 50
hjkim@krmc.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송·저장 용기의 구조해석은 전산모델링 및 해석분야에 경험이 풍부한 숙련된 엔지니어가 일정기간 이상 수행해야 하는 업무이다. 이와는 다르게 해석결과에 대한 검토는 상세해석보다 시간적인 효율성을 가져야 하며, 이를 위해선 단순한 해석 절차와 방법이 필요하다.

이에 본 연구에서는 "사용후핵연료 수송/저장 최적화 기술개발"과제에서 개발하고 있는 금속 겸용용기(본체 및 충격흡수체)의 구조 건전성을 평가하기 위한 이론기반의 단순화 안전성평가 프로그램을 구축하였다. 3차원 모델링에 의한 구조해석 결과에 최대한 가깝도록 일축변위법 개념을 적용한 이론을 활용하였으며, 낙하 시 용기의 최대가속도와 충격흡수체의 최대변형량을 낙하형태별(수직낙하/수평낙하/경사낙하)로 계산하여 비교할 수 있도록 프로그램화 하였다. 낙하 조건은 용기의 건전성에 미치는 영향을 고려하여, 가장 지배적인 영향을 주는 것으로 알려진 9m 낙하의 경우를 대상으로 하였다[1,2].

2. 프로그램 구축 전략

2.1 프로그램 개요 및 구성방향

단순화 프로그램은 일축변위법을 적용한 1차원 또는 대칭성을 고려한 2차원 해석이 가능하도록 하여 주요 설계변수들을 입력하여 결과를 개략적으로 확인하고 검증할 수 있다. 즉, 용기의 형상, 중량, 재료 물성치 등 기본적인 설계자료를 입력하고 가상사고에 대한 해석결과로 용기의 최대응력과 가속도 및 충격흡수체의 최대변위값 등을 얻을 수 있다. 해석 전반을 제어하는 주프로그램과 각각의 기능을 담당하는 보조프로그램으로 구분하여 주프로그램에서는 입출력 및 해석실행을 제어하는 기능을 하고 보조프로그램은 크게 셋으로 나누어 계산용 보조프로그램과 그래프 출력용 보조프로그램 및 데이터 라이브러리로 구성한다.

2.2 입력자료

단순화 해석에 필요한 최소한의 입력자료로서 해석의 개요와 형태로 나뉜다. 개요 부분에서는 제목 및 해석 목적에 대한 설명을 삽입하여 실시하려는 해석이 어떤 내용인지를 명확히 정의하고 설명하며 해석형태 부분에서는 수직, 수평 및 경사 낙하충돌을 의미하는 용기의 낙하자세로부터 용기 및 충격흡수체의 형상, 용기 총중량, 초기조건, 경계조건 상수, 형상단위 선정, 결과출력 방법 등의 상세사항을 포함한다.

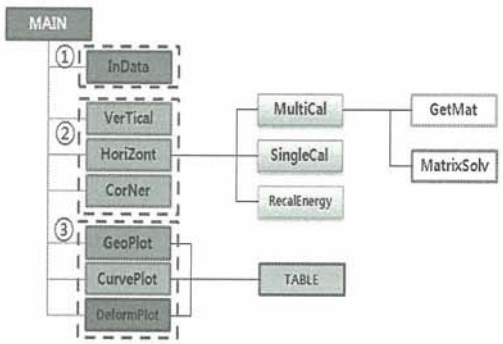


Fig. 1. Composition of simplified program

2.3 출력자료

입력한 내용과 시간 단위에 대한 변위, 하중, 에너지 및 가속도 등의 계산결과가 제시되고 에러 발생시 설명 등을 출력할 수 있도록 한다. 해석결과의 활용을 위하여 가속도 또는 충격에너지와 변위, 하중과 변위 등 변수 상호간의 관계도 출력하여 원하는 형태로 나타낼 수 있다.

3. 프로그램 구축

Fig. 1은 구축한 프로그램의 흐름도이다. 이 프로그램은 세 영역으로 나눌 수 있다. ①영역은 MAIN 함수에서 사용자가 입력하는 자료를 읽어들이고, ②영역은 수직/수평/경사 낙하로 각각 가정한 경우 충격흡수체의 가속도와 변위를 계산하

며 마지막으로 ③영역은 용기 및 충격흡수체의 형상, 결과 그래프 도시, 변형도시 등을 나타내고 저장까지 하는 기능을 담당한다. 영역별 프로그램의 내용은 다음과 같다.

- ○ Multical : 각 낙하함수에서 전달 받은 일차원봉의 길이와 응력-변형도 자료를 GetMat 함수로 전달 GetMat 함수로부터 전달받은 강성과 응력을 MatrixSolv 함수로 전달하여 변위값을 얻음
- ○ SingleCal : 단일재료로 구성된 영역의 응력계산
- ○ RecalEnergy : 변형을 일으키는 충격하중을 에너지로 변환
- ○ GeoPlot : InData에서 입력받은 R, Z 좌표값으로 충격흡수체의 형상을 화면으로 나타냄
- ○ CurvePlot : VerTical/HoriZont/CorNer에서 계산되는 응력-변형률값을 커브로 작도. 그 외에 낙하 후 계산결과를 변형량-충격력, 변형량-가속도, 변형량-에너지로 도시

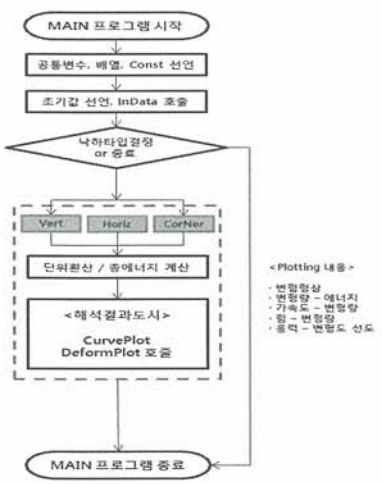


Fig. 2. Flow diagram of main program

Fig. 3은 수송·저장 시스템 충격흡수체의 수직낙하, 수평낙하, 경사낙하 중 수직낙하에 대한 부프로그램의 흐름도를 대표적으로 나타낸다. 각각의 경우에 대해 재료 및 형상에 따라 최대변위 및 충격하중을 계산하는 식을 작성하였다. 또한 각각의 모듈에 대한 흐름도를 참고로 하여 이를 프로그램화하였다.

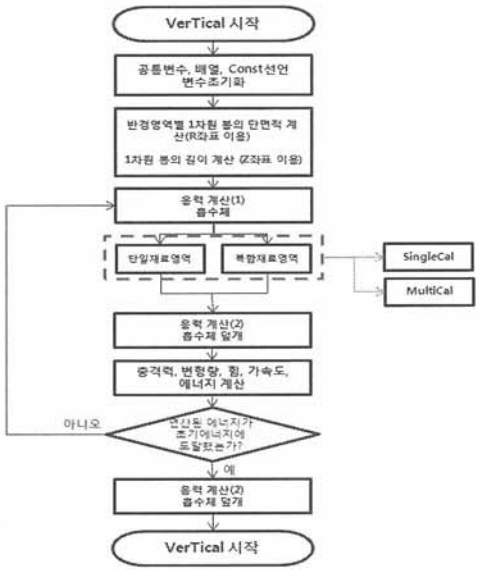


Fig. 3. Flow diagram of subprogram

4. 결론

본 연구에서는 금속 겸용용기의 가상사고 조건에서 구조설계 및 해석결과의 검증을 위하여 단순화된 안전성평가 프로그램을 구축하였다. 설계시 용기의 건전성에 가장 지배적인 영향을 주는 것으로 알려진 가상사고 조건인 9m 낙하충돌 사고를 적용하였다. 수송·저장 시스템 충격흡수체의 낙하충돌 모드별 지배방정식을 유도하여 프로그램을 구축하기 위한 논리도를 구성하여 프로그램화 하였다.

향후계획으로는 작성된 프로그램을 활용하여 입출력을 도시화 하는 사용자 환경과 그래픽 메뉴 등을 구성할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2012-49호, 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정, 2012.

[2] Reg. Guide 7.6, Design Criteria for the Structural Analysis of Shipping Cask Containment Vessels, Rev. 1, USNRC, 1978.

[3] Reg. Guide 7.8, Load Combinations for the Structural Analysis of Shipping Casks for Radioactive Material, Rev. 1, USNRC, 1989.

우라늄 용해도가니용 Nitride 플라즈마 용사코팅 특성 분석

장준혁*, 강희석, 이호세, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jangjunhyuk@kaeri.re.kr

1. 서론

전해정련공정은 사용후핵연료의 약 93%를 차지하고 있는 우라늄을 회수하는 파이로프로세스의 핵심공정으로 파이로 공정의 생산성 및 경제성을 결정짓는 중요한 공정이다. 전해정련공정은 전기화학을 이용하여 우라늄을 LiCl-KCl 용융염 속에서 음극전극 표면에 석출시킨다. 이렇게 회수된 우라늄 전착물은 약 20~30 wt%의 염을 포함한 수백마이크로의 dendrite 형상을 띄고 있다. 이러한 미세한 powder 형태의 우라늄 dendrite는 산소와 반응성이 매우 높을 뿐만 아니라 tap density가 매우 낮아 취급 및 보관에 큰 어려움이 있다. 이에, 미세한 우라늄 dendrite powder를 효과적으로 잉곳의 형태로 주조하기 위한 연구가 활발하게 수행되고 있다.

본 연구진은 유도가열방식을 이용한 우라늄 잉곳주조기술을 개발하여 왔다. 유도가열로에서 일반적으로 Graphite를 용해도가니의 재료로 사용하지만, Graphite가 U 또는 UCl_3와의 반응성이 매우 높기 때문에 직접적인 사용에 큰 어려움이 있다. 하여 Graphite를 유도가열로의 용해도가니 재료로 사용하기위한 코팅재료개발에 대한 연구가 매우 절실한 상황이다.

현재까지 ZrO_2, MgO, Al_2O_3, Y_2O_3, YSZ와 같은 산화물을 Graphite의 코팅재료로 사용하기 위한 연구는 활발하게 진행되어 왔다 [1,2]. 그에 따르면 Y_2O_3가 산화물재료 중 U용탕 내에서 가장 안정한 코팅재료로 보고되어 있다. 하지만 Y_2O_3의 경우 UCl_3와 반응성이 있어 실제적인 적용에는 어려움이 있을 뿐만 아니라, Thermal cycle 특성이 좋지 않아 반복사용에 어려움이 있다. 반면, 우수한 화학적 안정성과 내부식성 등으로 인하여 생체재료의 코팅재료로 많이 사용되고 있는 Nitride의 경우, U과의 반응성에 대해서 크게 알려져 있는 연구결과가 없다. 이에, 본 연구에서는 Nitride재료들의 U 및 UCl_3와의 반응성에 대한 열역학적 고찰 결과를 바탕으로 코팅후보물질들을 선정하였다. 선정된 후보물질을 Graphite 시편에 플라즈마 코팅법을 이용하여 표면처리 후, 각 코팅층의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 열역학적 안정성

코팅재료 선정을 위하여 Oxide 및 Nitride 재료들의 U 및 UCl_3와의 반응성을 열역학적으로 고찰하였다. 그림 1은 U/코팅재료, UCl_3/코팅재료의 반응을 가정하여 Gibbs free energy change를 온도에 따라 각각 도시한 결과이다. 그림 1(a)에서 Y_2O_3, ZrN, TiN가 U-용탕과의 반응에서 △G가 '+'값을 나타내며 화학적으로 안정함을 제시해 주고 있다. 반면에, Y_2O_3가 UCl_3와 접촉할 경우 △G가 '-'값을 나타내며 화학적 반응가능성을 보여주고 있다.

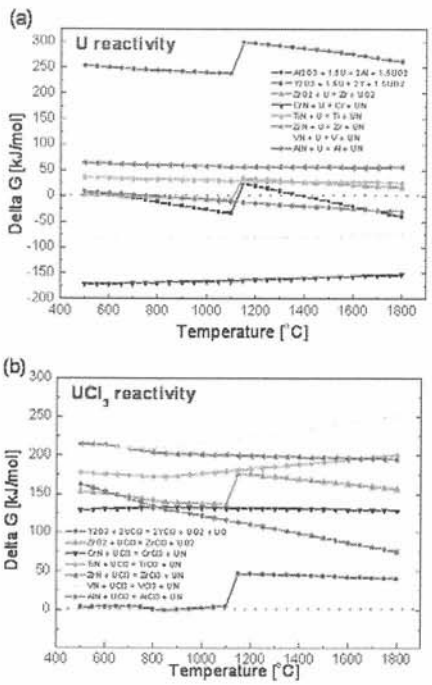


Fig. 1. △G as a function of temperature; (a) U/materials and (b) UCl3/materials

이러한 결과는 TiN과 ZrN이 U 및 UCl_3 분위기에서 안정함을 보여주며 코팅재료로서의 높은 가능성을 제시하고 있다.

2.2 Nitride의 Plasma spray coating 특성

위의 결과를 바탕으로, ZrN과 TiN 재료를 Plasma spray법을 이용하여 Graphite plate에 표면처리 하였다. 표면처리 한 Graphite plate를 XRD와 SEM을 이용하여 코팅층을 분석하였다. 그림 2는 ZrN 또는 TiN으로 표면처리한 Graphite 시편의 XRD 분석결과이다.

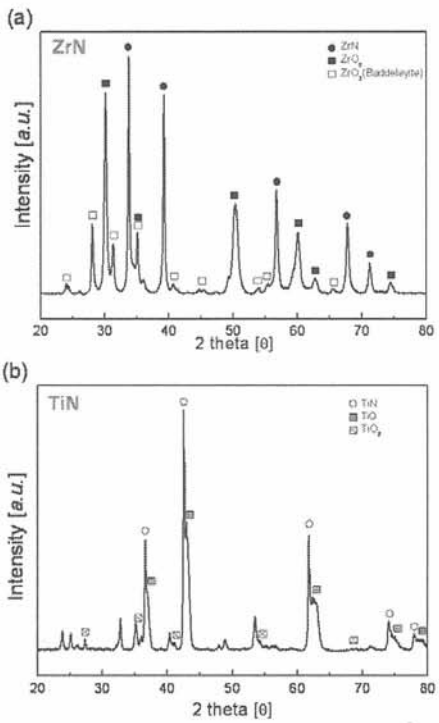


Fig. 2. XRD patterns for ZrN and TiN coated graphite plate

ZrN 코팅층에서는 ZrN의 peak들과 함께, ZrO의 peak들이 관찰되었다. 이와 유사하게, TiN 코팅층에서도 TiN peak들과 함께 TiO, TiO_2의 peak들이 관찰되었다. 이러한 결과는 ZrN, TiN 코팅물질들이 Plasma coating 중에 부분적으로 산화되어 Nitride와 Oxide가 섞인 혼합층을 형성함을 보여주고 있다.

표면처리한 재료의 표면단면을 SEM으로 관찰하였다. ZrN로 표면처리 한 Graphte plate 표면에 약 100 μm의 두께로 연속된 코팅층이 형성되어 있는 것을 확인할 수 있다. 반면, TiN로 표면처리한 시편의 경우, 100 μm이상의 두께로 연속된 코팅층이 성공적으로 형성되는 것을 확인 할 수 있다.

3. 결론

다양한 Oxide와 Nitride 재료들의 U 및 UCl_3 분위기에서 열역학적 안정성을 고찰 해 본 결과, ZrN과 TiN 재료가 Graphite 용해도가니의 코팅재료로서 높은 가능성을 보임을 확인 할 수 있었다. 하여, ZrN 및 TiN 재료를 Plasma coating법으로 Grphite plate에 표면처리 한 결과, 표면처리 중 코팅재료가 부분적으로 산화되어 Zr 또는 Ti Nitride와 Oxide의 연속된 복합층이 약 100 μm의 두께로 Graphite plate 표면에 성공적으로 형성됨을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다

5. 참고문헌

[1] C.H. Cho, Y.S. Lee, E.S. Kim, J.G. Kim and H.S. Lee, J. Radioanal. Nucl. Chem., 287 (2011) 485-490 Vol. 8, No. 1, pp.85-89, 2010.

[2] S.H. Lee, C.H. Cho, Y.S. Lee, H.S. Lee and J.G. Kim, Korean J. Chem. Eng., 27(6) (2010) 1786-1790.

조사 지지격자 동적좌굴 시험기 개발

김성근*, 장정남, 권형문, 권인찬, 서항석, 김도식, 전용범
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sg316@kaeri.re.kr

1. 서론

지지격자체는 노심에서 지진 및 냉각재상실사고 발생 시 인접한 핵연료집합체로부터 충격하중을 받게 된다. 이러한 환경에 대한 지지격자의 기계적 건전성을 평가하기 위해서 충격하중 및 좌굴 거동과 이에 영향을 미치는 주요인자의 파악이 필요하다. 현재 미조사 지지격자에 대한 다양한 연구가 진행되고 있으나 조사 지지격자의 연구는 불충분한 상황이다. 따라서 본 연구에서는 조사 지지격자 동적좌굴 시험기를 개발하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 조사 지지격자 동적좌굴 시험기 제작

조사 지지격자 동적좌굴 시험은 지지격자의 한 쪽 면을 견고하게 고정하여 로(furnace) 내에서 가열한 후 일정 무게의 충격 해머(hammer) 가 장착된 진자(pendulum) 를 이용하여 설정된 각도로 측면에 충격하중을 가하여 임계 충격속도 및 충격력, 좌굴 모드 등을 취득한다. 본 시험기의 개략은 그림 1과 같다. 좌굴시험기는 메인프레임, 동력부, 로, 해머로 구성되어 있으며 시험 후 해머와 시편고정치구에 설치된 하중센서와 해머에 부착된 가속도계를 통해 데이터를 취득한다.

동력부는 서보모터와 감속기를 통해 전달된 동력으로 결속된 air cylinder 와 shaft 를 회전 시켜 해머의 각도를 조정 한다. 해머는 shaft 에 의해 동력부에 지지되고 있는데 설정 각도에서 shaft 가 후진하면 해머는 자유낙하운동을 하게 된다. 시편에 충격을 가한 후 2차 충격을 방지하기 위해 충격 후에 반동되는 해머를 전자식 브레이크가 작동하여 제동을 걸어 2차 낙하를 방지한다.

시편을 가열하기 위한 로는 air cylinder 와 linear system 을 이용한 sliding 방식으로 구성되어 있다. 지지격자가 설정온도에 도달하면 상부로가 이동하여 시편이 노출되고 그 후 충격시험이 이루어진다. 로 내부에 1개의 제어 열전대와 5개의 모니터링 열전대를 설치하여 로 분위기 온도 및 시편 온도를 측정한다.

또한 그림 2와 같이 로 내부에 지지격자를 고정하는 grip 부가 설치되어 있는데 super bellows 에 공기압을 주입하여 inconel spring 을 압축시켜 시편을 잡을 수 있도록 반자동식으로 구성하였다. Super bellows 에 공기압을 공급하면 인장을 하면서 inconel spring 을 압축시켜 지지격자를 고정하게 되며 반대로 공기압이 빠지게 되면 inconel spring 이 super bellows 를 밀어내게 되어 시편이 해체된다.

본 시험기는 고방사선의 조사 지지격자를 대상

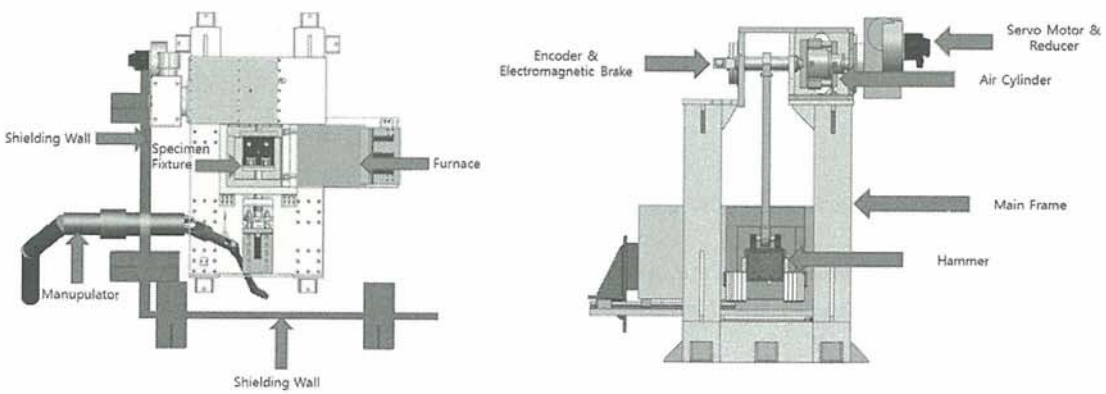


Fig. 1. Dynamic buckling test system configuration

으로 시험하므로 차폐 및 취급이 중요하다. 따라서 허용선량 제한치를 차폐체 표면 1m 거리에서 25 μSv/hr 로 설정하여 차폐설비를 구축하였고 시편의 취급을 위해 원격조종기(manupulator) 를 설치하였다.

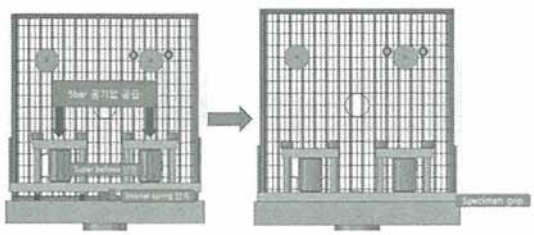


Fig. 2. Specimen grip part

2.2 비조사 지지격자 대상 성능 시험

비조사 PLUS7 지지격자를 대상으로 개발된 시험기의 성능평가를 수행하였다. 지지격자는 연료봉과 안내관이 삽입되지 않은 시편을 사용하였으며 로 내에서 320 ± 5 ℃ 까지 상승시킨 후 해머의 각도를 7도에서 시작하여 지지격자의 좌굴이 발생할 때 까지, 즉 충격력이 이전 각도의 충격력보다 감소하는 각도까지 시험을 수행하였다. 해머의 질량은 PLUS7의 하나의 스팬에 해당하는 145 lb 으로 하였다.

본 시험의 결과를 그림 3에 나타내었다. 임계 충격력과 가속도는 각각 9.16 kN, 23.8g 이었으며, 그 각도는 10도였다.

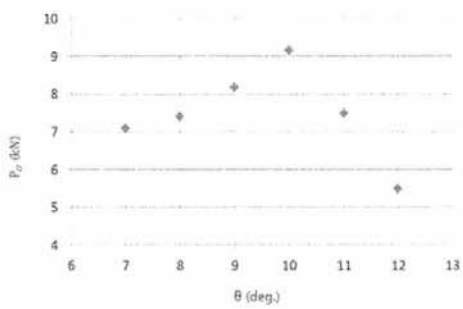


Fig. 3. Critical impact force of PLUS7 grid

그림 4는 임계 충격력에 대한 충격이력이다. 충격 유지시간은 약 25msec 이었으며 그 시간은 각도마다 유사하였다.

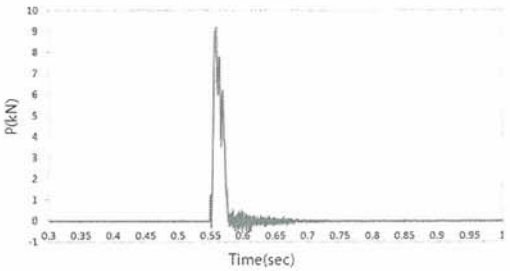


Fig. 4. Impact force history

비조사 PLUS7 지지격자의 좌굴모드는 그림 5와 같다. 좌굴은 구조적으로 취약한 안내관이 삽입되는 층에서 발생하여 변형이 시작한다는 것을 알 수 있다.

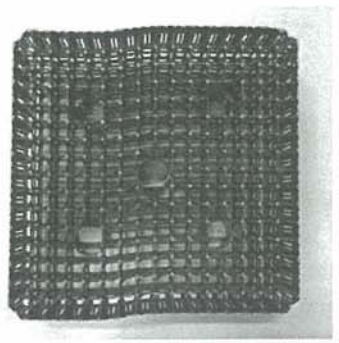


Fig. 5. Buckling mode of PLUS7 grid

3. 결론

본 연구에서는 조사 지지격자 동적좌굴 시험기를 개발하였고 이를 통해 비조사 지지격자에 대한 성능시험을 수행하였다. 추후 연료봉, 안내관이 삽입된 PLUS7 비조사 지지격자 및 PLUS7 조사 지지격자에 대한 동적좌굴 시험이 수행할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제 기술혁신사업으로 수행되었습니다.

참조전극과 (고체, 액체)음극의 거리에 따른 음극전위 변화

김시형[1*], 윤종호[2], 김가영[1], 김택진[1], 심준보[1], 김광락[1], 정재후[1], 안도희[1], 백승우[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]과학기술연합대학원대학교(UST), 대전광역시 유성구 가정로 217
exodus@kaeri.re.kr

1. 서론

LiCl-KCl 용융염에서 전기화학적인 방법으로 사용후핵연료에 포함되어 있는 U, TRU를 회수할 때 고체음극, 액체음극(Cd, Bi)에 따라 각 성분이 전착되는 음극전위가 다르게 나타난다[1,2]. 따라서 파이로 공정에서는 음극전위를 제어하기 위하여 3 전극(양극, 음극, 참조전극) 시스템을 이용하고 있다. 음극전위는 용융염의 저항 또는 전극간 거리 등에 따라서 다를 수 있으므로 본 연구에서는 참조전극과 음극간 거리에 따라 고체, 액체 음극에서의 음극전위 변화를 관찰하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

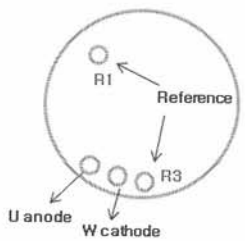
고체음극과 참조전극의 위치에 따른 음극에서의 U 전착전위 변화를 관찰하기 위하여, Fig. 1과 같이 U 양극, W 음극의 위치는 고정하고 참조전극은 R1과 R3에 두었다. 참조전극은 R1과 R3 위치에서 각각 70, 50, 35, 20mm씩 장입깊이를 변화하면서 W 음극에서의 U 전착전위를 측정하였다.

액체카드뮴 음극과 참조전극의 위치에 따른 U 전착전위 변화는 Fig. 2와 같이 U 양극, Cd 음극의 위치는 고정해 두고, 참조전극의 위치를 R1과 R2에 두었다. 두 위치에서 참조전극의 장입깊이는 Table 1에서와 같이 15 ~ 70mm로 하였다. 알루미나 도가니에 장입되는 Cd 양 변화에 따른 Cd 높이 변화가 음극전위에 미치는 영향을 평가하기 위하여 210g(1.3mm), 430g(2.8mm) 씩 변화를 주었다.

실험에 사용된 참조전극은 1wt%AgCl이 포함된 LiCl-KCl 이고, 500℃에서 100 mA/cm^2 전류를 3 분씩 인가하면서 전착을 수행하였다. 이 때, 전착 중에 전해질을 교반하지는 않았다. 고체음극으로 전착을 할 때는 참조전극의 장입깊이를 조정할 때마다 고체음극의 표면을 깨끗이 연마하였고, 액체음극으로 실험을 수행할 때는 각 실험 때마다 카드뮴 음극을 교반하여 앞 조건에서 전착한 우라늄이 Cd 표면에 노출되지 않도록 하였다.

Table 1. The dipping depth of the reference at the position from H1 to H5

position	H1	H2	H3	H4	H5
depth(mm)	70	50	35	20	15



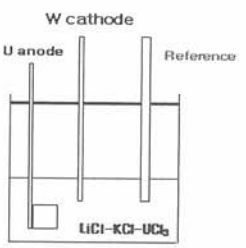
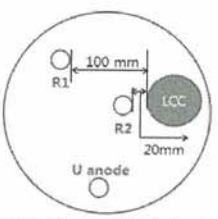
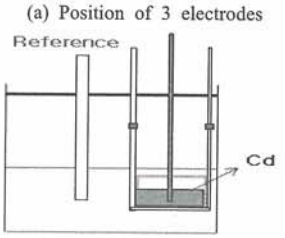


Fig. 1. Solid cathode-reference configuration



(a) Position of 3 electrodes



(b) Reference dipping depth and Cd height

Fig. 2. Liquid cathode-reference configuration

2.2 참조전극과 고체음극 위치에 따른 음극전위

고체음극은 용융염에 약 26mm 장입되었으며, Fig. 3에서 보는 바와 같이 참조전극의 용융염내 장입깊이가 작아질수록 음극전위는 음의 방향으로 증가하였다. 참조전극의 각 장입깊이에서 R1, R3 위치의 U 전착전위의 차이는 3mV 이하였으며, 예외적으로 70mm 장입되었을 때는 12mV 차이가 발생하였다. 용융염의 전기전도성이 매우 좋기 때문에 참조전극과 고체전극간 거리 영향이 작았던 것으로 판단된다.

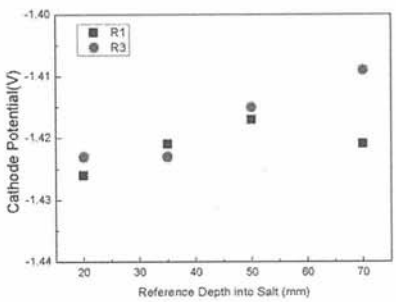
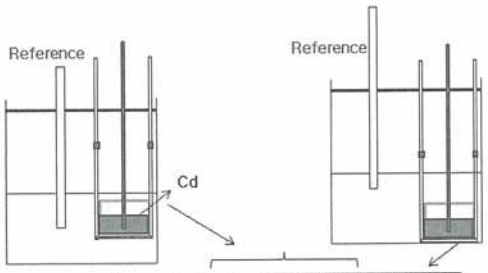


Fig. 3. Variation of solid cathode potential depending on the position of the reference electrode

2.3 참조전극과 액체음극 위치에 따른 음극전위

액체카드뮴을 알루미나 도가니에 210g, 430g 장입한 후 참조전극(R1, R2) 위치 및 장입깊이에 따라 전착전위를 측정하였다. R1 위치에서는 참조전극의 장입깊이와 카드뮴의 양에 따른 우라늄 전착전위가 최대 60mV 차이가 났으나, R2 위치에서는 장입깊이에 따라서 약 200mV의 차이가 발생하였다. 이는 카드뮴을 담고 있는 알루미나 도가니가 참조전극과 카드뮴 음극 사이에서 저항역할을 하기 때문에 참조전극의 위치에 따른 전착전위의 변화가 고체음극에서 보다 크게 나타난 것으로 사료된다. 이 실험에서 드러난 특징은, 참조전극 끝단이 알루미나 도가니 상부테두리 보다 높게 위치하였을 때, 즉, 참조전극과 카드뮴 음극 사이에 장벽이 낮아졌을 때 음극전위가 큰 차이를 보여주고 있다는 점이다. 따라서, 액체음극으로 전착실험을 수행할 때는 참조전극의 위치 및 용융염 내 장입깊이를 주의 깊게 설정할 필요가 있다.



	210g Cd	430g Cd	430g Cd	430g Cd
R1-70	-1.98	-1.94		
R1-50	-1.99	-1.93		
R1-35	-1.99	-1.94		
R1-20	-1.99	-1.97		
R2-50	-1.96	-1.91	-1.9	
R2-35	-1.96	-1.91	-1.92	
R2-20	-1.94	-1.88	-1.88	
R2-15			-1.81	-1.76

Fig. 4. Variation of liquid cathode potential depending on the position of the reference electrode

3. 결론

용융염은 전기전도성이 좋기 때문에 고체음극으로부터 참조전극의 위치 및 거리를 변화하여도 U 전착전위 차이는 매우 작았다. 반면에, 액체카드뮴이 담긴 알루미나 도가니를 음극으로 사용하여 전착을 하는 경우, 도가니가 참조전극과 카드뮴음극 사이에 저항역할을 함으로서 참조전극의 위치 및 거리에 따른 U 전착전위 변화가 크게 되었다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699)

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).

고품위 우라늄 잉곳제작을 위한 용탕의 응고거동 전산모사 결과분석

이호세*, 장준혁, 강희석, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hellohose@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구진은 우라늄 잉곳주조의 효율성을 극대화하기 위하여 연속식 잉곳주조공정을 개발하였으며, 실험실 규모의 주조장치를 제작하여 실험조건을 확립하기 위한 연구를 수행하고 있다 [1,2]. 이와 더불어 우라늄 처리 용량을 최대화하기 위하여 50 kgU/batch 용량의 공학규모 연속식 PRIDE 우라늄 잉곳주조장치를 개발하기 위한 연구를 병행하고 있다. 하지만 아직까지 잉곳주조과정 중 용탕의 유동 및 응고거동에 대한 연구가 미비하여 출탕 및 응고조건을 확립하는데 어려움을 겪고 있는 실정이다. 이에 본 연구에서는 컴퓨터 전산모사를 도입하여 용탕의 출탕속도, 온도, 몰드의 예열온도, 출탕방법에 따른 응고거동을 분석하였다. 이 결과를 바탕으로, 내부 Defect의 크기를 최소화하여 고품질의 우라늄 잉곳을 얻을 수 있는 최적의 공정조건을 확립하고자 하였다.

2. 본론

2.1 전산모사 결과 검증

잉곳제조 시 용탕의 응고거동을 분석하기 위하여 컴퓨터 simulation software AnyCating (AnyCasting Suite Ver. 4.0, AnyCasting Co., Ltd.)을 도입하였다. 실제 실험결과와의 비교를 위하여 실험실 규모 및 공학규모 잉곳주조장치의 주형을 모델링하여 전산모사에 적용하였다. 전산모사결과의 타당성 평가를 용이하게 하기 위하여 우라늄과 금속특성이 비슷한 Cu를 용해물질로 선정하여 전산모사를 수행하였다.

잉곳의 응고과정 중, 주입 용탕의 출탕속도가 응고거동에 미치는 영향을 파악하기 위하여 컴퓨터 전산모사를 수행하였다. Cu 용탕의 온도를 Cu의 융점(1083 ℃) 이상인 1300 ℃로, 주형의 예열온도를 400 ℃로 일정하게 가정 한 후, Cu 용탕의 주입속도에 따른 응고거동의 차이를 분석하였다. 약 2.2 kg의 Cu 용탕을 45초 또는 90초에 걸쳐 출탕한 후 용탕의 응고거동을 고찰하였다. 그 결과 90초에 걸쳐 잉곳을 출탕하였을 경우 45초에 걸쳐 출탕한 경우에 비해 Cavity의 크기가 커지고 표면에 가까이 위치하는 것을 확인 할 수 있다. 이러한 결과는 기존의 Cu 잉곳주조를 통한 실험결과의 출탕시간에 따른 Cavity의 분포를 분석한 결과와 같은 경향성을 나타내는 것을 확인하였다. 출탕시간을 70초에서 40초로 점차적으로 줄였을 경우 Cu 잉곳 내부에 형성된 수축공의 크기가 점진적으로 작아지는 것으로 확인되었다. 이러한 결과는 컴퓨터 전산모사에 의한 Cu 용탕의 응고거동이 실제의 Cu 용탕의 응고거동과 유사한 경향을 나타냄을 잘 보여주고 있다. 이러한 연구결과는 컴퓨터 전산모사를 이용한 응고거동 분석결과가 실제 실험결과와 유사한 거동을 나타냄을 잘 보여주고 있다.

2.2 단계적 용탕 출탕에 따른 응고거동의 변화

제조된 U-잉곳 내부에 Cavity의 형성을 최소화하기 위하여, 용융된 우라늄의 출탕을 단계적으로 수행하면서 용탕의 응고거동을 분석하였다. Cavity의 크기를 최소화 할 뿐만 아니라, 응고외관이 양호한 잉곳을 생산하기 위한 조건을 찾기 위하여, 다양한 용탕의 온도, 주형예열온도, 주입단계의 수, 단계간의 시간간격을 변화하며 전산모사를 수행하였다. 그 결과 1400 ℃의 용탕, 400 ℃의 주형예열 상태에서, 용탕을 3단계로 나눠서 25초의 시간간격을 두고 출탕하였을 때 내부에 Cavity가 발생하지 않고 가장 양호한 외관의 U-잉곳을 제조 할 수 있는 것으로 확인되었다. Fig. 1은 이러한 출탕조건에서 용탕의 응고거동을 도시한 결과다. Fig. 1은 용탕의 응고순서, Fig. 1은 생성된 Cavity의 분포 및 크기를 예측한 결과이다. 이 결과 응고가 가장 늦게 진행된 U-잉곳의 내부에서도 Cavity가 존재할 확률이 매우 낮은 것을 확인 할 수 있다. 이는 용탕을 단계적으로 시간을 두고 출탕하였을 때, 먼저 출탕된 용탕이 응고가 진행됨과 동시에 추가로 용탕이 출탕되어, 부분적으로 응고된 잉곳의 재용융이 진행되면서 잉곳내부의 수축부위에 추가 출탕된 용탕이 채워

지기 때문으로 생각된다. 그 결과 용탕의 응고과정 중 부피수축의 영향이 잉곳내부에 집중되는 현상을 방지하는 효과를 가져와서 Cavity의 형성이 억제되는 것으로 판단된다.

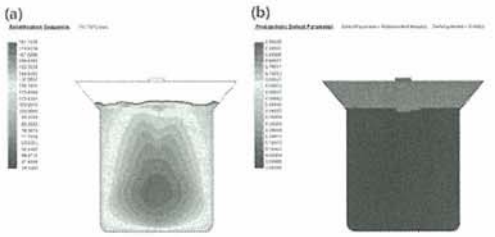


Fig. 1. (a) Solidification sequence and (b) distribution of cavity after step feeding

3. 결론

본 연구에서는 내부 Defect의 크기를 최소화하여 고품질의 우라늄 잉곳을 얻을 수 있는 최적의 공정조건을 확립하고자 하였다. 전산모사를 통하여 다음과 같은 결과를 도출하였다.

● 1400 ℃의 용탕, 400 ℃의 주형예열 상태에서, 용탕을 3단계로 나눠서 25초의 시간간격을 두고 출탕하였을 때 내부에 Cavity가 발생하지 않고 가장 양호한 외관의 U-잉곳을 제조 할 수 있는 것으로 확인된다.

● 이는 용탕의 응고과정 중 부피수축의 영향이 잉곳내부에 집중되는 현상을 방지하는 효과를 가져와서 Cavity의 형성이 억제되는 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행 하였습니다

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.287-288, 2010.
[2] Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 8, No. 1, pp.85-89, 2010.

UCl_3 와 Cd의 층분리를 위한 simulator test

진형주*, 우문식, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jinhyoung@kaeri.re.kr

1. 서론

각 원자력 발전소에서 발생하는 방사성 폐기물량의 증가로 처리 및 관리가 어느 때보다 높아지고 있다. 우리나라에서는 폐기물 처리법 중 건식법을 주로 연구 하고 있으며, 핵연료주기 (Advanced Fuel Cycle) 공정으로 불리며 이중 전기화학적 기술이 핵심으로 사용되는 공정은 고온화학공정 (Pyrochemical Processing)이다. 전해정련공정에서 용융염 내 녹아있는 우라늄을 작업전극 으로 환원전착 시키는데 용융염 전해질 내 UCl_3가 필요하다.[1] LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적 방법인 우라늄 전해정련시 전극 간 전위안정화 및 순수한 우라늄금속을 전착시키기 위하여 UCl_3이 전해정련조의 LiCl-KCl salt 무게의 9wt% 정도가 필요하다. 두 반응은 하나의 반응기내에서 동시에 일어나며, 발생되는 카드뮴 금속은 비중차 에 의해 반응기 하단으로 이동하여 다시 염소화반응을 거치게 된다. 여기서 비중차에 의해 얻어진 UCl_3를 Cd 층과 명확하게 분리하기 위하여 본 연구 및 실험에서는 이 과정에서 얻어진 UCl_3 와 Cd층을 분리 하여야 하는 고화 상태의 반응기로부터 분리에 따른 층의 흐름 변화를 알아보고자 simulator test 실험하였다.

2. 본론

투명한 아크릴 반응기를 제작하여 등유와 증류수를 이용한 층분리 실험을 수행하였다. 실험장치는 Fig 1과 같으며 장치는 air공급기,가상염화물 제조 장치,가상염이송장치,가상펠렛제조장치,가상 배기체 흡수장치로 구성되어있다. 위 장치의 반응기는 내경 100mm 높이 720mm 이고 반응기 내부 하단은 유량을 올릴수 있게 제작되어 파스칼의 원리가 적용 되게 하였다.

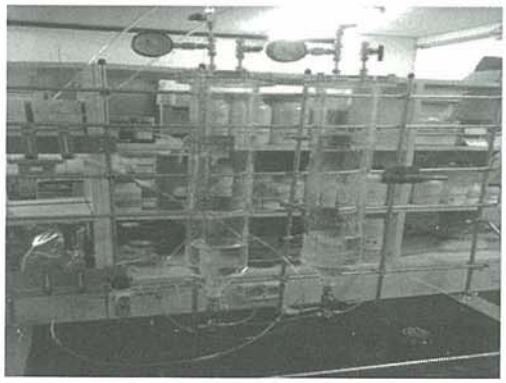


Fig. 1. UCl_3 simulator test of production equipments

실험에 사용될 분리 물질은 기존 연구에 필요한 대비물질을 사용하지 않고 분리가 어떻게 잘되어지는가에 초점을 두고 물과 기름으로 각각의 온도 , 비중 , 점성 등을 이용하여 유체의 흐름을 관찰하였다. 투명한 아크릴 반응기 안에 등유와 증류수를 이용한 층분리 실험을 수행하여 액위의 변화에 따른 층의 교란 현상과 층분리 효과등을 관찰하였으며, 또한 온도, 압력, 부식 조건등은 간접식을 선택하여 비교하였다.

3. 결론

아크릴 반응기를 이용한 등유와 증류수간의 층분리 실험 결과 아래 Fig 2와 같으며, 정성적 공간 추론 이론의 경우 공간에서의 물체의 배치, 힘 ,형태, 운동에 대한 표현이 정교하지 않아 메카니즘의 분석이 어렵다고 하였지만[2] 층내 유속은 파스칼의 원리를 이용하여 안정적으로 층류유동상태로 층분리가 일어남을 확인하였다. 더 많은 메커니즘을 연구하여 적용하면 앞으로 더 정확한 층분리와 유체의 흐름 변화 등의 결과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

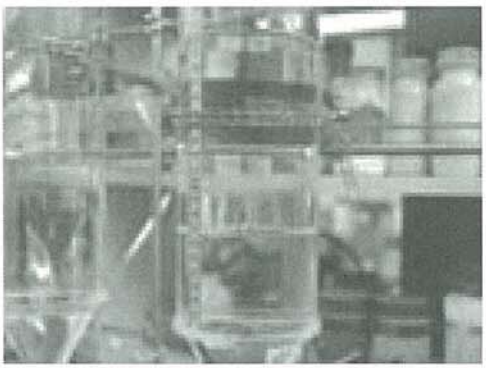


Fig. 2. Phase separation of mixture

또한 온도, 압력, 부식 조건등의 간접식을 선택하여 비교하였을때, 앞으로 제작할 액위 측정 방법은 반응기의 고온(600°C), 압력(30~60 torr), 부식 조건(염소가스), 공융염 분진 및 증기 등 여러 조건을 조합하여 맞추면 조건에 만족 될 것이라 생각한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술발표회 논문요약집, Vol.8.No.1, 2010.

[2] 한국전문가시스템학회지, 제3권 제2호 pp.23-32, 1997.

파이로 공정의 우라늄 발화거동 분석

유길성*, 문성인, 정원명, 구정회, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yougil@kaeri.re.kr

1. 서 론

한국원자력연구원이 추진하고 있는 사용후핵연료 건식처리를 위한 파이로프로세싱(이하 파이로) 공정개발을 위해서는 파이로 핫셀시설이라는 불활성 분위기로 충진된 고준위 방사선 차폐시설이 필요하며, 안전성 확보가 무엇보다 중요하다[1,2]. 따라서 본 논문에서는 파이로 공정별 우라늄 발생 형태 및 화재 안전성에 대해 정성적인 분석을 수행해 보았다.

2. 우라늄 발화 연구현황

우라늄의 발화 연구는 1950년대 후반부터 수행되었는데, 우라늄 금속의 발화 및 인화성에 의한 화재사고는 그 당시 원자력 산업에서 주요 이슈 중 하나였기 때문이다. 사고의 방지를 위해서는 발화거동에 대한 근본적인 이해가 필요하였다. 우라늄 발화의 중요한 특성 중 하나는 발화에 대한 방사선 조사효과이다. 캐나다 Chalk River, 영국 Windscale 및 미국의 Hanford에서 몇 번의 발화 사고가 일어났으며, 이 사고들은 우라늄이 조사된 후 더 높은 발화성을 가지는 것으로 나타났다. 비교적 최근인 2000년에 수행된 우라늄 발화 현상과 예측에 대한 연구는 미국의 Fauske & Associates, Inc.의 Martin G. Plys 등에 의해 수행되었다. 최근 프랑스 CEA의 F. Le Guyadec 등은 우라늄 수소화물과 순수한 우라늄 분말들의 자발적 발화 거동을 정밀하게 관찰한 바 있다[3-10].

3. 파이로 공정별 우라늄발화 위험

파이로 건식처리 공정의 특성상 각 공정에서 산출되는 우라늄은 일부 다른 공정 물질 또는 핵분열 물질들이 혼합된 우라늄이다. 따라서 기본적으로 우라늄 금속에 대한 발화위험이 모든 공정에 항상 상존하며, 각 공정별 우라늄 물질들의 형태 및 정성적 발화 위험도는 다음과 같다.

3.1 전해환원 잔류염 우라늄

전해환원 공정은 산화물 상태인 PWR 사용후핵연료를 인수, 처리하여 전해정련장치로 이송하기 위한 공정이다. 전해환원 공정에서의 우라늄의 형태는 공정 전에 투입물질로서의 우라늄의 형태는 핵연료와 동일한 UO_2 또는 U_3O_8이 될 것이다. 이러한 산화물은 비교적 발화현상에 안전하며, 발화거동 분석은 필요치 않다. 다음으로 환원공정을 마친 상태에서 산출된 잔류염과 핵분열생성물 금속이 포함된 혼합물이다. 이 혼합물은 검은색 덩어리 형태이다.

3.2 잔류염이 제거된 금속 우라늄 분말

전해환원 공정을 거치고 난후의 우라늄+잔류염 혼합물로부터 잔류염 제거장치에서 잔류염이 휘발 제거된 뒤의 우라늄으로 일부 분순물 금속이 포함된 우라늄 금속 분말이다. 불순물이 포함되긴 했지만 거의 대부분이 우라늄 금속이고 또한 형태가 미세 분말 형태이기 때문에 발화 위험도가 높은 상태이다.

3.3 공융염이 포함된 순수 금속 우라늄

전해정련 공정은 전해환원 공정을 통해 산화물 상태인 PWR 사용후핵연료를 금속으로 환원시킨 금속전환체로부터 순수한 우라늄을 선택적으로 회수하는 기능을 갖는다. 전해정련 기기는 전해환원 공정에서 이송된 금속전환체를 양극에 장착, 500 ℃ 온도의 LiCl-KCl 공융염에서 전기분해에 의한 자발 탈리 작용에 의해 반응기 하부에 전착물을 회수하는 기능을 갖는다. 이 공정에서 생성되는 공정물은 앞 공정인 전해환원 및 잔류염 제거공정을 거친 금속 우라늄 분말을 공융염 내에서 전해방법으로 정제시켰기 때문에 비교적 순수한 금속 우라늄의 형태로 전극에 전착되며(덴드라이트 형태), 따라서 전극으로부터 떼어내어 모아놓은 작은 덩어리 형태를 가지고 있다. 잔류 공융염이 포함되어 있기 때문에 비교적 발화 위험성

은 낮다.

3.4 잔류염이 제거된 순수 금속 우라늄

전해정련 공정을 거친 금속 우라늄 분말로 비교적 순수한 금속 우라늄의 작은 덩어리 형태를 가지고 있다. 미세분말 형태는 아니지만 순수한 우라늄 금속이라 발화 위험성이 중간 정도 된다.

3.5 순수 금속 우라늄 잉곳

앞 공정에서 나온 순수 우라늄 금속의 작은 덩어리들을 모아 보관을 위해 진공 용해로에서 용융 후 잉곳형태로 만든 것으로 비록 순수 우라늄 금속이긴 하지만 형태가 잉곳형태인 관계로 표면 산화가 빠르며, 산화막에 의해 발화 위험성은 낮아진다.

3.6 TRU + 카드뮴 덩어리

전해제련 공정은 앞 공정인 전해정련 후 용융염에 남아있는 초우라늄(TRU) 원소 등의 악티늄족 원소들을 연료로 재사용하기 위해 공회수하는 공정들로 구성되어 있다. 액체음극에 전착된 악티늄족 원소들은 카드뮴과 합금 상태로 10 wt% 정도가 전착되어 있고, 나머지 약 90 wt%는 카드뮴이다. 거의 대부분이 카드뮴이라 발화 위험도는 비교적 낮다.

3.7 카드뮴이 제거된 TRU

카드뮴의 높은 증기압을 이용하여 진공증류 공정을 거쳐 카드뮴이 제거된 TRU 분말이다. TRU 금속에 대한 발화거동 시험은 지금까지 수행된 바 없으나 이는 우라늄과 물리적 성질이 비슷하고 형태도 분말이라 발화의 위험도는 우라늄 분말과 비슷하다고 볼 수 있다.

4. 결론

파이로 공정에서 발생 가능한 우라늄 금속을 분석하고 이의 화재발생 가능성을 정성적으로 평가해 보았다. 발생 가능 우라늄은 용융염과 불순물을 포함한 혼합물 우라늄과 비교적 순수한 우라늄으로 나눌 수 있으며, 형태는 분말, 작은 덩어리 또는 잉곳형태 등으로 다양하게 나타났다.

파이로 공정에서 발생 가능한 우라늄 금속의 경우 건식 공기 중에서의 발화거동의 위험성은 그 모양에 따라 달라지며, 추후 각각의 형태 및 성분비에 따른 실험으로 정량적인 발화거동 예측이 필요하다.

5. 참고문헌

[1] Gil-Sung You, et al.,"Design and construction of the Advanced spent fuel Conditioning Process Facility (ACPF)," Nucl. Eng. and Tech., 41, pp 859-864, 2009.

[2] Gil-Sung You, et al.,"Concept and Safety Studies of an Integrated Pyroprocess Facility," Nucl. Eng. and Design 241 pp 415 - 424, 2011.

[3] Plys, et al., 2000, "Uranium Pyrophoricity Phenomena and Prediction," SNF-5373, Fluor Hanford Inc., Richland, WA, to be released.

[4] Epstein, M., et al., 1996, "On the Prediction of Ignition Potential of Uranium Metal and Hydride," Nuclear Safety, Vol. 37, pp. 12-26.

[5] McGillivray, G. W., et al. 1994, "Studies of the Kinetics and Mechanism of the Oxidation of Uranium by Dry and Moist Air - A Model for Determining the Oxidation Rate Over a Wide Range of Temperatures and Water Vapor Pressures," Journal of Nuclear Materials, 208, pp. 81-97.

[6] Abrefah, J., et al., 1999, "Analysis of Ignition Testing on K-West Basin Fuel," PNNL-11816, UC-602, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, August.

[7] F. Le Guyadec, S. Joffre, C. Chatillon, E. Blanquet, Materiaux 2006, 13 - 17 November 2006, Dijon, France.

[8] F. Le Guyadec, C. Rado, C. Chatillon, E. Blanquet, J. Nucl. Mat. 393 (2009) 333.

[9] M. Epstein, W. Luangdilok, M.G. Plys, H.K. Fauske, Nucl. Saf. 37 (1996) 12.

[10] T.C. Totemeier, J. Nucl. Mat. 278 (2000) 301.

사용후핵연료 저장조 사고시 지르코늄 피복관의 공기중 고온산화 거동

방제건*, 김선기, 전태현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장조내의 사용후핵연료에 대한 안전성은 일본 후쿠시마 원전사고이후 크게 부각되고 있다. 사용후핵연료 저장조내 냉각수가 상실될 경우 사용후핵연료는 공기중에 노출되게 되고, 이 경우 사용후핵연료 피복관은 사용후핵연료의 붕괴열 냉각기능을 상실함에 따라 공기와의 고온산화반응이 발생하게 되며 일정량의 산화량을 넘게 되면, 피복관이 손상된다. 후쿠시마 사고 이전에는 노심내의 냉각수상실사고(LOCA)를 고려한 수증기 분위기에서의 산화시험관련 연구가 주로 많이 수행되어 왔으나, 사용후핵연료 저장조내의 사고를 고려한 공기중 고온산화시험관련 연구는 상대적으로 매우 부족하며, 최근 들어 이에 대한 연구의 필요성이 부각되고 있다. 이에 본 연구에서는 사용후핵연료를 모사하기 위한 산화층을 형성한 Zirclaoy-4를 대상으로 고온에서 피복관 산화거동시험을 수행하였으며, 각 온도에서의 공기와의 산화반응거동을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비

실험에 사용된 시편은 사용후핵연료 피복관을 모사하기 위해 전기가열로에서 공기중 400℃산화시험을 통해 산화막을 약 55㎛ 정도 형성시킨 피복관을 사용하였다. 산화반응용 시편은 20㎜ 길이의 시험편을 사용하였으며, 시험전 표면적 및 무게를 측정하였다.

2.2 실험방법

저장조 냉각기능 상실 사고시 가능한 시나리오 가운데 분당 50℃의 속도로 온도가 상승한다고 가정하고, 온도 상승 과정 및 등온과정에서 600-1400℃ 온도영역에서 각 온도별로 공기분위기에서의 공기와의 노출시간에 따른 무게증가(weight gain) 거동을 TGA를 이용하여 실시간으로 측정하였다.

2.3 실험결과

공기노출시간에 따른 산화량 증가 W는 다음과 같이 표현된다.

$$W=k\cdot t^{a} \quad [mg/dm^2] \qquad (1)$$

여기서 k는 산화속도 상수, t는 공기중 노출시간, 그리고, a는 산화속도지수로서 실험 결과에 의하면 As-received Zircaloy-4에 대한 산화속도지수 a는 3차속도법칙(cubic kinetic law) 혹은 2차속도법칙(parabolic kinetic law)을 따르며 특정시간 경과 후 산화반응거동의 천이(breakaway oxidation)가 발생하여, 공기노출시간에 따라 산화량이 직선적으로 증가하여 반응속도가 증가하는 소위 'breakaway oxidation' 현상이 발생함을 확인하였다. 'breakaway oxidation'은 기존의 정상운전 중 냉각수 산화 및 노내 LOCA 사고시 고온수증기산화반응에서도 나타나는 현상으로서 이는 초기의 보호적이고 치밀한 산화막이 산화막내 균열이나 기공의 형성으로 인해 다공성의 비보호적인 산화막으로 미세구조가 바뀌는 것과 관련이 있는 것으로 보고되어 왔다.

한편, 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가 거동은 공기와의 노출시간에 따라 초기에 반응속도가 감소하는 거동을 보여주었으며, 2차함수에 가까운 무게증가 거동이 나타났다. 그 후 특정시점을 지나 무게증가 거동이 공기중 노출시간에 따라 비례하는 소위 직선적인 반응속도(linear kinetic) 구간을 보여줌으로써는 반응속도가 증가하는 천이현상이 나타났다(그림 1).

이러한 'breakaway oxidation' 거동은 본 시험의 공기중 산화반응거동에서도 나타났으며, 본 시험온도 영역 가운데 1,200℃, 1,400℃와 같은 고온에서의 산화시에는 나타나지 않았으며, 이는 노내 LOCA 사고시 고온 수증기산화반응의 경우와도 유사한 특성을 보여주고 있다. 고온영역에서 'breakaway oxidation' 현상이 나타나지 않는 것은 고온 영역에서의 산화막은 저온 영역에서의 산화막 비해 상대적으로 보호적이고 비다공성에

기인하는 것으로 보여진다.

한편, 공기중 산화거동에 대한 기존 시험자료와 상호 비교하였다(그림 2). 1200℃에서의 공기중 산화거동을 본 연구의 결과와 KIT시험에서의 산화거동 및 경희대학교 시험에서의 산화거동을 비교 분석한 결과, 무게증가 거동은 유사하였으나, 정량적으로 다소 차기가 있는 것으로 나타났다. 본 연구의 결과는 경희대의 무게증가 거동보다는 높게 나타났으나 상대적으로 KIT의 무게증가 거동보다는 낮게 나타났는데, 이는 공기중 산화거동도 기존의 수증기 산화거동에 대한 연구자들의 시험자료에서 다소 정량적인 차이가 나타나는 바와 같이, 시험조건 및 피복관 표면상태의 차이에 따라 다르게 나타나는 것으로 보여진다.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료 저장조내의 냉각기능 상실 사고시, 저장조내 냉각수 표면위로 사용후핵연료가 노출되는 경우를 가정하여 공기와의 노출시간에 따른 사용후핵연료 피복관의 산화반응 거동을 측정하였다. 그 결과 다음과 같은 주요 결론을 도출하였다.

첫째, 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가 거동은 2차함수에 가까운 무게증가 거동이 나타나며 그 후 특정시점을 지나 반응속도가 증가하는 천이현상이 나타난다.

둘째, 반응속도의 천이현상은 1200℃ 및 1400℃와 같은 고온에서는 나타나지 않으며 이는 산화막의 보호적 성질이 고온에서 유지되기 때문으로 보여진다.

4. 참고문헌

[1] M. Steinbrück, "Separate-effects tests on high temperature oxidation of zirconium alloys in various atmospheres", Workshop on Computational and Experimental Studies of the LWR fuel element behaviour under beyond design basis accidents and reflood conditions, IBRAE, Moscow, 27-28 July 2009.

[2] Martin Steinbrück, Nóra Vér, "High-Temperature Oxidation of Zircaloy-4 in Mixed Steam-Air and Steam-Nitrogen Atmospheres", Proceeding of ICAPP 2010, San Diego, CA, USA, Jun3 13-17, 2010.

[3] Martin Steinbruck, et. al, "Experiments on air ingress during severe accidents in LWRS", Nucl. Eng. Des. 236 (2006) 1709-1719.

[4] Martin Steinbruck, "Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures", J. Nuclear Materials 392 (2009) 531-544.

[5] M. Steinbruck, M. Bottcher, "Air oxidation of Zircaloy-4, M5 and ZIRLOTM cladding alloys at high temperatures", J. Nuclear Materials 414 (2011) 276-285.

[6] C. Duriez, T. Dupont, B. Schmet, F. Enoch, "Zircaloy-4 and M5 high temperature oxidation and nitriding in air", J, Nuclear Materials 380 (2008) 30-45.

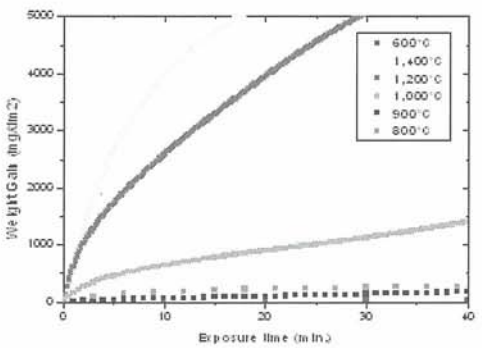


Fig. 1. Oxidation behaviors of Zircaloy-4 cladding in air at various temperatures

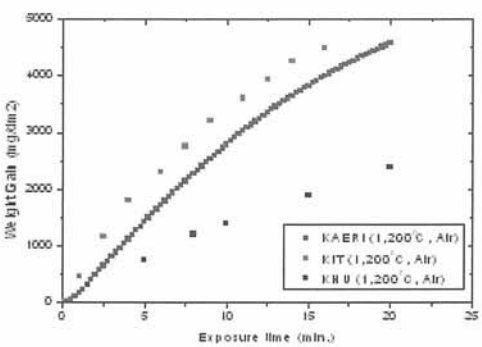


Fig. 2. Oxidation behaviors in air at 1200℃

전해제련 공정 시 Mesh rotator를 이용한 우라늄 수지상 억제에 관한 연구

윤종호[1*], 김시형[2], 김택진[2], 김가영[2], 김광락[2], 심준보[2], 안도희[2], 정재후[2], 백승우[2]
[1]과학기술연합대학원대학교(UST), 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhyoon@kaeri.re.kr

1. 서 론

전해제련공정은 전해정련 공정 이후 LiCl-KCl염에 잔류하는 우라늄과 악티나이드 원소들을 액체 카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 이용하여 회수하는 공정이다. 액체카드뮴을 사용하면, 우라늄과 악티나이드 원소들이 전착되는 전위가 매우 가까워 동시에 전착/회수 할 수 있으므로 핵확산 저항성이 큰 장점을 가지고 있다. 그러나 액체 카드뮴 음극을 이용하여 우라늄과 악티나이드 원소들을 회수 할 경우, 액체음극 계면에서 우라늄 수지상(uranium dendrite)이 생성되어 음극 도가니 외부로 성장한다. 이때 성장한 우라늄수지상이 고체음극으로 작용하면 우라늄만 계속 전착되고, 다른 악티나이드 원소의 전착/회수를 방해한다. 이러한 문제를 해결하기위해 효율적인 액체음극 구조 개발을 위한 연구와 실험이 활발히 진행되고 있다. 본 연구에서는 우라늄 수지상의 성장을 억제하기 위해 mesh rotator를 제작하여 그 성능을 평가하였다.

2. 본 론

본 연구를 위하여 사용된 장치는 Fig. 1과 같으며, 주요 구성품은 99.9%순도의 액체 카드뮴 음극(Cathode), 고체우라늄 양극(Anode), 직경1mm의 Ag/AgCl 참조전극(reference) 등이다. 음극은 카드뮴 315g을 알루미나도가니 안에 넣고, 알루미나 튜브에 장입된 직경1mm 텅스텐 도선을 액체음극의 리드선으로 사용하였다. 전해질로 UCl_3-LiCl-KCl을 사용하였으며, 전해조 교반기(stirrer)는 실험 중 70rpm을 유지하도록 하였다. 액체음극에 -1.96A의 일정전류를 흘려주었으며(전류밀도 100mA/Cm^2), 각각의 전극계면에서는 식 (1)과 식 (2)의 전극반응이 일어난다.

회생양극 반응 : $U(s) \rightarrow U^{3+} + 3e^-$ (1)

액체음극 반응 : $U^{3+} + 3e^- \rightarrow U(s)$ (2)

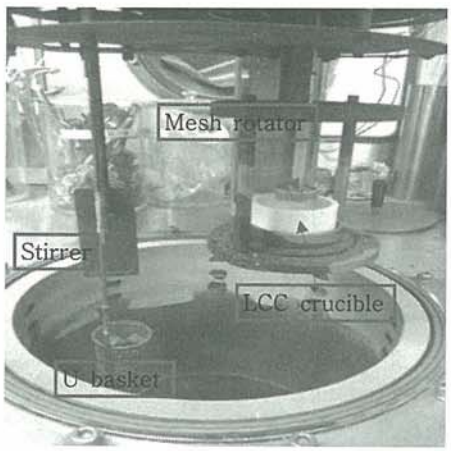


Fig. 1. Experimental apparatus

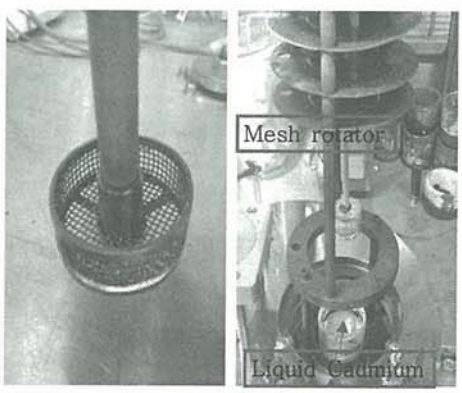


Fig. 2. (a) Mesh rotator (b) LCC assembly

Fig. 2. (a)는 액체 카드뮴전극에 유동을 만들어 주기위해 사용된 Mesh rotator이며, 실험 시 200rpm을 유지하였고, (b)는 LCC Assembly이다. 우라늄이 카드뮴에 전착될 때 두 가지 경우가 발생할 수 있다. 첫째, 전착된 우라늄이 카드뮴에 모두 고용되는 경우로서(500℃에서 최대2.35wt%/Cd), 전착이 진행될수록 음극전위는 마이너스 방향으로 약간씩 증가한다. 고용한계 이상으로 우라늄을 계속 전착하게 되면 전착된 우라늄은 고체

알갱이가 되어 카드뮴 속으로 침전되거나 또는 우라늄 수지상으로 성장하여 카드뮴 표면에 부유하게 된다. 우라늄 수지상이 카드뮴 표면에서 성장하여 음극면적이 늘어나면 음극전위는 작아지게 된다. 우라늄의 비중이 카드뮴보다 2배 이상 큼에도 불구하고 전착된 우라늄이 카드뮴 속으로 침전하지 않는 것은 우라늄이 수지상으로 성장하는 경향이 크기 때문이다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 본 실험에서는 전착이 진행됨에 따라 초기에 음극전위가 마이너스 방향으로 약간 증가하였고, 그 이후에는 음극전위가 조금씩 작아지고 있다. 이는 전착초기에는 우라늄이 카드뮴 안에 고용되었으나, 그 이후에는 우라늄 수지상이 음극표면에서 조금씩 성장하여 음극의 전체면적이 증가하고 있음을 예상 할 수 있다. 전착 실험 종료 후 mesh rotator를 관찰한 바에 의하면(Fig. 4), 우라늄 수지상이 Mesh rotator의 세라믹 기둥을 타고 성장한 것을 알 수 있다. Mesh rotator에서 세라믹 기둥과 rotator를 이어주는 STS재질의 표면이 Stirring 중 카드뮴표면에 노출되어 전극역할을 함으로서 이 부분을 중심으로 우라늄 수지상이 성장했던 것으로 판단된다.

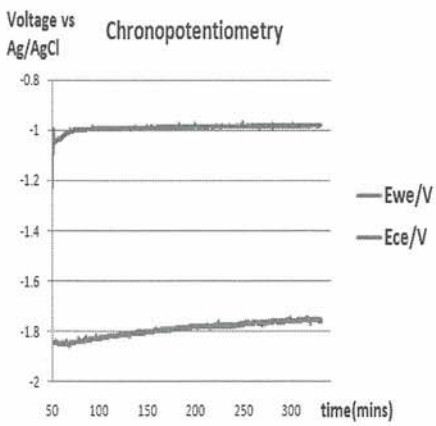


Fig. 3. Current and voltage traces during experiment

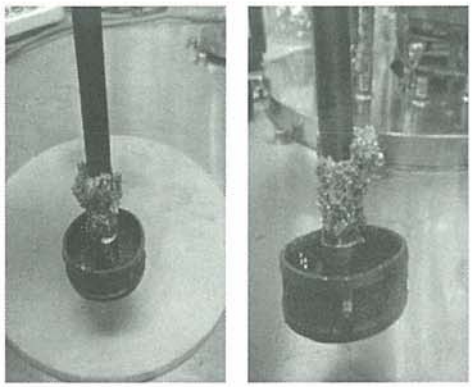


Fig. 4. The deposition of dendritic U on the Mesh rotator

3. 결 론

본 연구에서는 전해제련 공정 시 우라늄수지상(uranium dendrite)의 성장을 억제하기 위한 장치 개발 연구의 일환으로, mesh rotator를 제작하여 그 성능을 평가하였다. 본 연구의 실험 결과를 바탕으로 Mesh rotator의 구조 수정을 통한 효과적인 우라늄 수지상 성장억제 장치를 만들 수 있을 것으로 기대한다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699)

5. 참고문헌

[1] 윤종호등, 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회논문요약집, pp.117-118, 2012.
[2] 강영호등, 고온용융염전해분리기술개발, KAERI/TS-179/2002.
[3] S. H. Kim et al. Journal of Nuclear Materials 385 (2009) 196-199.

초전도칼로리미터를 이용한 사용후핵연료 내 방사성핵종 정량측정 가능성 예비분석

장용식[1*], 김건보[2], 김용함[2], 박세환[1], 윤원식[2], 이혜진[2], 이민규[2], 한보영[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국표준과학연구원, 대전광역시 유성구 가정로 267
vsjang@kaeri.re.kr

1. 서론

초전도칼로리미터를 이용한 핵물질 동위원소 분석법은 국제 안전조치 핵물질 계량관리를 위한 새로운 고도화 기술로써 기존 분광기 한계 영역을 극복하고 파이로 시설의 안전조치 강화 및 국제 핵투명성 강화를 위해 연구되고 있다. 이에 본 연구에서는 초전도칼로리미터를 이용하여 사용후핵연료 내 Pu 동위원소들의 정량측정이 가능한지에 대한 예비분석을 하였다.

2. 본론

2.1 초전도칼로리미터 기본개념

최근 한국표준과학연구원에서 초전도칼로리미터를 이용하여 방사성핵종의 절대방사능을 측정하는 연구가 이루어 졌다[1,2]. 현재 안전조치 적용성 분석을 위해 한국표준과학연구원에서 개발된 초전도칼로리미터를 한국원자력연구원으로 옮겨서 설치 하였다. 초전도미세열량계(micro-calorimeter)는 방사성핵종이 포함된 용액을 금박위에 떨어뜨리고 완전히 건조 시킨 뒤 그것을 전방향으로 감싸는 검출구조를 이용 한다.



Fig. 1. Superconducting calorimeter setup in KAERI

이러한 구조는 금박내의 방사성핵종이 일으키는 붕괴(decay)들을 손실 없이 측정 할 수 있게 한다. 즉, 절대방사능을 측정 할 수 있는 구조가 된다. 한편, 방사능세기 $dN(t)/dt$와 방사성핵종의 원자수 $N(t)$ 사이에는 식 (1), (2)와 같은 정량적 관계가 있다. 식 (1), (2)에서 t는 경과시간, λ는 붕괴상수(disintegration constant), $T_{1/2}$은 반감기(half life)를 나타낸다.

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad (1)$$

$$\Rightarrow N(t) = \frac{T_{1/2}}{\ln 2} \times (-\frac{dN(t)}{dt}) \quad (2)$$

따라서, 전방향흡수체를 이용하여 방사능세기[절대방사능] $dN(t)/dt$를 측정하게 되면 원자수 $N(t)$를 알 수 있고 방사성핵종의 함유 질량을 알 수 있다.

2.2 초전도칼로리미터 국내외 연구동향

초전도칼로리미터는 낮은 검출하한(threshold), 낮은 배경신호(background), 높은 에너지 분해능, 높은 검출효율의 성능으로 인해 중성미자연구, 우주복사연구, 핵물질 분석등에 쓰이고 있다. 국내에서는 중성미자의 질량과 성질을 규명하기 위해 결성한 국제공동연구인 AMoRE 프로젝트에서 초전도칼로리미터를 사용하고 있으며 국외에서는 미항공우주국(NASA), 유럽우주항공국(ESA)이 우주복사 연구를 위해 사용하고 있다. 또한 프랑스의 CEA 와 미국표준기술원(NIST), LANL 에서는 핵물질 분석을 위해 이용하고 있다[3].

2.3 Pu 동위원소 측정 가능성 분석

Fig. 2.는 사용후 핵연료에 대한 ORIGEN 시뮬레이션 결과에 포함된 방사성핵종 및 방사능세기

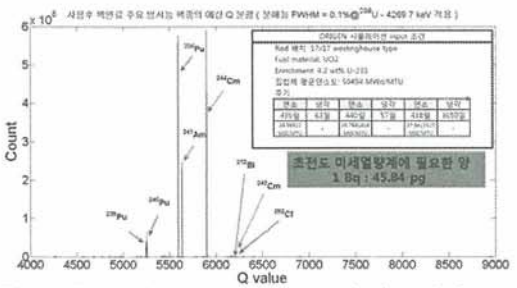


Fig. 2. Expected spectrum of superconducting calorimeter based on ORIGEN simulation result of spent nuclear fuel

데이터를 기반으로 사용후 핵연료 내 주요 방사성핵종의 예상 Q분광을 그래프로 나타내었다. 여기서 Q값은 방사성핵종이 붕괴 할 때 발생하는 알파에너지, 감마 및 엑스선 에너지, 전환전자 및 오제(Auger)전자 에너지, 핵의 되튐(recoil) 에너지 등을 모두 합한 총 에너지를 의미한다. 이때 검출기의 에너지 분해능은 ^{238}U의 Q값인

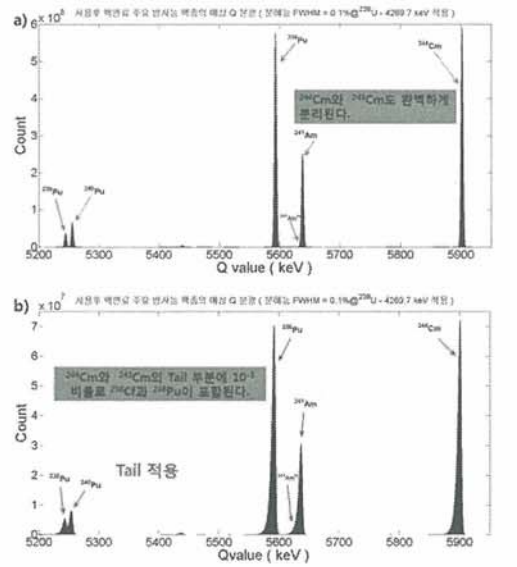


Fig. 3. Expanded spectrum in the 5200 keV~6000 keV

4269.7 keV에 대해 FWHM=0.1%(약 4.3 keV)를 가진다고 가정 하였다. 이 가정은 실제 Q분광 실험 데이터를 기준으로 만들어 졌다. 그리고 초전도칼로리미터 실험에 필요한, 1 Bq의 방사능세기를 가지는 사용 후 핵연료의 양은 45.84 pg으로 계산 되었다. 한편, Fig. 3. a)는 Fig. 2.의 5200 keV~ 6000 keV 영역을 확대하여 나타낸 그래프이다. 이것을 통해서 ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{244}Cm이 초전도칼로리미터를 이용한 Q분광법에 의해 정성적 및 정량적으로 분리 될 수 있음을 알 수 있다. 그리고 Fig. 3. b)는 a)의 결과를 Tail을 적용하여 나타낸 그래프이다. Tail을 반영한 이유는 실제 실험 데이터에서 Tail이 계속 나타나고 있기 때문이다. 이렇게 Tail을 반영하면 비록 ^{239}Pu와 ^{240}Pu의 Peak이 겹치기는 하지만 Fitting을 통해서 그들의 면적 비를 추정할 수 있고 이것을 기반으로 정성적 및 정량적 분석이 가능하다.

3. 결론

초전도칼로리미터를 이용하는 절대방사능 측정법에 의해 사용후핵연료 내에 잔재하는 방사성핵종들을 이론적으로 분석하는 것이 가능함을 알 수 있었다. 이러한 가능성을 바탕으로 UO_2 분말이 녹아있는 용액시료를 사용하여 우라늄 동위원소들을 정성적, 정량적으로 분석 하는 실험을 진행하고 더불어 장비의 냉각성능과 온도안전성 제어 알고리즘을 개선 할 계획이다. 한편, 실질적인 사용후핵연료 분말의 균질도 및 자기적특성이 측정신호에 영향을 미칠 수 있으므로 이에 대한 해결방안 모색이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Y.S. Jang et al, Development of decay energy spectroscopy for radionuclide analysis using cryogenic 4π measurements, Journal of Low Temp. Phys., 167(5-6): 967-972, 2012.

[2] Y.S. Jang et al, Development of decay energy spectroscopy using low temperature detectors, Appl. Radiat. Isotopes, 70(9):2255-2259, 2012.

[3] K.E. Koehler et al, Q spectroscopy With Superconducting Sensor Microcalorimeters, IEEE. T. NUCLEAR SCIENCE, 2012.

비혼합 용융 LiCl-KCl/Cd 액상류의 자유계면 모사

김광락*, 김시형, 김택진, 김가영, 심준보, 정재후, 안도희, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 부피감용을 위한 처리공정으로 유망한 파이로프로세싱 공법은 용융염 전기화학공정이 핵심기술이다. 고온의 용융염 전해질과 용융 카드뮴을 전극체로 사용하는 전해제련로는 전착물과 금속간화합물을 생성하므로 사용후핵연료중 독성원소들의 공전착이 가능한 전해 조건을 제공한다 [1]. 전극체로 사용하는 용융 카드뮴은 비중이 커서 공융염 전해질과는 혼합되지 않는 특성을 가지며, 전해셀내 특별한 구조의 도가니에 장입되어 전해질과 맞닿는 상부 계면이 유효한 전극 표면 역할을 한다 [2].

용융 카드뮴 음극의 상부 경계면은 전해질의 난류 유동에 의해 슬로싱 현상과 자유계면을 형성하여 전극면적이 매우 유동적이다. 따라서 전해질의 유동조건에 따른 자유수면 추적의 모사해석이 고온 용융염 공정의 효율적인 설계 및 공학적인 문제에 대해 타당한 해를 제공해 줄 수 있다.

본 연구에서는 비정상상태 LiCl-LCl/Cd 액상류의 자유수면 모사를 위해 3차원 유한체적법을 이용한 수치모형을 구성하였으며, 구조화된 격자시스템에서 전해질 난류에 의한 전극계면 상태의 변동을 모사하였다.

2. 본론

2.1 전산유체역학 모델

전해질은 전단력에 민감한 비압축성 연속체로써 전해셀 구조의 영역 내에서 난류흐름의 영향이 물질전달에 영향을 미치게 된다 [3,4]. CFD 소프트웨어에서는 유동을 모사하는 모멘텀 및 연속방정식이 기본 전산모델의 체계로 되어있다.

$$\nabla \cdot U = 0 \tag{1}$$

$$\frac{\partial U}{\partial t} + \nabla \cdot UU = -\frac{1}{\rho}\nabla P + \frac{1}{\rho}\nabla \cdot \tau + g + \frac{1}{\rho}S \tag{2}$$

비혼합 액상류에서 상간의 자유계면 동적거동을 해석하기 위해, 시간에 따른 자유표면의 거동을 추적하는 방법으로써 다음 식과 같은 격자 상태를 나타내는 특성함수를 기반으로 한 VOF (Volume Of Fluid) 방법을 사용하였다.

$$C = \begin{cases} 1 & cells\ full \\ 0 & cells\ devoid \end{cases} \tag{3}$$

자유 계면의 명백한 추적은 어렵지만, 상기 특성함수의 분포($0 \le C \le 1$)로써 고정 격자계 내에서 질량보존과 연계하므로 상간의 동적인 계면 모사가 가능하다.

$$\frac{\partial C}{\partial t} + \nabla \cdot (UC) = 0 \tag{4}$$

2.2 액체 음극시스템의 모형

액체음극 시스템은 전극사이로 전해질의 유동조건이 형성되는 구조로부터 전해질과 액체음극 유체의 물리적 유동영역의 모형을 설정할 수 있다.

전해제련 시스템에서의 전극반응은 전해 활성이온의 전극면 쪽으로 물질전달이 전해질의 난류효과에 의해 증대되므로 교반이 필수적이다. Fig. 1에서 (a)는 전해제련 시스템의 모형이며 (b)는 격자계가 적용된 45° Pitched paddle 형의 교반기를 보여주고 있다.

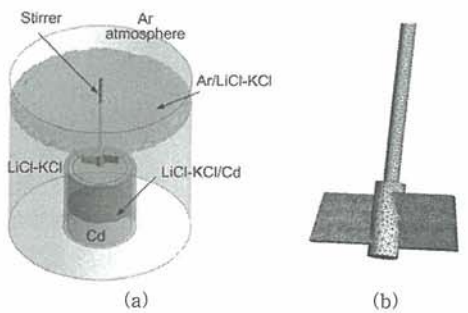


Fig. 1. LiCl-KCl/Cd system (a) and meshed geometry of pitched paddle agitator (b)

2.3 공융염-액체 음극의 자유계면 모사

비혼합 액상류는 난류 유동에 의해 상간의 표면 장력으로 자유계면을 형성하며 접촉 면적이 변동한다.

Fig. 2는 60 rpm의 교반 상태에서 비혼합 3상(Ar/LiCl-KCl/Cd) 유체의 체적비율 상태를 보여주고 있다. 사용된 VOF 접근법은 유체의 체적비율을 통해 밀도가 서로 다른 두 유체의 체적 비율을 임의 변수로 표현되는 변수 값을 추적하면서 자유 계면의 움직임을 해석하는 기법이다. 따라서 명료한 상간의 인터페이스의 추적은 아니지만 가시적인 동적 자유계면의 거동과 표현이 가능하다.

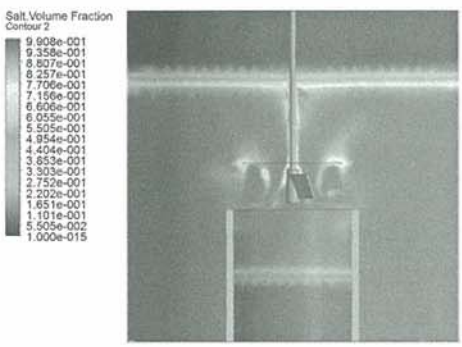


Fig. 2. Volume fraction of immiscible Ar/LiCl-KCl/Cd system at 60 rpm

Fig. 3은 교반 시간에 따라 회전수를 20에서 120 rpm으로 상승시킬 때 LiCl-KCl/Cd의 자유계면에 해당하는 유효 면적을 나타내었다. 통상적인 전극 면적은 용융 카드뮴의 도가니 내경을 기반으로 사용하므로, 이 경우의 기하학적 단면적은 0.0254 m^2이다. 따라서 유동 상태의 비혼합 액상류의 자유계면에서 형성되는 유효 표면은 기하학적 단면적보다 상회함을 예측할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 비정상상태 LiCl-KCl/Cd 액상류의 자유계면 모사를 위해 3차원 유한체적법을 이용한 수치모형을 구성하였다. 도출된 자유계면 정보는 전극반응에 필요한 유효면적과 계면에서의 물질전달 정보를 정량적으로 도출하는 데 활용될 것이다.

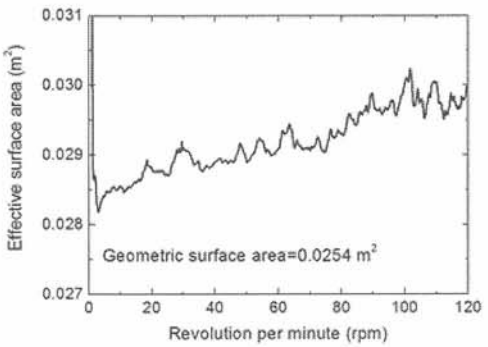


Fig. 3. Effective surface area as a function of agitation speed at interface of LiCl-KCl/Cd system

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699)

5. 참고문헌

[1] 김광락 등, 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술대회 논문요약집, pp.81-82, 2011.

[2] 김광락 등, 한국방사성폐기물학회지, "액체 카드뮴 음극을 사용한 용융염 전해제련로 전산해석", 한국방사성폐기물학회지, Vol.8(1), pp.1-7, 2010.

[3] A. J. Bard and L. R. Faulkner, Electrochemical Methods, Fundamentals and Applications, John Wiley & Son, New York, p.87, 2001.

[4] V. G. Levich, Physicochemical Hydrodynamics, Prentice Hall, Englewood Cliffs, New Jersey, USA, 1962.

AUN의 환원반응에 의한 물리적 특성 연구

김병호*, 금동권, 최용호, 임광묵
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
bhkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

UO_2분말의 소결밀도에 영향을 주는 인자중에서 가장 중요하게 고려하는 것 중의 하나가 UO_2분말의 비표면적이다[1]. 일반적으로 비표면적이 증가하면 UO_2분말의 소결성은 증가되는 것으로 알려져 있다. 따라서 실제 공정에서는 UO_2분말을 소결하는 중간과정에서 조업변수와 UO_2분말의 비표면적과의 관계를 규명하여 고밀도의 UO_2소결체를 제조하고자 하는 노력들이 시도되고 있다. 그 한 예로서 원료물질인 전구체의 제조와 특성을 제어하는 것이다. 이러한 전구체의 특성은 열분해 및 환원반응과정에서 생성되는 중간반응생성물의 특성뿐만 아니라 최종 환원생성물인 UO_2분말의 특성 즉, 비표면적이나 입자크기 등에 영향을 미치는 것으로 알려져 있다.

따라서 본 연구에서 제조한 $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$와 $(NH_4)UO_2(NO_3)_3$의 열분해 및 환원 반응과정에서 생성된 중간 생성물과 최종 생성물인의 비표면적 변화를 연구하였다.

2. 실험

암모닐 우라닐 나이트레이트(AUN)의 특성을 규명하기 위하여 이미 제조한 $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$와 $NH_4UO_2(NO_3)_3$가 본 연구에 사용되었다. 열분석은 열분해 장치를 이용하여 수행하였으며, 이때 사용된 분위기 가스는 100% 수소가스가 이용되었고, 유량은 50㎖/min.로, 온도 범위는 상온에서 800℃까지 하여 실험을 수행하였다. 실험으로부터 얻어진 DTA결과들은 AUN의 열분해 및 환원반응 단계를 결정하는데 사용하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 상분석

AUN의 열분해 및 환원반응단계를 규명하기 위한 DTA 결과가 Fig.1에 나타나 있고 각 AUN의 열분해 및 환원 반응단계를 다음과 같이 표시하였다.

- $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O \rightarrow (NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 + 2H_2O\uparrow$
  $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \rightarrow NH_4UO_2(NO_3)_3 + NH_3\uparrow + NO_2\uparrow + H_2O\uparrow$
  $NH_4UO_2(NO_3)_3 \rightarrow UO_3 + NH_3\uparrow + N_2O_5\uparrow + N_2O\uparrow + 2H_2O\uparrow$
  $3UO_3 + H_2 \rightarrow U_3O_8 + H_2O$
  $U_3O_8 + H_2 \rightarrow 3UO_2 + 2H_2O$
- $NH_4UO_2(NO_3)_3 \rightarrow UO_3 + NH_3\uparrow + N_2O_5\uparrow + N_2O\uparrow + 2H_2O\uparrow$
  $3UO_3 + H_2 \rightarrow U_3O_8 + H_2O$
  $U_3O_8 + H_2 \rightarrow 3UO_2 + 2H_2O$

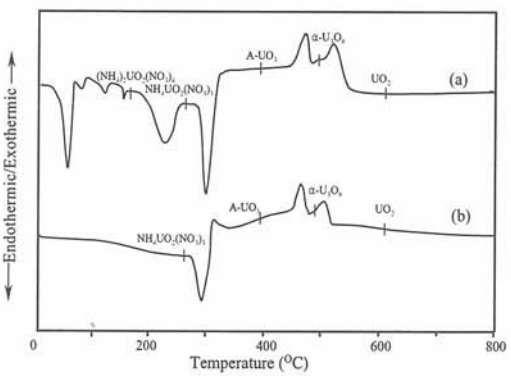


Fig. 1. DTA curve for (a):$(NH4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$ and (b):$NH_4UO_2(NO_3)_3$ in H_2 atmosphere

3.2 비표면적 변화

$(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$와 $(NH_4)UO_2(NO_3)_3$의 열분해 및 환원 반응과정에서 생성된 중간 생성물과 최종 생성물인의 비표면적 변화를 관찰하였으며 그 결과는 Fig.2와 같다. 비표면적이 $5.3m^2/g$인 $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$가 무정형 UO_3, γ-UO_3, α-U_3O_8로 열분해 및 환원되면서 비표면적은 34.4, 12.4, $8.6m^2/g$으로 변한다. 그리고 비표면적이 $7.0m^2/g$인 $(NH_4)UO_2(NO_3)_3$가 무정형 UO_3, β-UO_3, α-U_3O_8로 열분해 및 환원되면서 비표면적은 30.2, 16.4, $10.1m^2/g$으로 변한다. 두 AUN의 경우 268℃부근에서 흡열반응을 거치면서 열분해 온도 390℃에서 비표면적이 크게 증가한다. 이는 AUN들이 UO_3로 분해되면서 H_2O와 NH_4^+, NO_3^-이 배출됨으로 인하여 다공성을 가진 망상조직이

생성되는 것에 기인하는 것으로 볼 수 있다. 다시 말하면 새로운 상 인 UO_3의 핵생성 및 성장에 의하여 internal stress가 발생하여 결정들이 깨짐으로서 망상조직들이 표면상에 나타나기 때문이다. 따라서 내부 다공도를 가지고 있는 망상조직을 이용하여 물리적으로 결정크기를 제어하지 않고도 비표적을 제어할 수 있다.

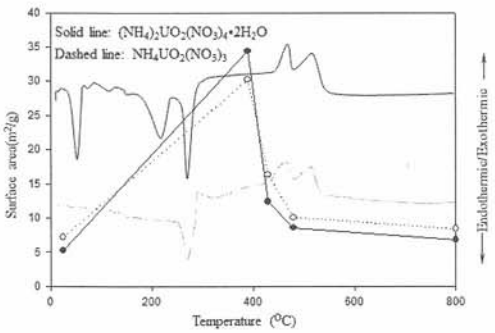


Fig. 2. Surface areas and DTA curves of $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 2H_2O$ and $NH_4UO_2(NO_3)_3$ treated thermally in H_2 atmosphere

Kim[2]에 따르면 AUC에서 UO_3로 분해되면서 비표면적이 증가되는 이유는 AUC가 배소되면서 NH_3, CO_2, H_2O등 열분해 생성물이 배출되고, 이로 인하여 인접한 미반응 AUC와의 비중차이로 microcrack이 형성되면 열분해가 완전히 이루어질 때까지 microcrack은 증가하게 됨으로써 미세기공을 형성하게 되고 이 때문에 비표면적이 급속히 증가한다고 하였다. UO_3는 온도가 증가하면서 소결에 의한 표면감소로 인하여 비표면적이 크게 감소한다. UO_3에서 U_3O_8으로 환원되면서부터 비표면적은 완만하게 감소한다. 이 과정에서 비표면적 감소는 소결효과와 상변화에 따른 molar volume 변화에 의한 것이라고 Kim은 설명하였다. U_3O_8은 수소분위기에서 환원반응을 거치면서 비표면적은 아주 작게 감소한다. 이때 최종 생성물인 UO_2분말의 비표면적은 전구체가 $(NH_4)_2UO_2(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$의 경우에는 $6.8m^2$ /g, $(NH_4)UO_2(NO_3)_3$의 경우에는 $8.4m^2/g$로 나타났다. 앞에서 설명하였지만 비표면적이 증가하면 분말의 소결성은 향상된다. 그러나 UO_2분말의 소결성은 UO_2분말의 비표면적의 증가에 절대적으로 영향을 받는 것은 아니다. 비표면적이 커지면 crystallite size가 적어져서 O/U비가 높아져 압분이 어렵고 균열이나 내부에 큰 pore가 생길 염려가 있다. 따라서 이는 적당한 값으로 제어가 되어야 한다. 이외에 UO_2분말의 소결성에 영향을 주는 인자로써 압분체(green pellet)의 밀도와 소결조건 즉, 소결온도, 소결시간, 소결 분위기 가스 등이 있다. 이러한 이유 때문에 고밀도의 UO_2소결체를 가질 수 있는 적합한 범위의 비표면적을 가진 UO_2분말을 제조하는 것이 중요하다. 본 연구에서 제조한 $(NH_4)_2UO_2$ $(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$의 열분해 및 환원반응 경로를 통하여 생성된 UO_2분말의 비표면적과 MDD공정에서 제조된 UO_2분말의 비표면적은 거의 유사한 값을 보이고 있다. 따라서 고밀도 UO_2소결체를 얻기 위하여서는 $(NH_4)_2UO_2$ $(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$가 MDD공정의 출발물질로서 적합한 것으로 판단된다.

4. 결론

UO_2소결체의 이론밀도 96%를 만족시키기 위한 UO_2분말의 비표면적으로서 $7m^2/g$을 요구하고 있다. 이러한 요구조건에 적합한 UO_2분말의 비표면적은 본 연구에서 제조된 AUN중 $(NH_4)_2UO_2$ $(NO_3)_4 \cdot 2H_2O$를 열분해 및 환원시킴으로서 얻어졌으며 열분해 중간상으로서 γ-UO_3가 생성되는 점이 특징이다. 이러한 중간상의 반응경로에 대한 보다 자세한 연구가 앞으로 수행되어야 할 것으로 판단된다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부가 시행한 원자력중장기연구개발사업의 결과물입니다.

6. 참고문헌

[1] J. Jannov, "The influence of precipitation conditions on the properties of ammonium diurante and uranium dioxide powders.", AAEC/220, 1971.

[2] E.H. Kim, "Ammonium Uranyl Carbonate 로부터 핵 연료용 UO_2 분말 제조 및 특성 연구," Ph.D thesis, Seogang University, 1995.

전해정련을 위한 삼염화 우라늄 제조방법

우문식*, 진형주, 김인태, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
mswoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼염화우라늄(UCl_3)은 LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적으로 우라늄 전해정련시 전극 간 전위안정화 및 순수한 우라늄금속을 회수 할 수 있고, 필요시 희토류 금속의 염소화 반응을 시킬 수 있다. 전해정련조에서 전해정련시 초기 UCl3의 농도는 전해질의 약 9wt%정도가 필요하다. UCl_3 제조방법은 동일 반응기에서 비중차를 이용하여 반응기 하단에 있는 카드뮴(Cd) 금속에 염소가스(Cl_2)를 주입하여 1차적으로 이염화카드뮴($CdCl_2$)를 제조한다. 제조된 CdCl2는 Cd층 위에 있는 LiCl-KCl 공융염 속에 있는 우라늄금속과 600℃에서 반응하여 UCl_3을 제조한다.[1] 반응식은 다음과 같다.

- Cd 염소화반응 : $Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2$
- U 염소화반응 : $3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3$

상기 반응식에서 우라늄 염소화 반응후 발생되는 카드뮴 금속은 비중차에 의해 반응기 하단으로 이동하여 다시 염소화반응을 거치게 된다. 제조된 UCl3는 LiCl-KCl-UCl_3 공융염 상태로 존재한다. 이때 공융염에 잔존하는 카드뮴은 전해정련 공정에서 전극간 단락 및 여러가지 문제점을 발생시킨다. 따라서 본 연구는 제조된 공융염에 잔존하는 Cd와 CdCl2 및 중간 화합물의 형태로 존재하는 잔존물을 제거하기 위하여 미 반응물 Cd 화합물과 추가 우라늄 금속 반응 및 감압 증류를 통하여 잔존 우라늄을 제거하였다. 그리고 잔존 Cd 제거후 개량 및 이송에 용이하게 펠렛(pellet)형태의 UCl3 공융염을 제조하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 실험

염화 우라늄 제조를 위한 염화 우라늄 제조장치의 구성은 염소공급기, 염화물 제조 장치, 염이송장치, 펠렛제조장치, 건식 및 습식 배기체 흡수장치로 구성되어있다. 염화물 제조장치의 반응기의 크기는 ID 80mm x H 250mm인 원추형이고 반응기 내부 하단은 원추형으로 제작되어 소량의 카드뮴이 반응 효율을 높일 수 있도록 반응기 중앙하부로 모이도록 하였다. 시약은 Cd 금속과 LiCl-KCl salt 및 우라늄 금속을 각각 787g, 537g, 1,300g를 주입하여 600℃에서 제조하였다. 염화우라늄 제조를 위한 염소가스 공급속도는 볼 타입의 기체유량계를 사용하여 300~400ml/min으로 공급하였다. 그리고 미반응 기체의 배출관에 반응성을 측정하기 위하여 동일한 볼 타입의 기체유량계를 설치하여 주입량과 배출량을 비교하여 반응성을 측정하였다. 염소화 반응은 72시간 동안 반응 시켰고, 반응기의 교반은 우라늄 basket에 부착된 교반용 날개를 이용하였다. 제조된 LiCl-KCl-UCl_3 공융염은 잔류 카드뮴를 제거하기 위하여 밀도차에 의한 상등액인 공융염을 새로운 반응기로 이송하였다. 그리고 공융염을 600℃ 상압에서 13시간 교반상태에서 증발시켰다. 그리고 우라늄 basket에 우라늄 금속을 100g 넣고 미반응 잔류 $CdCl_2$와 반응 시켰다. 마지막으로 600℃인 반응기에서 반응기 내부압을 60torr로 2시간 감압증류 시켰다. 각각의 잔류 Cd 을 제거하기 위한 실험에서 잔류 Cd농도를 측정하기 위하여 2시간 간격으로 시료 채취하여 ICP 분석을 하였다.

2.2 실험 결과

제조된 초기 LiCl-KCl-UCl_3 salt에 잔류하는 Cd 금속은 Fig.1과 같이 약 30,000ppm 정도였다. 그리고 600℃에서 상압에서 13시간 증류 실험 결과 초기 Cd 농도 기준하여 31% 감소하였으나 아직 Cd 금속은 2wt%가 존재하였다.

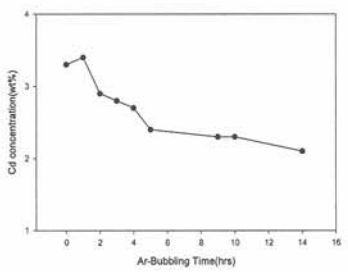


Fig. 1. Cd distillation by Ar bubbling at 600℃

그리고 Fig.2와 같이 우라늄 금속 반응을 6시간 수행한 결과 초기 농도 대비 30% 감소하여 Cd 농도가 1.2wt% 존재하였다.

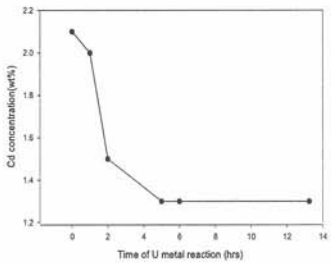


Fig. 2. Cd concentration by reaction with U-metal

그러나 Fig.3과 같이 600℃, 60torr에서 2시간 감압 증류 시킨 결과 Cd 잔류 농도가 200ppm 까지 감소함을 보였다.

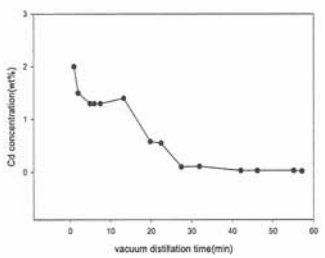


Fig. 3. Cd concentration by vacuum distillation at 60torr. 600℃

3. 결론

UCl_3 제조를 위한 염소 반응시 LiCl-KCl-UCl_3 공융염에 잔존하는 Cd금속 제거를 위하여 600℃에서 상압 증류방법으로 31% 감소하여 Cd 농도는 2wt%이었고, 우라늄 반응에 의한 6시간 반응시킨 결과 30% 감소하여1.2wt% 이었다. 그러나 600℃, 60torr에서 2시간 동안 감압 증류한 결과 200ppm 까지 감소함을 확인 하였다. 그리고 잔존 Cd 금속을 제거한 후 펠렛을 제조하기 위하여 mould에 공융염을 주입하여 펠렛 형태의 UCl3 pellet를 제조하였다.

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.

PRIDE 아르곤 셀의 원격조정기 유지보수 방안 분석

김성현*, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 pyroprocess 공정을 일괄공정으로 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(PRIDE : Pyroprocess Integrated DEmonstration Facility)을 2012년에 건설하였다. PRIDE 아르곤 셀에는 4개 공정의 공정장치들을 설치하여 일관공정을 실험하는 시설로서, 모든 운전 및 유지보수 작업은 원격으로 이루어진다. 현재 설치된 공정장치의 원격작업 시험을 수행 중에 있으며, 실제 공정운전은 2014년에 수행할 예정이다.

PRIDE 아르곤 셀은 방사성 물질을 취급하며, 작업자와 격리된 공간이다. 아르곤 셀 안에 설치된 모든 공정장치들은 원격 취급 장비를 이용하여 원격으로 운전 및 유지보수 작업을 수행하여야 한다. 아르곤 셀에 설치된 원격 취급 장비는 원격조정기(MSM: Master-Slave Manipulator), 천정이동형 양팔서보조작기(BDSM: Bridge transported Dual-arm Servo Manipulator), 크레인 등이 있다.

본 연구에서는 공정장치의 운전 및 유지보수에 자주 활용되는 원격조작기의 유지보수 절차를 수립하고자 한다. 셀 내의 원격 취급 장비인 BDSM과 크레인을 사용하여 원격조정기의 슬레이브를 원격 탈착을 수행하고 탈착된 원격조정기는 수리를 위해 셀 밖으로 이송해야 한다. 원격작업을 위한 작업절차를 수립을 위해 크레인과 BDSM의 작업영역을 고려하였다. PRIDE 가상 목업을 이용한 원격 취급 장비의 접근 가능성을 검증하고 절차를 수립하고자 하였다. 수립된 절차에 따라 실제 원격 작업을 수행하여 절차에 대한 검증을 수행하였다.

2. 본론

2.1 PRIDE 시설 및 원격 취급 장비

파이로 종합시험시설은 프로세스의 일관공정을 실증위한 아르곤 분위기의 단일 셀로 구성된 목업 시설이다. 이 목업의 내부크기는 40(L) x 4.8(W) x 6.4(H)m 이다. 파이로 프로세스는 사용후 핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 기술로, 이 기술은 4 개의 주요 공정(전해환원, 전해정련, 전해 제련, 염 폐기물)으로 이루어져 있다. 파이로 종합시험시설에는 13개의 공정장치가 설치되었다. 원격 취급 장비는 3톤용량의 크레인, BDSM, 호이스트, 17조의 원격조정기가 설치되었다. 그림 1은 파이로 종합시험시설에 설치될 공정장치 및 원격 취급 장비가 배치된 시설 배치도이다. 원격조정기는 Wallishmiller 사의 A110을 설치하였다. 원격조정기의 설치위치는 3.05m이고, tong이 셀 바닥까지 도달하며 최대 도달거리는 3.353 m 이다. 원격조정기는 셀을 관통하여 설치되는 장비이기 때문에 기밀형태이며, 슬레이브 마스터, 월튜브(wall tube)의 3가지로 분리된다.

2.2 PRIDE 디지털 목업

본 연구에서 PRIDE 디지털 목업을 구축하기 위해서 모든 공정장치, 원격 취급 장비 및 시설을 3차원으로 모델링하였다. 구동이 가능한 3차원 모델은 시뮬레이션을 위해 기구학 속성을 부여하였다. 이 모델은 형상데이터, 관절 정보 및 계층구조의 데이터 구조를 갖는다. 모든 모델의 형상데이터는 실측 크기이며, 그래픽 시뮬레이션 프로그램인 IGRIP(Interactive Graphics Robot Instruction Program)에서 PRIDE 디지털 목업을 구현하였다. 유지보수에 필요한 크레인과 BDSM은 부여된 기구학적인 특성 및 동작의 범위에 따라 이동 및 회전이 가능한 모델이다. 크레인과

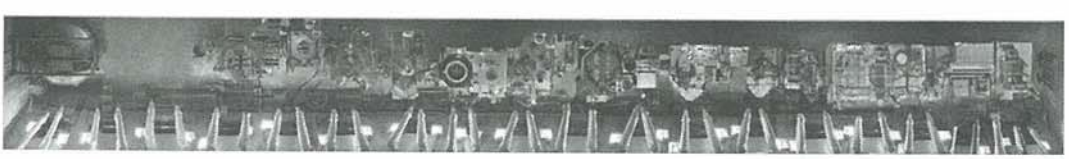


Fig. 1. Layout of PRIDE

BDSM의 작업영역을 파악할 수 있었다.

2.3 원격조정기 유지보수 방안 분석

2.3.1 원격 취급 장비의 작업영역 분석

원격조정기는 슬레이브, 마스터, 월튜브로 구성되며, 구성된 파트들은 각 각 분리되는 구조로 되어 있다. 원격조정기는 3.05m 높이에 설치되며 목업 셀 밖에는 마스터가 설치되며, 월튜브는 셀 밖에서 셀 안쪽으로 장착된다. 목업 셀 안쪽에는 슬레이브가 월튜브에 장착되는 형태로 체결이 되어 있다. 유지보수를 위해 슬레이브는 월튜브와 분리할 수 있으며 이송기구에 견인될 수 있도록 견인고리가 부착되어 있다. PRIDE 디지털 목업에서 슬레이브의 견인고리에 이송기구가 도달하고 작업을 수행할 수 있는지에 대한 사전 검증을 수행하였다. 크레인의 이동범위와 호이스트의 작업범위를 시뮬레이션을 통해 파악하고 견인작업을 위한 BDSM의 작업영역 검증을 위해 양팔 서보조작기의 이송시스템을 이동하면서 슬레이브의 견인고리에 도달하는지에 대한 BDSM의 작업영역을 파악하였다.

2.3.2 유지보수 시나리오 도출

디지털 목업에서의 원격 취급 장비의 작업영역 시뮬레이션 결과를 이용하여 원격 유지보수 시나리오를 구성하였다. 작업창 기준으로 아르곤 셀의 왼쪽 셀에서는 크레인의 호이스트가 원격조정기의 접근이 불가하였으나 BDSM의 이송시스템에 설치된 호이스트의 접근이 가능하였다. 오른쪽 셀에서는 원격조정기의 설치위치와 호이스트가 일직선상에 위치하지 않지만 원격조정기의 견인은 가능하다. 그러나 BDSM과 크레인이 같은 동일선상에 위치하기 때문에 원격조정기의 이송은 두 장치를 동시에 이동할 수밖에 없었다. 그림 2는 아르곤 셀에서 원격 취급 장비의 접근성 분석 내용이다.

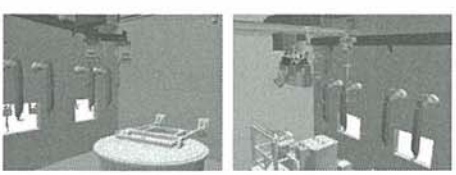


Fig. 2. Analysis of maintenance using a digital mockup

유지보수를 위해 탈착된 원격조정기는 아르곤 셀 외부로 반출하기 위해서는 대형장치 이송시스템(LTL: Large Transfer Lock system)을 통해 반출된다. 원격조정기는 이송거치대에 거치하여 외부로 반출된다. 외부에 반출된 원격조정기는 유지보수실에서 수리되어 아르곤 셀에 반입하는 절차를 수행한다.

2.3.3 원격조정기의 원격 유지보수 절차 실험

도출된 유지보수 시나리오를 따라 PRIDE 아르곤 셀에서 원격으로 작업을 수행하였다. 셀 양쪽 끝단에서의 원격 취급 장비의 접근성은 디지털 목업에서 도출된 결과와 동일하였다. 크레인과 BDSM 이송시스템의 이동 속도가 달라 오른쪽 끝단에서 견인한 원격조정기는 공정장치의 상부를 지나 30 m 이상 떨어진 대형장치 이송시스템까지 이동하는 힘든 작업이었다. 아르곤 셀 외부로 원격조정기의 반출을 위해 이송거치대를 설계/제작하여 거치된 원격조정기를 대형장치 이송시스템을 거쳐 외부로 반출 및 반입할 수 있었다.



Fig. 3. Lifting task of MSM

3. 결론

파이로 종합시험시설에 설치된 원격 취급 장비 중에 공정 운전에 빈번히 사용되는 원격조정기의 유지보수 방안을 도출하였다. PRIDE 디지털 목업을 이용하여 원격으로 원격조정기를 탈착하여, 아르곤 셀 외부로 반출 작업에 필요한 원격 취급 장비의 작업영역 및 접근성을 도출하였다. 도출된 결과를 반영하여 원격조정기의 위치에 따른 유지보수 절차를 수립하고, 실제 PRIDE 아르곤 셀에서 원격으로 원격조정기의 탈/부착 및 외부 반출입 작업절차를 수행하였다. 모든 절차에 따라 모든 작업을 수행할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

고온용융염에서 Ag/AgCl 기준전극의 내구성 평가

신지선[1*], 김가영[1], 김택진[1], 윤종호[2], 백승우[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]과학기술연합대학원대학교(UST), 대전광역시 유성구 가정로 217
shinjs@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정(Pyroprocessing) 기술의 핵심 단계는 사용후핵연료 중에 포함된 우라늄(U) 및 초우라늄 원소(TRU) 등을 액체 카드뮴 음극에 석출하여 회수하는 전해제련 공정이다. 이러한 공정은 500℃ 이상의 고온용융상태에서 높은 전기전도성을 나타내는 용융염(LiCl-KCl)을 매질로 하여 운전되며, U 및 TRU와 같은 악티늄족 원소를 전극반응에 의해 회수한다. 이와 같이 악티늄족 원소를 음극에서 석출시키는 전해반응에서는 각 원소의 전위차를 조절하는 전극 전위의 측정이 매우 중요하기 때문에 Ag/AgCl과 같은 기준전극을 사용한다. 기준전극은 장기간의 사용에도 내구성과 재현성 등이 우수하여 신뢰성이 보장되어야 하는 특성이 요구된다[1].

일반적인 전기화학 실험에서 주로 사용되는 기준전극인 Ag/AgCl은 제조가 간단하다. 그러나 오랫동안 고온의 전해질 용액 속에 담가 장시간 사용할 경우, AgCl의 휘발로 인해 기준전극의 성능변화가 예상된다. 특히, Pei의 결과에 따르면 1mol%의 Ag/AgCl 전극의 성능변화가 1wt% Ag/AgCl 전극보다 크다는 보고가 있다[2]. 본 연구에서는 1mol% 및 1wt% Ag/AgCl 기준전극을 제작하여 고온 용융염 환경에서 장시간 사용 시 AgCl의 휘발에 따른 OCV 값을 관찰, 성능 평가를 실시하였다.

2. 실험방법

Fig. 1은 본 실험을 위해 사용된 실험 장치이며, 이 실험은 산소와 수분의 영향을 최소화하기 위하여 아르곤 가스 분위기로 되어있는 글러브박스 내에서 수행되었다. 전해질은 LiCl-KCl 용융염을 알루미나 도가니(OD=80mm)에 담아 사용하였으며, 모든 측정은 500℃에서 실시하였다. Fig. 1에서 보이는 것처럼 두 개의 Pyrex tube(dia.=3mm)에 1mol% 및 1wt% AgCl을 넣은 뒤, Ag선(dia.=1mm)을 담가 Ag/AgCl 전극을 준비하여 작업전극(WE)으로 사용하였다. 이때 두 전극 모두 AgCl 휘발의 효과를 극대화하기 위하여 sealing하지 않은 채 사용하였다. 또한 알루미나 tube를 shroud로 사용한 W선(dia.=0.8mm)을 기준전극(RE) 및 상대전극(CE)으로 사용하였다. Bio-Logic사의 SP300 potentiostat/galvanostat을 이용하여 WE과 RE/CE사이의 OCV(Open Circuit Voltage)를 2주 동안 측정하였다.

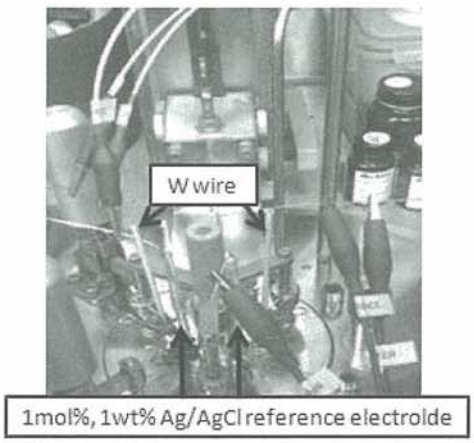


Fig. 1. Experimental apparatus

3. 결론 및 고찰

Fig. 2는 1mol% 및 1wt% Ag/AgCl 전극의 OCV 측정 결과이다. 500℃의 온도를 유지한 채 2주 동안 하루에 8시간씩 OCV를 측정하였으며, 안정한 값에 도달한 OCV를 그래프에 나타내었다. Fig. 2와 같이 실험 초기에는 1mol% 및 1wt% Ag/AgCl 전극 모두 OCV값이 급격히 떨어지나, 측정시간이 경과할수록 점차 변화의 폭이 적어져 더 이상 감소하지 않는 것을 알 수 있었다. 또한 1mol% Ag/AgCl 전극의 voltage 변화가 1wt% Ag/AgCl 전극의 변화보다 차이가 적고 안정한 값을 나타냄을 알 수 있었다. 이러한 결과

로 볼 때 고온에서 장시간 운전하는 전해제련 공정의 경우 1mol% Ag/AgCl의 기준전극의 사용이 더 적합할 것으로 사료된다.

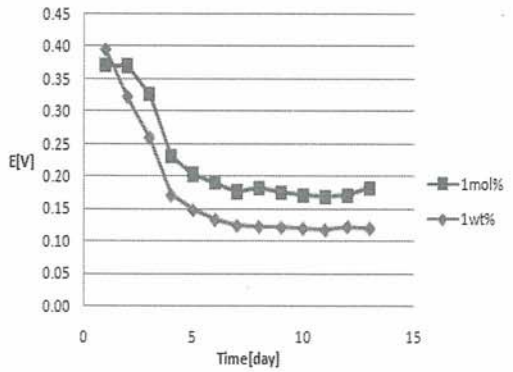


Fig. 2. Open circuit voltage change curve of 1mol%, 1wt% Ag/AgCl reference electrode in LiCl-KCl salt

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699)

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2008년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.203-204, 2008.

[2] Pei Gao, Xianbo Jin, Dihua Wang, Xiaohong Hu, George Z. Chen, "A quartz sealed Ag/AgCl reference electrode for $CaCl_2$ based molten salts", J. Electroanal. Chem. 579 (2005) 321-328.

PWR 사용후핵연료 콘크리트 저장용기와 저장건물의 차폐 두께 변화에 따른 선량률 추이 분석

서명환[1*], 김태만[1], 백창열[1], 차길용[2], 김순영[2]
[1]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
[2](주)래드코어, 대전광역시 유성구 테크노중앙로 65 남정빌딩 2차 503호
mhseo@krmc.or.kr

1. 서 론

국내에는 아직 경수로 사용후핵연료 건식 저장시설이 없지만 미국, 유럽, 일본 등 여러 국가에서는 건식저장시설을 운영 중이다. 미국은 별도의 차폐 건물 없이 야외에 저장용기를 설치하는 방식을 주로 운영하고 있으며, 유럽 및 일본에서는 차폐 건물을 이용한 저장시설이 다수 운영되고 있다.

이와 관련하여 한국방사성폐기물관리공단이 주관하는 '사용후핵연료 수송/저장 시스템 상용화 기술개발' 과제에서는 국내 여건을 고려하여 차폐 건물을 설치하는 중간저장시설에 대해서도 검토하였다.

저장용기가 차폐 건물 내에 있는 시설은 저장용기가 야외에 노출되는 시설에 비해 비용 측면에서 불리하다는 단점이 있으나, 주민 수용성, 물리적 충돌에 대한 안전성 등에 대한 장점이 있다. 그리고 차폐 건물이 설치되면 저장시설 외부의 일반인에 대한 직접선량(Direct dose)을 저감시킬 수 있을 뿐만 아니라 저장용기의 두께를 줄여 용기제작의 경제성을 높일 수 있다.

이에 본 연구에서는 차폐 건물과 저장용기의 두께 변화에 따른 선량률의 추이를 분석하기 위하여 차폐 건물의 두께에 따른 외벽에서의 연간 표면선량률을 계산하였다.

2. 본 론

본 연구에서는 5000 MTU 규모의 사용후핵연료를 저장할 수 있는 콘크리트 용기와 이를 배열한 가상의 중앙집중식 저장시설을 각각 Fig 1.과 Fig. 2와 같이 모델링하였다. 차폐건물의 크기는 가로 252m, 세로 88m로 설정하였다.



Fig. 1. A Simplified Model of the Concrete Storage Cask

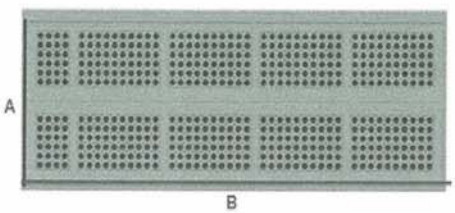


Fig. 2. A Bird's-eye View of the Storage Facility

시설 내 용기는 단순화 모델을 사용하였으며 용기 간격은 약 1.8m로 설정하였다. 저장시설 내에 설치되는 저장용기는 70cm 두께의 콘크리트로 이루어져 있으며 내부 캐니스터에는 21 다발의 경수로 사용후핵연료가 장전된다. 선량률 계산에 영향을 미치는 용기 및 캐니스터의 두께는 Table 1과 같다.

Table 1. Thickness of the Shielding Materials

차폐물질	단위(cm)
용기 내부 금속판	5
용기 외부 금속판	2.5
캐니스터	2.5
콘크리트	40~70
차폐 건물 벽	30~70

위와 같은 콘크리트 저장용기가 8개의 6×10 배열과 2개의 6×4 배열로 이루어져 총 528개의 용기 내에 사용후핵연료가 장전되어있는 것으로 가

정하였다. 장전되는 사용후핵연료는 WH 17x17 OFA이며 초기농축도 4.5wt%, 연소도 45000 MWd/MTU, 냉각기간 10년이다.

감마 선원항은 SCALE6 코드 패키지 내의 ORIGEN-ARP 모듈[1]을 사용하여 18그룹으로 계산되었으며, 감마 선원의 스펙트럼은 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Gamma Energy Spectrum

에너지 그룹(MeV)	감마 입자 분포
0.01 ~ 0.05	9.56E+14
0.05 ~ 0.10	2.67E+14
0.10 ~ 0.20	1.94E+14
0.20 ~ 0.30	5.71E+13
0.30 ~ 0.40	3.74E+13
0.40 ~ 0.60	1.53E+14
0.60 ~ 0.80	1.72E+15
0.80 ~ 1.00	7.96E+13
1.00 ~ 1.33	4.60E+13
1.33 ~ 1.66	6.18E+12
1.66 ~ 2.00	1.26E+11
2.00 ~ 2.50	4.65E+10
2.50 ~ 3.00	2.83E+09
3.00 ~ 4.00	2.68E+08
4.00 ~ 5.00	7.26E+06
5.00 ~ 6.50	2.92E+06
6.50 ~ 8.00	5.72E+05
8.00 ~ 10.00	1.21E+05

사용후핵연료의 연소도 분포와 감마 선원항 분포는 비례하는 것으로 알려져 있으므로[2] 저장용기 내 핵연료봉의 축방향 위치에 따른 축방향 연소도분포를 적용하였다.

위의 조건을 이용하여 MCNP5(build 1.60) 전산코드[3]로 선량률을 계산하였으며 핵반응단면적 자료는 ENDF-B/VI 라이브러리를 사용하였다.

격납건물의 벽 두께를 30cm에서 70cm까지 10cm씩 변화시켜가며 건물 외벽에서의 표면선량률을 측정하였으며, 각각의 건물 두께에 대해 저장용기의 차폐 두께를 최초 70cm에서 30cm까지 (콘크리트 두께만 변경) 10cm씩 줄여가며 계산하였다.

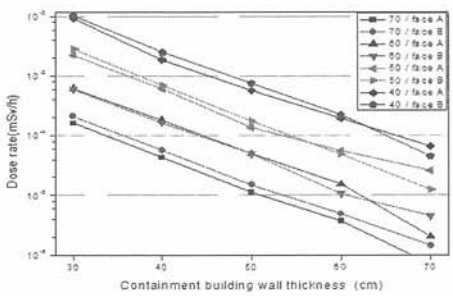


Fig. 3. Surface Dose Rate for Cask and Containment Building Wall Thickness

Fig 3에서와 같이 용기 70cm, 건물 30cm 두께와 용기 60cm, 건물 40cm 두께에서의 선량률이 오차범위 내에서 동일한 경향을 보였다. 이와 유사하게 모든 상황에서 차폐건물의 벽 두께가 늘어나는 만큼 격납용기의 두께를 줄이면, 동일한 표면선량률을 보이는 것을 확인하였다.

3. 결 론

본 연구에서는 중간저장시설 차폐 건물 및 콘크리트 저장용기의 두께의 변화에 따른 선량률 추이를 분석하였다. 분석 결과 차폐 건물의 두께가 늘어나는 만큼 저장용기의 두께를 줄였을 때 유사한 수준의 선량률이 계산되었다. 이 결과를 중간저장시설 개념 수립 시 차폐건물의 제원과 저장용기의 개발에 참고자료로 활용하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 지식경제 기술혁신사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] ORNL, "ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing For Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis." Us. ORNL/TM-2005/39, 2009.

[2] Recommendations for Shielding Evaluations for Transport and Storage Packages, NUREG/CR-6802, 2003.

[3] MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 US. LA-CP-03-0245, 2003.

사용후 UO_2 소결체의 결정립크기에 따른 부위별 산화거동평가

김대호*, 방제건, 김선기, 양용식, 김효찬
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kdh@kaeri.re.kr

1. 서 론

국가원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행중인 경수로핵연료의 고연소도 및 고성능 핵연료 개발을 위하여 핵분열기체 방출억제 기능을 갖는 큰결정립 UO_2 소결체가 개발되어 안전성 평가시험이 진행되었다. 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체는 핵연료의 고연소도 상태에서 핵분열기체 방출을 억제하는 기능을 갖고 있으며 이에 따른 사고시 안전성 평가가 진행되었다. 연구로에서 연소도 33,600 MWd/MTU까지 조사시킨 큰결정립 UO_2 소결체를 사고조건에 가까운 산화시험과 가열시험을 실시하여 각각의 핵분열기체 방출거동을 평가하였다. LOCA사고를 모사하기 위해 helium 분위기에서 1700℃까지 일정한 속도로 가열하면서 실시간 핵분열기체가 방출하는 거동을 평가[1]하였으며, 평가결과 제조시 큰결정립의 UO_2 소결체가 핵분열기체 방출을 억제하는 것을 확인하였다.

본 연구에서는 큰결정립 UO_2 소결체의 결정립크기에 따른 500℃에서 표준공기를 이용하여 산화시 핵분열기체의 방출량을 평가하였다. 사용후 핵연료의 산화거동은 UO_2 소결체의 연소과정에서 발생되는 핵분열생성물과 우라늄과의 화합물구성에 따라 비조사 UO_2 소결체와는 산화거동이 다르게 나타나고, 산화에 따른 핵분열기체의 방출 또한 다른 거동을 보인다. 본 연구에서는 UO_2 소결체의 결정립크기에 따른 외곽부와 중간부의 부위별 산화시 핵분열기체의 방출량 평가를 통하여 사용후 핵연료의 저장조사고나 기타 중대사고시 나타날 수 있는 결정립크기와 부위별 조건을 기준으로 산화거동을 평가하였다.

2. 본 론

2.1 산화시험 시편 및 시험 조건

2.1.1 시편

큰결정립 UO_2 소결체 산화시험에 사용된 시편은 하나로에서 33,600MWd.MTU의 연소도를 갖는 시편이며, 초기 농축도 및 밀도는 각각 4.5$^{w/o}$ 및 96.0%TD이다. 결정립크기는 8㎛, 15㎛ 및 23㎛이고 각각의 시편에서 외곽부와 중간부의 시편을 3.0x1.5x3.0로 절편하였다. 사용된 시편의 양은 대략 150㎎로 고형체 형태를 사용하였으며, 사용된 산화시편양은 표 1.과 같다. 참고로 사용된 8㎛ 및 15㎛ 소결체는 UO_2 powder에 U_3O_8의 powder 또는 seed를 첨가하여 상용소결체 제조공정에 따라 제조되었으며, 23㎛ 소결체는 상용공정 후 43시간의 추가소결을 시행하여 제조되었다.

Table 1. Amounts of oxidation specimens

구 분	결정립크기 (㎛)	연소도 /농축도	시편양 (mg)	제조조건
외곽부	8	33.6MWd/kgU /4.5$^{w/o}$	290	상용
	15		150	상용
	23		160	실험실
중간부	8	33.6MWd/kgU /4.5$^{w/o}$	158	상용
	15		121	상용
	23		75	실험실

2.1.2 산화시험 조건 및 시험방법

한국원자력연구원 사용후시험시설(PIEF) 9405 Hotcell에서 운용되었던 사용후 핵연료 고온가열시험장비(Post-irradiation Annealing Apparatus, PIA)를 이용하여, 큰결정립 사용후 UO_2 소결체의 산화 시험이 수행되었다. 시험조건은 각 시편별 STD air 100 ㎖/min과 helium 100 ㎖/min를 혼합하여 분당 10℃/min씩 500℃까지 상승시킨 후 500℃에서 5시간 유지시키며 산화시험을 실시하였다.

각 시편별 산화시험 시 시간에 따른 Kr-85의 방출거동을 실시간 측정하였다. 실시간 방출되는 Kr-85는 FHT8000의 베타계측기를 이용하여 60 sec 간격으로 측정하고 이와 병행하여 동시에 NaI 감마계측기로 측정하였다. 산화 가열시험 후 전자주사현미경을 통한 미세조직의 변화를 관찰하였다.

2.2 산화시험 결과

2.2.1 산화시편의 Kr-85 방출거동

일반적인 사용후 UO_2 소결체의 산화거동은 U_4O_9에서 U_3O_8으로 변화하고 이때 OU ratio는 $UO_{2.25}$에서 $UO_{2.6667}$로 변화한다. 비조사 UO_2 소결체의 경우 U_3O_7에서 U_3O_8로 변환하며, 완전한 U_3O_8으로 변환시 산화 weight gain은 3.96%이다. 비조사 UO_2 시편의 경우 450℃에서 가장 빠른 산화거동을 보이지만 조사된 UO_2 시편의 경우 경험적으로 500℃에서 가장 빠른 산화거동을 보인다. 그림 1.과 그림 2.는 결정립 크기에 따른 외곽부와 중간부의 Kr-85 방출거동이다. 사용후 UO_2 소결체의 산화시 방출되는 Kr-85는 결정립경계가 우선하고 이후 결정립 표면과 Matrix에서 방출하게 된다. 결정립 크기별 외곽부와 중간부의 산화시험을 통해 Kr-85의 실시간 방출거동을 확인하였다. 외곽부 시편과 중간부 시편의 전체적인 Kr-85의 방출량은 중간부가 대략 2배에 가까운 방출량을 보였으며, 중간부 시편이 방출속도 또한 빠르게 산화되는 것을 알 수 있다. 외곽부 시편의 경우 결정립크기가 클수록 Kr-85의 방출속도가 빠르게 나타났으며 15㎛ 및 23㎛의 결정립크기에서 각각 30% 및 20%의 많은 방출량을 확인하였다. 중간부 시편의 경우 Kr-85의 방출속도는 유사한 결과를 확인하였으나 23㎛의 결정립크기에서 각각 3배에 가까운 Kr-85 방출량을 확인하였다. 특이사항으로 외곽부 시편의 8㎛과 15㎛의 결정립크기에서는 산화에 따른 결정립경계와 기지내의 전형적인 두 개의 peak가 확인되었으나 결정립이 큰 23㎛ 결정립에서는 중간부 시편과 유사한 1개의 방출 peak를 관찰할 수 있다.

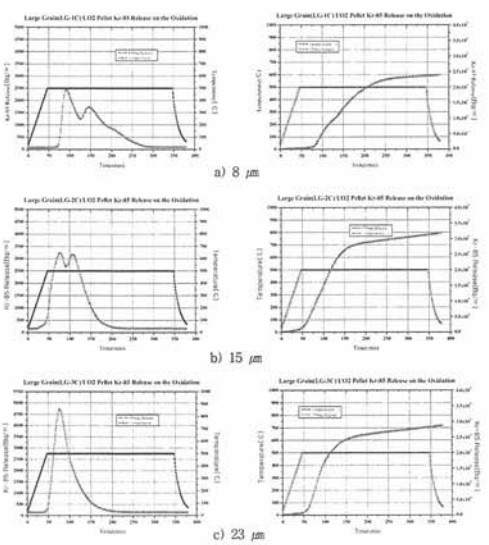


Fig. 1. Kr-85 release behavior of outer region

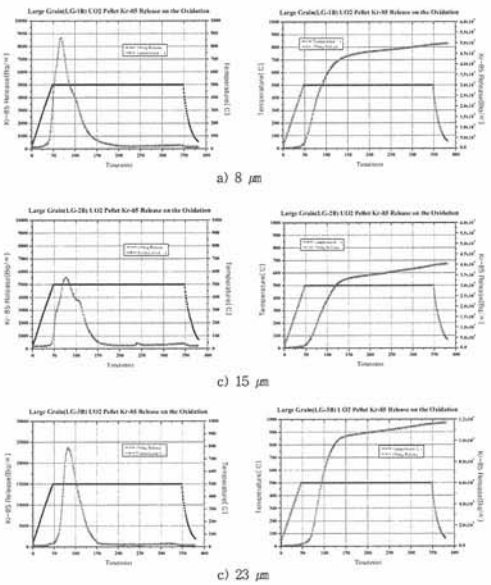


Fig. 2. Kr-85 release behavior of intermediate region

3. 결 론

연구로에서 연소시험이 완료된 큰결정립 사용후 UO_2 소결체의 결정립크기에 따른 외곽부와 중간부의 산화시험을 통해 사고시 산화거동을 평가하였다. 부위별 산화시험을 통해 외곽부보다 중간부에서 2배에 가까운 Kr-85 핵분열기체가 방출하였고, 방출시간 또한 빠르게 나타났다. 결정립이 클수록 산화에 따른 Kr-85의 방출이 빠르게 진행되어 보다 짧은 시간 내에 산화되는 경향을 확인하였다. 핵연료 사고시 소결체가 노출되어 산화될 경우 외곽부에서 시작되어 내부로 진행되면서 핵분열기체의 방출이 급격히 증가하는 상황을 유추할 수 있다. 이는 UO_2 핵연료의 손상과 노출사고에 의해 발생할 수 있는 과도 또는 사고상태에서 핵연료의 온도와 시간에 따른 산화량 평가에 이용될 수 있을 것으로 판단된다. 산화시험 후 미세조직의 관찰을 통하여 모든 시편에서 결정립계의 분리가 확연하게 진행되었고 부분적인 기지표면의 산화가 진행된 것을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] 김대호 외,. 사용후 핵연료의 결정립크기별 고온가열시험 특성, 한국방사성폐기물학회 2009년 춘계학술발표회.

PRIDE시설 아르곤정화시스템 성능시험

홍동희[1*], 조일제[1], 한종희[1], 이원경[1], 이상기[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전관역시 유성구 대학로 79
ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 종합시험시설(PRIDE)의 아르곤셀에서 수행하는 공정은 특성상 불활성 분위기에서 수행하여야 한다. 아르곤셀의 오염 관리를 위하여 셀에 연결된 차폐창, 배관의 연결구 등을 통하여 유입되는 외부공기를 완전히 차단하여야 하나, 일부 부분의 Leak로 인하여 셀이 오염 될 경우에는 오염도를 기준치 이하로 낮추어야 한다.
본 연구에서는 아르곤의 경제적인 활용과 아르곤 셀 내부 물질의 효율적인 관리측면 에서 아르곤을 순환하고 정화하여 재 사용 하고자 하였으며, 또한 셀의 오염도를 일정하게 유지하는 정화시스템을 구성하여 성능시험을 수행하고 시험 결과를 기술 하였다.

2. 본론

2.1 정화 및 냉각시스템의 구성

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. 아르곤정화시스템은 정화를 위한 Compressor, 정화장치 및 관련 배관 등으로 구성되어있다.
아르곤셀의 설계요건은 셀을 건설한 후에 아르곤을 지속적으로 공급하여 셀 내부의 산소 오염도가 200 ppm이 되면 아르곤 공급을 중단하고, 정화장치를 가동하여 2일 이내에 산소 15 ppm, 수분 40 ppm 이하로 유지되어야 한다.

2.2 알곤셀 운영설비 성능시험

2.2.1 아르곤셀 기밀시험

PRIDE시설의 아르곤셀에 연결된 장치 및 배관의 설치 작업을 완료한 후에 셀의 Leak Test를 위하여 아르곤저장 및 공급시스템, 아르곤냉각 및 정제시스템, 아르곤배출시스템, 아르곤셀의 4개 Package로 시스템을 분할하여 기밀시험을 수행하였다. 각 Package별 기밀확인 후에는 최종적으로 셀에 아르곤을 주입하여 시험을 수행하였으며, 시험 결과는 Fig 1과 같다.

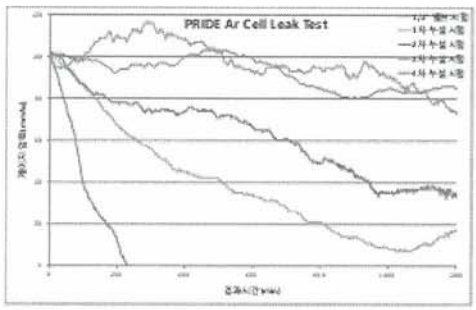


Fig. 1. Result of Argon Cell Leak Test

2.2.2 아르곤셀 아르곤 초기충진

아르곤셀에 아르곤의 초기충진은 아르곤 저장탱크의 액체 아르곤을 Vaporizer에서 기체로 변환하여, 아르곤셀 하단부에 설치된 필터를 통하여 서서히 상부의 아르곤셀로 충진 하였다.
이때 아르곤 셀로 충진되는 아르곤은 공기와의 비중 차이에 의하여 셀의 하단부로 부터 채워지고 공기는 셀 상부에 연결된 배관을 통하여 외부로 배출된다. 아르곤의 충진은 셀 내부의 오염도가 200 ppm에 도달하였을 때 아르곤의 공급을 중단하고, 정화장치를 가동한다

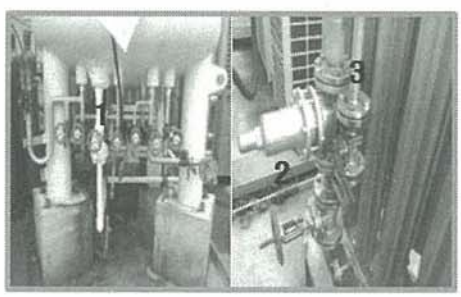


Fig. 2. Argon Vaporizer

아르곤셀에 아르곤을 충진한 결과 약 46시간 경과한 후 즉 아르곤을 3,300 m^3을 공급 하였을 때 셀의 산소농도가 목표치(212 ppm)에 도달하였다.

Table 1. Argon Charging of Argon Cell

날짜 (2012)	소요 시간	아르곤 소모량 (m3)	유량 (CMH)	오염도 (상) (PPm)	오염도 (중) (PPm)	오염도(하) (PPm)
10.8	17.5	766	43.7	2710	1029	1223
10.9	14	559	39.9	2370	2130	1750
10.10	6.5	919	141.3	591	603	642
10.11	8.5	1093	128.6	264	212	128
합계	46.5	3336	71.8			

2.3 아르곤 정화시스템의 성능시험

아르곤을 지속적으로 공급하고 배출하여 셀 내부의 오염도가 200 ppm에 도달하였을 때 정화장치를 가동 하였다.

정제장치의 운전은 아르곤셀의 오염도를 분석한 상태를 표시하는 LP 301 Panel에서 다음의 표 2와 같이 산소 및 수분 분석 값이 High Limit 도달하였을 때에는 정제장치를 운전하고, Low Limit에 도달하였을 때 장치의 운전을 중단하였다.

Table 2. High & Low Limit of Oxygen & Moisture Analyzer

분석기 명	E/Q NO.	High Limit (PPM)	Low Limit (PPM)
수분 분석기	ME301~3	40	10
산소 분석기	AE301~3	15	10
수분 분석기	ME305	15	10
산소 분석기	AE305	40	10

정화시스템의 운전은 초기에 정화장치 1대를 가동하여 셀의 아르곤을 정화하였으나, 정화 속도를 높이기 위하여 정화장치 2대를 동시에 가동하였다. 이때 외부공기의 유입을 최소화하기 위하여 셀의 압력을 양압(+)으로 유지한 상태로 운전 하였다.

정화시스템 운전은 아르곤셀의 압력이 떨어지면 SOV 101 이 자동으로 Open되어 알곤이 공급 되고 셀 압력이 상승하면 Low Volume Vent Fan이 자동으로 작동하여 아르곤이 배출되었다.

정화시스템 운전결과 아르곤셀의 오염도는 정화장치를 가동하여 약 70시간 경과 후 셀의 산소의 농도가 46 ppm에 도달하여 목표치(50 ppm)에 도달 하였다.

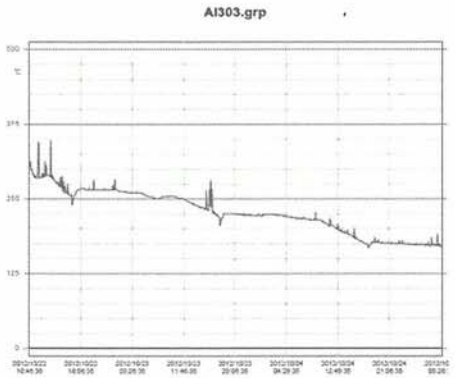


Fig. 3. Oxygen Concentration of Argon Cell

3. 결론

본 과제에서 수행하는 아르곤셀 정화시스템은 국내 최초의 불활성분위기 대형 셀에서 오염된 아르곤가스를 순환하여 재 활용하는 시스템이다. 아르곤을 정제하여 사용 할 경우 아르곤가스 소모에 따른 비용을 줄일 수 있을 뿐만 아니라, 아르곤의 방출에 따른 셀 내부 물질의 외부 누출을 사전에 예방 할 수 있는 장점이 있다.

향후 PRIDE시설의 아르곤시스템을 운전하여 성능에 관한 많은 데이터가 확보되면 국내의 불활성 분위기에서 셀에서 수행하는 공정 에 매우 유용하게 활용 될 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility /North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory pp 42-53, 1975.

[2] The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society pp16-25, 1987.

파이로 핫셀시설 안전설계요건 분석

정원명*, 구정회, 유길성, 문성인, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
wmchoung@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 사용후연료의 효율적인 관리를 위하여 연구개발 중에 있는 파이로공정기술을 이용하여 사용후핵연료를 처리 후 재활용하는 경우 처분장 면적을 결정하는 고방열핵종을 분리하여 별도 관리할 수 있어 처분장의 규모를 대폭 줄일 수 있을 뿐만 아니라, 연소되지 않은 타지 않은 우라늄 및 핵분열생성물인 초우라늄 원소를 재활용하여 자원 활용률을 크게 증가시킬 수 있다. 사용후핵연료 건식처리기술인 파이로공정기술은 습식재처리기술에 비하여 고순도 플루토늄의 회수가 불가능하여 핵확산저항성을 확보할 수 있으며, 공정폐기물의 감량과 방사능독성을 감축할 수 있어 환경 친화적인 기술로 인식되고 있다. 또한 습식처리공정에 비해 공정이 단순하고, 작은 시설규모로 인한 경제성과 사용후핵연료 임시저장 기간을 단축함으로서 관리안전성을 높일 수 있으며, 제4세대 원자로로 개발 중인 고속로 등의 핵연료와 연계하여 자원의 활용성을 증대시킬 수 있을 것으로 기대된다. 국내에서는 1990년대 후반부터 파이로공정에 대한 연구개발을 수행하고 있으며, 2012년까지 공학규모 파이로 종합공정의 Inactive 시험의 수행을 위해 PRIDE(PyRoprocess Integrated DEmonstration facility)의 건설을 완료하고, 현재 시험을 수행하고 있다. 본 연구에서는 현재 개발 중에 있는 파이로공정의 공학규모 Active 실증에 대비하여 구축하게 되는 파이로 핫셀시설의 향상된 보수적 안전성 확보를 위하여 파이로 핫셀시설 또는 유관 핫셀시설을 중심으로 안전설계 기준요건과 안전설계현황을 분석하여 파이로공정의 실증을 위한 핫셀시설의 안전설계요건을 확립하기 위한 기초 자료로 활용하도록 하였다.

2. 본론

2.1 파이로 핫셀 안전설계 기준요건 분석

파이로 핫셀과 관련된 안전설계 기준지침으로서 표 1에 표기된 미국의 NRC와 DOE의 규제지침의 자료들을 검토하여 파이로 핫셀에 적용할 설계기준요건을 표 2의 기준지침들을 검토, 평가하였으며, ANSI/ ANS 51.1과 국내 원자력안전위원회 고시에 제시된 안전기능을 갖는 구조물, 계통 및 기기에 대한 안전특성을 분석하였다.

Table 1. The Reference NRC Guides and DOE Orders

10 CFR 70 : NRC Guide for Licensing the Use of Special Nuclear Material
* NUREG-1513 : Integrated Safety Analysis Guidance Document - 2001 [AIChE(1992) - Guidelines for Hazard Evaluation Procedures, 2nd Edition 참조]
* NUREG-1520 : Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility - 2002
* NUREG/CR-6410 : Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook
DOE Order 5480.23 : Nuclear Safety Analysis Report [10 CFR 830 : NRC Guide for Nuclear Safety Management 준용]
* DOE-STD-3009-94 : Preparation Guide for US DOE Nonreactor Nuclear Safety Analysis Report
* DOE-STD-1027-92 : Hazard Categorization and Accident Analysis Techniques for Compliance with DOE 5480.23, NSAR

Table 2. The Reference Design Guides of Hot Cell Facility

안전 기능	설계 기준요건	주요 내용	비고
방사선 차폐	US NRC RG 8.8	Hot cell Design Criteria	≤ 1m R/hr
	NSSC 규칙 4호	방사선안전관리 등 기술기준에 관한 규칙	
	ICRP-60	Shielding Integrity Test	
핵임계	US NRC RG 3.4	Administrative Control (Mass & Property)	
	US NRC SRP 9.1.1/2	Limit of Moderator	
	ANSI/ANS 8.1	Physical Assurance of Safety	
	ANSI N16.2	Keff for Criticality Safety	Keff + σ ≤0.95
	ISO 1709	Guidance on Criticality Safety	
Air Contamination & Cell Pressure (HVAC)	ASME N509/510,AG-1	Ventilation System 설계/제작/시험 요건	
	US NRC 1.140/8.8	Safety Criteria HVAC / Air Flow	
	IAEA TECDOC-1430/ SSR-2/1	Different Pressure Pressure Control	
화재방호	NSSC 고시 2012-22	화재위험도분석에 관한 기술기준	
	NFPA 801	핵물질 취급시설의 화재방호 안전지침	
	US NRC RG.3.38	재처리시설의 화재방호 안전지침	
화학적 특성 및 위해 방호	NUREG-1601	Chemical Process at Fuel Cycle Facilities	
	40 CFR 302/355/370	위해물질 취급장 제한 규정	
	KOSHA Guide	위해 및 특성물질 취급 안전보건기술지침	

2.2 핫셀 안전설비 기능 및 설계현황 분석

미국 SNL의 HCF, INL의 FCF/HFEF, AFCF 등 파이로 핫셀 유관 핫셀시설의 안전성분석보고서와 안전설비계통 현황을 분석하여 파이로 핫셀시설의 안전설계요건을 도출을 위한 기초자료를 확보하였다.(표 3. 참조) 이를 기준으로 공학규모 파이로 핫셀시설의 시설규모, 공정도 및 물질흐름도, 주요 핫셀장비의 기능을 평가하여 핫셀의 구성요건을 설정하였으며, 파이로 기준공정의 단위공

정별 특성과 주요 계통설비를 분석하여 안전설계를 위해 고려할 수 있는 위해 인자들을 도출하고, 파이로 핫셀 구조물, 계통설비 및 핫셀장비의 구성 개념을 제시하였다.(그림 1. 참조) 또한 핫셀을 구성하는 주요설비별 기능 및 안전특성을 고려하여 안전설계 기준등급(안전등급, 내진등급, 품질등급)을 설정하여 표 4와 같이 제시하였다.

Table 3. The Design Status of the Reference Facility

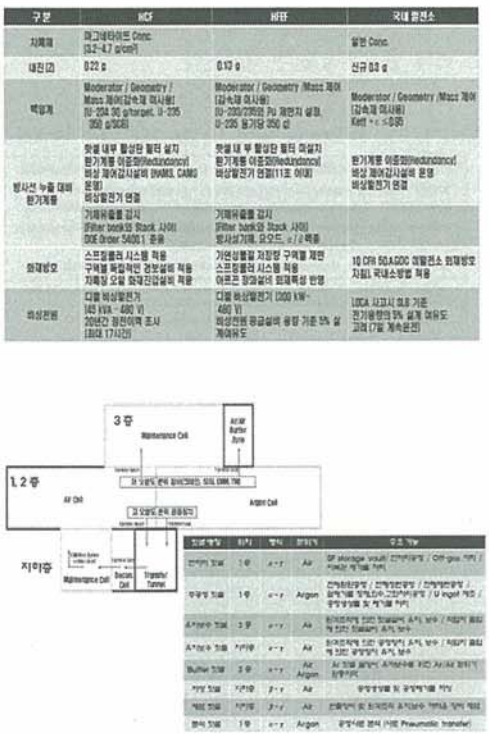


Fig. 1. The Conceptual Configuration of Hot Cells for Pyroprocess Demonstration

Table 4. The Design Safety Class of Hot Cell Main Equipments

주요 장치 및 설계 등급	안전등급	내진등급	품질등급
1. Hot cell Structure	2	I	Q
2. Hot cell liner	2	I	Q
3. Radiation shielding window	2	I	Q
4. Transfer Lock / Rear Door	2	I	Q
5. Feed-through	2	I	Q
6. Manipulator	NNS	III	T
7. In-cell crane / EMM or TM	NNS	III	T
8. Inter-cell door	NNS	III	T
9. Fire protection System in hot cell	NNS	III	S
10. Process equipment in hot cell	NA	Non	S
11. Electrical System in hot cell	NNS	III	S
12. Ar system	NNS	III (I)	T (Q)
13. HVAC System	NNS	III (I)	T (Q)
14. Compressed Air System	NA (NNS)	Non (III)	S (T)
15. Cooling Water System	NA (NNS)	Non (III)	S (T)

3. 결론

파이로 핫셀시설의 안전설계요건 도출을 위한 연구의 일환으로 공학규모 파이로 핫셀시설의 주요 구조물, 계통설비, 기기의 구성 개념을 설정하였으며, 각각의 안전기능 및 특성을 분석, 평가하여 안전등급 설정하고, 국내외 파이로공정 유사 핫셀시설의 안전설비 현황분석 결과를 기준으로 공학규모 파이로 핫셀시설의 주요 안전설비 설계을 위한 기준요건을 제시하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] Integration Safety Analysis Guidance Document, NUREG-1513, 2001.

[2] Preparation Guide for U.S DOE Nonreactor Nuclear Facility Documented Safety Analyses, DOE-STD-3009-94, 2011.

[3] Hot Cell Facility(HCF) Safety Analysis Report, SAND2000-2355, 2000.

콘크리트 저장용기 제작성 평가를 위한 Mock Up 제작 및 검사

도호석[1*], 백창열[1], 박주문[2]
[1]한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)대왕콘, 경상남도 함안군 칠원면 유원리 1435-5
ehghtjr@krmc.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송/저장 시스템 개발과정의 콘크리트 저장용기(Storage Cask)는 수직형 저장 방식으로 금속 캐니스터와 콘크리트 구조체(Over pack)로 구성되어 있으며, 콘크리트는 강판철근 콘크리트구조로 개발되고 있다. 콘크리트 용기는 자연대류에 의한 공기냉각 방식을 적용하고 ACI 349 및 ASME B&PV Code등의 기술기준에 따라 제작 하였다. 본 연구는 콘크리트의 검증 필요부의 제작성 평가를 위한 Mock up 의 필요성 및 제작에 대하여 분석 하였다.

2. 본론

2.1 개요

사용후핵연료 저장을 위한 콘크리트용기의 형상은 Fig.1과 같다.

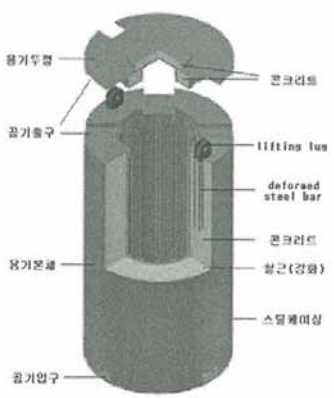


Fig. 1. Concrete Over Pack

사용후핵연료에서 발생하는 붕괴열 제거를 위하여 용기 상.하부에 공기입출구를 배치하고, 구조 및 차폐 안전성을 고려하였으며, 콘크리트 내구성 향상을 위하여 용기 본체에 스틸케이싱을 적용하고 있다[1].

2.2 적용기술기준

- ACI 349 code ; Requirements for Nuclear Safety related Concrete Structures
- ASME B&PV Code Sec.Ⅲ ; Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components
- 전력산업기술기준(Kepic) SNC, SND, SNE, 및 SNG

2.3 Mock Up Test 필요성

콘크리트용기 제작 시 콘크리트의 예상되는 충진성 취약 부분은 Fig.2와 같다. 용기 제작 시 상.하부 공기유로에서 집중적으로 콘크리트 충진성을 저해하는 빈공간이 발생될 수 있다. 원인으로는 용기의 상.하 공기유로 부근의 강구조물 내부에 수평(천장)구조가 존재함으로써 밀폐공기, 블리딩수 및 몰탈 침하로 콘크리트 충진성의 저하가 우려된다.

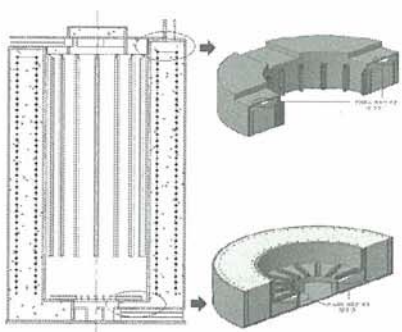


Fig. 2. Poor filling parts

2.4 Mock Up 개발 및 제작

2.4.1 Mock Up 개발

상.하부 공기유로 부근에서 발생되는 충진성 저하 대책으로는, 수평구조의 강구조물 취약 부분에 Air Hole 또는 배수구멍을 설치하고(Fig.3), 콘크

리트 배합설계 단계에서 슬럼프 및 팽창재의 적용성의 확인이 필요하다. 다른 방안으로 강구조물의 수평구조에 기울기를 허용하여 원인을 제거하는 방식의 적용에 대해서도 검토되어야 할 것이다.

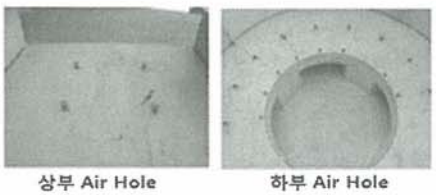


Fig. 3. Upper & lower Air Hole of Mock Up

Mock Up 개발은, 검증 필요부와 Frame -work 기능을 수행하는 강구조물과 콘크리트 타설 및 TEST후 해체/절단 등을 고려하여 설계하였다[2]. Fig4. 는 콘크리트용기에서 벽체 중앙 부분을 제외한 상.하부의 Mock Up design 이다.

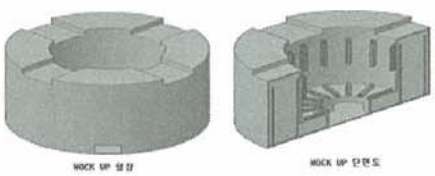


Fig. 4. Mock Up design

2.4.2 Mock Up 제작

Mock Up 구조물은 Frame-work 기능을 수행하고, 검증을 위하여 절단 및 해체가 용이하도록 강판의 두께를 6 mm, 9 mm를 적용하였다. 콘크리트 생산/타설/다짐/양생은 기술기준 CP-C2에 따르고, 19 - 300 - 10 배합으로 제작되었다. 모든 기준과 절차는 별도의 "콘크리트용기 제작 기술규격서"를 작성하여 수행하였다.

Table 1. Standard of CP-2(admixture)

배합설계	공시체 (개)	슬럼프 (cm)	공기량 (%)	압축강도(kg/cm²)	
				7일	28일
19-300-10	3	11.7	4.4	236	354
19-350-10	3	11.4	4.7	268	397

3. 결론

콘크리트용기 제작 시, Air Hole 또는 배수구멍이 콘크리트 충진성과 관련되었음을 관찰하였다. 향후, Mock Up 의 콘크리트 양생이 완료되면 강구조물을 해체하여 정량적인 평가를 위한 콘크리트 충진성 및 내구성을 시험/검사하고, 제작절차의 적합성을 확인하여 콘크리트저장용기 설계에 반영할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기 기획과제(2009T100200033)의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] ACI 349 ; Requirements for Nuclear Safety related Concrete Structures.

[2] ASME B&PV Sec.Ⅲ ; Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components.

PRIDE 시설 핵물질 계량을 위한 중성자 측정장치 개발

서희*, 이승규, 박세환, 신희성, 송대용, 나상호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
hseo@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료의 효율적인 처리 및 처분, 관리를 위하여 차세대 핵연료 주기 기술에 대한 기술개발을 진행하고 있다. 그 중 하나가 사용후핵연료에서 유용한 우라늄 자원을 회수하고 사용후핵연료의 부피를 획기적으로 감소시키는 친환경 파이로 기술이다. 이는 플루토늄의 분리 추출 없이 다른 초우라늄 원소들과 같이 회수하는 기술로 핵확산저항성이 높은 기술로 평가받고 있다. 이러한 파이로 기술은 아직까지 전세계적으로 실험실 규모에서 단위공정에 대해서만 실증이 되었을 뿐 대규모 및 일관공정에 대한 경험이 전무하다. 이에 한국원자력연구원에서는 공학규모의 파이로 일관공정 시험시설(이하 PRIDE)을 건설하고 운영할 계획이다. 이에 본 연구에서는 PRIDE 시설의 안전조치 이행 및 미래 파이로 시설에 대한 핵물질 계량기술 개발을 위해 중성자 측정장치를 개발하였다.

2. 본론

2.1 PRIDE 핵물질 계량을 위한 통합 비파괴측정장치 설계

한미원자력협정에 의해 아직까지 국내에서는 사용후핵연료의 형질변경이 불가능하기 때문에 PRIDE는 감손우라늄을 입력물질로 사용한다. 감손우라늄을 사용하더라도 핵물질을 다루는 시설이기 때문에 PRIDE는 IAEA의 사찰대상이 되며 안전조치 이행이 필요하다. 이에 PRIDE 핵물질 계량을 위한 통합 비파괴측정장치(이하 UNDA-Unified Non-Destructive Assay)를 설계하였다.

UNDA는 중성자, 감마선, 질량을 하나의 측정장치를 통해 동시에 측정이 가능하도록 설계되었다. 이를 통해 측정위치 변화에 따른 측정오차를 줄일 수 있으며, 작업시간을 단축시킬 수 있다. 그림 1에서는 UNDA의 개념도를 보여주고 있다. UNDA를 통해 PRIDE 시설의 입/출력물질 및 우라늄 전착물에 포함된 핵물질을 계량할 계획이다.

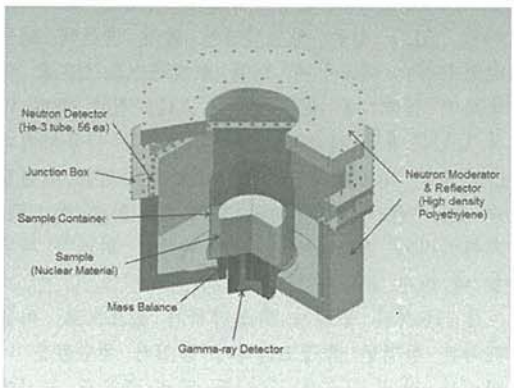


Fig. 1. Schematic of unified non-destructive assay system for nuclear material accountancy of PRIDE

2.2 중성자 측정파트 개발

감손우라늄에서 방출되는 중성자를 측정하기 위하여 고밀도 폴리에틸렌(HDPE)으로 구성된 감속재 및 He-3 중성자 검출기를 사용하였다. He-3 검출기는 GE Reuter-Stokes 사에서 제작하였으며, 통상적으로 사용하는 4 기압 검출기보다 다소 높은 효율을 제공할 수 있도록 6.7 기압으로 He-3 기체를 충진하였다. UNDA는 팔각의 HDPE 내부에 각각 7개씩의 검출기가 설치되며, 총 56개의 중성자 검출기를 사용하였다. 그림 2에서는 중성자 검출기에서 발생된 신호를 처리하기

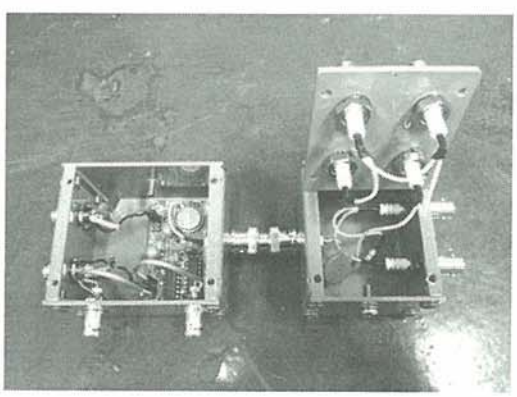


Fig. 2. Signal processing circuit with Amptek A111 chip for He-3 neutron detector

위해 제작된 신호처리회로를 보여주고 있다. 신호처리회로는 Amptek 사의 A111 칩을 사용하여 구성하였으며, 하나의 신호처리회로가 3~4개의 검출기를 담당하도록 하였다. 이에 총 56개의 검출기 신호처리를 위해 16개의 신호처리회로를 제작하였다. A111 칩은 전하민감형 전치증폭기 및 성형증폭기, 선별기가 하나의 회로에 구현된 집적회로이다. A111 칩은 성형시간이 짧기 때문에 빠른 전하수집이 필요하며, 이에 소멸가스로 CF_4를 사용하여 검출기를 제작하였다. A111 칩과 함께 미국 LANL에서 개발한 신호처리회로를 사용하였다[1]. 해당 회로는 TTL 로직신호의 길이를 조절할 수 있는 one-shot 회로와 함께 OR 회로 및 LED 드라이버가 포함되어 있어서 다수의 회로를 사용할 때 매우 유용하다.

총 16개의 중성자 측정장치가 있으므로, 이들 각각은 동일한 측정조건에서 동일한 계수값을 나타내는 것이 필요하다. 이를 위해 증폭도 조절을 통해 각각의 측정장치를 설정하였다[2]. 증폭도 조절 이후 AmLi 중성자 선원(913 mCi)을 사용하여 각각의 측정장치의 high voltage plateau를 측정하였다(그림 3). 측정된 plateau curve를 통해 동작전압은 1880 V로 설정하였다. 그림 3에서 확인할 수 있듯이 각각의 측정장치는 매우 고른 분포를 보여주고 있으며, 동작전압에서의 각각의 측정장치의 계수율 차이는 약 0.15%(%RSD) 정도로 매우 유사한 효율을 보였다. 본 측정장치는 검출기와 신호처리회로 사이에 30~40 cm 길이의 동축케이블을 사용하였다. 이에 전치증폭기의 입력축전용량이 증가하였으며, 이러한 영향으로 plateau가 조금 늦게 나타나는 경향을 보였다[3].

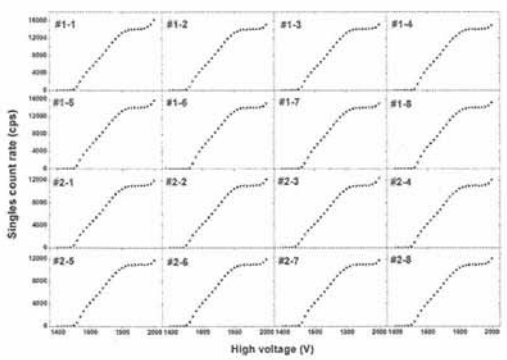


Fig. 3. High voltage plateau for each neutron detection system consisting of 3 or 4 He-3 tubes with one Amptek amplifier

그림 4는 참고문헌 [2]에 따라 결정된 계수율의 비를 보여주고 있으며, 2에 근접할수록 증폭도가 적절히 조절되었음을 의미한다. 그림에서 확인할 수 있듯이 각각의 측정장치는 매우 적절하게 조절이 되었다(%RSD=0.37%).

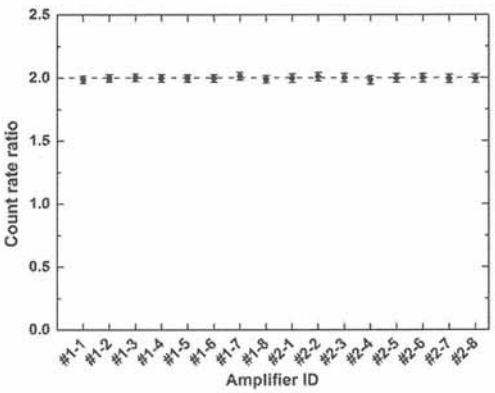


Fig. 4. Count rate ratio for each neutron detection system after gain matching procedure

3. 결론

본 연구에서는 PRIDE 시설의 핵물질 계량을 위한 통합 비파괴측정장치의 중성자 측정 파트를 개발하였다. 향후 제작된 측정장치를 사용하여 통합 비파괴측정장치의 캐비티 내 위치별 효율을 측정할 예정이며, 감손우라늄 교정선원을 제작한 후 시스템을 교정할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] J.E. Swansen, "Deadtime reduction in thermal neutron coincidence counter," Nucl. Instrum. Methods B 9, pp.80-88, 1985.

[2] H.O. Menlove, "Amplifier setup procedure for He-3 tubes," LA-UR-06-2644, 2006.

[3] K.D. Ianakiev *et al.*, "Front-end electronics for thermal neutron detectors," LA-UR-05-5717, 2006.

공학규모 파이로시설 예비안전성평가

문성인*, 유길성, 정원명, 구정회, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
simoon21c@kaeri.re.kr

1. 서 론

현재 국내에서 개발 중인 파이로 공정은 고온(500-650℃)의 용융염 매질내에서 전기화학적 방법에 의해 사용후핵연료로부터 핵물질을 분리하는 건식처리기술이며, 공정의 구현을 위해서는 불활성기체 분위기의 고준위 방사선 차폐시설인 핫셀시설의 개발이 필수적이다. 이를 위해 한국원자력연구원은 공학규모 파이로시설(Engineering Scale Pyroprocess Facility: ESPF)의 예비개념설계를 수행하였으며 파이로시설의 안전성을 향상시키기 위한 연구를 수행하고 있다. 따라서 본 논문에서는 공학규모 파이로시설의 예비개념설계안을 대상으로 예비안전성평가를 수행하였다.

2. 본 론

공학규모 파이로시설에서는 사용후핵연료 및 화학적 독성물질이 사용되므로 이러한 위해물질에 대한 대중 및 작업자의 안전성이 확보되어야 하며, 이를 위해 안전성평가가 필수적이다. Fig. 1은 핫셀 안전시스템에 대한 안전성평가 절차를 타나낸 것이다. 위해도평가(hazard analysis) 결과로부터 설계기준 사고시나리오(design basis accident scenario)가 정의되며, 사고시나리오에 따른 안전성 평가결과에 따라 안전시스템은 재설계 되어야 한다.

2.1 공학규모 파이로시설 예비개념설계

선행연구를 통해 공학규모 파이로시설의 처리용량, 가동율, 사용후핵연료 기준사양, 설계수명 및 핫셀 배치개념 등의 설계기준요건을 Fig. 2와 같이 설정하였다[1]. 또한, 주요 시스템에 대한 안전등급(safety class), 내진등급(seismic class), 품질등급(quality class)를 결정하였으며, 핫셀내 아르곤 분위기를 제어하기 위한 아르곤시스템을 설계하였다.

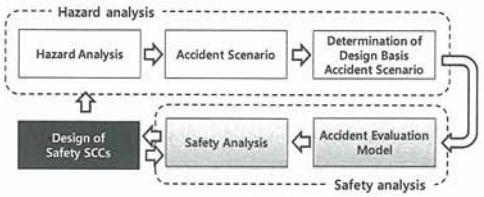


Fig. 1. Safety analysis procedure



Fig. 2. Top-tier requirements of ESPF

2.2 위해도평가

파이로시설 운영중에 발생할 수 있는 초기사고를 도출하고 이로부터 설계기준 사고시나리오를 정의하기 위해 위해도평가를 수행한다. 또한, 심층방호와 주요안전기능에 대한 안전기술요건(technical safety requir- ement)을 설정하기 위해 위해도평가가 활용된다.

공학규모 파이로시설의 위해도평가를 위해 사용후핵연료, 방사성물질, 화학적 독성물질, 가연성물질 등의 공정관련 위해인자를 고려하였으며, 외부위해인자는 제외하였다. 본 논문에서는 위해도평가를 위해 예비위해도분석(Preliminary Hazard Analysis: PHA) 기법을 사용하였다. 위해도의 빈도(frequency) 및 결말의 심각성(consequence severity)이 고려되어 위해도 순위(hazard ranking)가 결정되며 동일한 사고유형중 가장 보수적인 사고시나리오(bounding accident scenario)를 결정할 수 있다[2]. Table 1은 공학규모 파이로시설에 대해 PHA를 수행하여 선정된 대표적인 사고시나리오 결과를 나타낸 것이다.

2.3 환경안전성평가

위해도평가를 통해 도출된 사고시나리오 중 사고로 인해 소외피폭선량에 미치는 영향이 가장 클 것으로 판단되는 핫셀 화재사고에 대한 평가를 수행하였다. 핫셀 화재 시나리오는 공정기기에 전원을 공급하는 케이블의 발열 또는 스파크로 인한 화재에 의해 핫셀 내부에 설치된 off-gas 처리장치의 손상 및 온도증가에 의해 포집되어 있던 방사성물질이 환경으로 방출되는 사고이다. 핫셀 화재시 방사성물질의 방출량은 다음과 같이 가정하였으며, 단기대기확산인자를 계산하기 위해 PAVAN 코드를 사용하였다.

1) Off-gas 처리장치에 포집된 방사성핵종의 100%가 환경으로 방출됨. 단, Xe와 Kr은 6개월 단위로 환경으로 방출하기 때문에 50%만 방출됨.
2) 필터는 회재로 인해 기능이 상실됨.
3) 방사성물질은 2시간 이내에 전량 방출됨.
4) 방사성핵종의 방출률은 DOE-STD-1029- 92에서 정의된 위해도 범주 2의 핵종별 방출률을 적용.

방출량에 따른 제한구역경계에서의 외부피폭에 의한 유효선량과 내부피폭에 의해 감상선선량을 평가하였다. 평가결과는 Table 2에 나타내었으며, 유효선량과 갑상선선량은 모두 법규상의 기준치를 만족하는 것으로 평가되었다.

Table 1. Representative hazard evaluation result

Accident Scenario	Frequ-ency	Conse-quence	Risk Rinking
Release of radioactive materials due to hot cell fire	III	A	2
Release of chlorine gas due to pipe rupture	III	A	2
Release of argon gas due to argon supply pipe rupture	III	A	2

Table 2. Calculated effective doses

Dose (mSv)	Effective Does	Equivalent Does for Thyroid
Applied Dose	5.2	635
Dose Limit	250	3,000
Ratio (%)	2.1	21.2

3. 결론

본 논문에서는 공학규모 파이로시설을 대상으로 위해도평가를 수행하여 가상사고시나리오를 도출하였으며, 일반대중 및 작업자의 안전성을 확보하기 위해 예비안전성평가를 수행하였다. 향후 본 논문에서 검토한 위해도 및 안전성 평가기법을 활용하여 파이로 핫셀 설계시 안전성을 향상시킬 수 있을 것으로 기대되며, 핵임계평가 및 방사선차폐성능평가 등에 대한 추가적인 검토도 필요할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Seongin Moon, et al.,"Preliminary Conceptual Study of Engineering-scale Pyroprocess Demonstration Facility," Nuclear Engineering and Design., 2591, pp. 71-78, 2013.

[2] G.W. Mitchell, et al., "Hot Cell Facility Safety Analysis Report," Sandia National Laboratories, SAND2000-2355, 2000.

공학규모 파이로시설 위해도평가

구정희*, 문성인, 유길성, 정원명, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhku@kaeri.re.kr

1. 서 론

국내에서는 사용후핵연료의 효율적인 관리를 위한 처리기술로서 고온(500~650℃) 의 안정한 매질내에서 전기화학적 반응을 이용하여 우라늄 및 초우라늄계 원소 등을 회수하기 위한 건식처리기술인 파이로 공정을 개발하고 있다. 파이로공정의 구현을 위해서는 핫셀시설이 필수적이며, 파이로공정의 위해요인들로부터 작업자 및 주변환경을 보호하기 위해 파이로 핫셀시설에 대한 안전성이 확보되어야 한다. 이를 위해 한국원자력연구원에서는 3S(Safeguards, Security, Safety) -by-Design 개념을 도입하여 안전성을 강화시키기 위한 파이로 핫셀시설의 설계기술 개발이 추진 중이다. 따라서, 본 논문에서는 공학규모 파이로시설의 안전성향상을 위해 위해도 평가체계를 수립하고, 공학규모 파이로시설 예비개념설계안의 공정 및 운전 특성을 반영하여 유형별 초기사건을 도출하였다.

2. 본 론

파이로시설에서는 사용후핵연료 및 화학적 독성물질 등의 위해물질이 사용되므로 대중 및 작업자에 대한 안전성을 확보하기 위해 안전성평가가 필수적이며, 정량적인 안전성분석을 위해서는 위해도 평가절차 및 위해도평가(hazard analysis)에 따른 설계기준 사고시나리오(design basis accident scenario)의 정의가 선행되어야 한다.

2.1 위해도분석 지침

USNRC는 위해도분석을 위해 사고 발생가능성과 결말정도를 기준으로 한 정성적 위험도지표를 적용하는 방법을 채택하고 있으며, 성능요건을 초과하는 경우에는 안전성관련품목(Item Relied On For Safety: IROFS) 및 관리방안(Specific Administra- tive Control: SAC)을 마련하도록 요구하고 있다. 10CFR70.61은 방사성 정도, 화학적 영향 및 환경에 미치는 영향에 따라 결말의 정도를 high consequence, intermediate consequence, low consequence로 분류하며, 발생가능성의 정도는 highly unlikely, unlikely, not unlikely로 분류한다. 위험도지표는 사건의 결말 및 발생가능성을 조합하여 Table 1과 같이 표현하며, 음영표시영역은 수용될 수 없는 위험도를 나타내고 안전관련품목이 도출되어야하는 대상으로 분류되는 사고유형으로 구분된다[1].

Table 1. Hazard ranking matrix

Severity of Consequences	Likelihood of Occurrence		
	Likelihood Category 1 Highly Unlikely (1)	Likelihood Category 2 Unlikely (2)	Likelihood Category 3 Not Unlikely (3)
Consequence Category 3 High (3)	Acceptable Risk 3	Unacceptable Risk 6	Unacceptable Risk 9
Consequence Category 2 Intermediate (2)	Acceptable Risk 2	Acceptable Risk 4	Unacceptable Risk 6
Consequence Category 1 Low (1)	Acceptable Risk 1	Acceptable Risk 2	Acceptable Risk 3

2.2 공학규모 파이로시설 안전성 평가체계

Fig. 1은 본 연구를 통해 도출된 파이로 시설의 위해도 평가절차를 나타낸다. 평가절차는 크게 위해도평가와 사고평가로 구분된다. 위해도평가는 대상시설과 관련된 모든 위해요소를 정의하는 부분과 정량적인 사고평가로 수행될 포괄사고를 선정하는 부분으로 구분되어지며, 포괄사고 선정시에는 예방 및 완화조치가 고려되지 않은 정성적 사고의 결말과 발생가능성이 고려된다. 위해요소를 정의하기 위해서는 공정과 관련된 정보이외에 시설내에 존재하는 인화성 물질이나 가연성물의 재고량에 기반한 화재위험도 분석정보 및 핵임계 안전성 분석정보가 필수적이다. 사고평가는 사고시나리오 개발, 선원항(source term) 분석, 방사선적/화학적 결말분석, 성능요건 비교의 항목으로 구성된다. 포괄사고로 선정되어 사고 평가를 수행한 결과, 성능여건을 만족하지 못할 경우에는 포괄사고의 정량적인 결말을 감소시키기 위한 안전관련품목들이 도출되어야 하며 이를 반영한 사고평가가 재 수행되어야 한다.

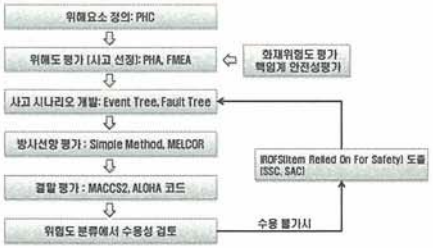


Fig. 1. Safety analysis procedure for pyroprocess facility

2.3 가상 사고시나리오 도출

본 논문에서는 Fig. 2에 나타낸 공학규모 파이로시설 예비개념설계안에 대해 PHCs(Preliminary Hazard Checklists)를 이용하여 시설내의 위해요소를 확인한 후, PHA(Preliminary Hazard Analysis) 방법을 적용하여 시설내의 공정운전 중에서 발생가능한 사고의 정성적인 결말과 발생가능성을 추정하였으며, 이를 hazard ranking matrix에 적용하여 예비 포괄사고를 선정하였다. 위해요소 확인 결과 총 41개 후보 초기사건이 도출되었으며, hazard ranking matrix를 적용한 결과, Table 2에 제시한 6개 초기사건이 타 초기사건을 포괄하는 초기사건으로 선정되었다. 선정된 사고들은 향후 추가적인 정보 검토, 발생가능성 및 결말에 대한 상세평가 후 재평가되어야 한다.

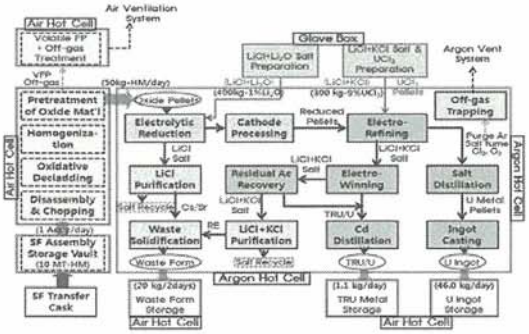


Fig. 2. Hot cell line and material flow for pyroprocess facility

Table 2. Selected accident scenario

	사고시나리오
1	사용후연료저장조볼트에서 연료인출시 사용후 핵연료 집합체 낙하사고
2	분말화장치 압력상승으로 인한 사용후핵연료 분말 누출사고
3	VFP(Volatile Fession Product) Off-gas 배출관 파단으로 인한 VFP 누출사고
4	Xe/Kr retention 탱크 기능상실로 인한 Xe/Kr 누출사고
5	공정셀내 외부공기 유입에 따른 불활성 분위기 상실로 인한 우라늄금속 화재사고
6	Cl2 공급탱크와 Glove Box간의 배관 파단으로 인한 공급 Cl2 누출사고

3. 결론

본 논문에서는 파이로시설에 적용가능한 위해도평가 지침를 검토하고 공학규모 파이로시설에 대한 안전성 평가체계를 구축하였다. 또한, 공학규모 파이로시설의 예비개념설계안을 대상으로 예비위해도평가를 수행하여 초기 가상사고를 도출하였다. 향후 본 논문에서 검토한 평가기법을 활용하여 공학규모 파이로시설에 대한 안전성을 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] USNRC, "Integrated Safety Analysis Guidance Document," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1513, 2001.

PRIDE 대형장치 이송시스템의 운전 성능 시험 및 평가

한종희*, 이원경, 한성진, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhan@kaeri.re.kr

1. 서론

대형장치 이송시스템(Large equipment Transfer Lock system, LTL)은 셀 내의 산소, 수분의 농도 및 부압에 영향을 미치지 않고 셀 외부에서 내부로 혹은 셀 내부로부터 외부로 비교적 규모가 크거나 중량이 무거운 공정장치, 공정물질 및 기타 장비를 이송시키기 위한 장치로서 직경 2.2 m, 높이 2.2 m 이하 크기의 공정장치 운반이 가능하도록 챔버의 크기가 내경 2.598 m, 높이 2.3 m로 개발되어 PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)에 설치되었다 [1].

본 논문에서는 LTL의 주요 운전 성능 및 기체 교환을 위한 퍼징시스템의 운전 조건을 산출하고, 시험한 결과에 대해 기술한다.

2. LTL의 주요 운전 성능

2.1 LTL의 구성 및 주요 특징

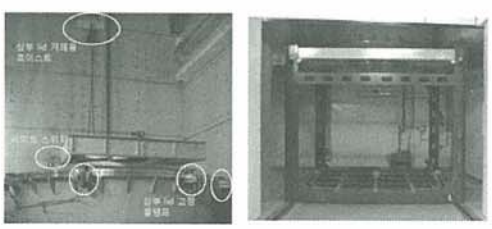


Fig. 1. LTL in cell (left) and out of cell (right)

그림 1과 같이 PRIDE에 설치된 LTL은 크게 챔버와 상부 lid 및 하부 테이블로 구성되어 있으며, 챔버 내부를 아르곤 가스 또는 공기로 퍼징할 수 있도록 진공 펌프와 아르곤 및 공기 주입이 가능한 퍼징시스템을 보유하고 있다 [2].

챔버와 상부 lid 및 하부 테이블은 이중 오링에 의해 기밀이 유지되며, 셀 내부의 상부 lid는 자중에 의해 -300 ㎜Aq의 부압에도 기밀이 유지되도록 설계되었으며, 아르곤 가스를 이용한 8개의 토글 클램프 설치를 통해 기밀 성능을 강화함으로써 셀 내부의 산소, 수분 농도 및 압력에 영향을 주지 않도록 개발되었다 [2]. 또한 셀에 다량의 공기가 유입되지 않도록 상부 lid 및 하부 테이블이 동시에 열리지 않도록 연동제어가 적용되어 있다.

2.2 주요 운전 성능

LTL의 주요 운전 성능 항목에는 하부테이블 좌우 이동 및 상승 속도, 상부 lid 개폐 시간 등이 포함되며, 표 1과 같이 측정되었다. 따라서 하부테이블이 6.5 m 길이의 레일을 이동하는 시간은 약 3분 정도, 상승 및 하강에는 약 33분 정도 소요된다.

Table 1. Operation performance

항 목	값
하부테이블 좌우 이동속도	2.15 m/min
하부테이블 상승/하강 속도	0.08 m/min
상부 lid 개폐 시간	150 초

3. 퍼지시스템 성능 및 퍼징 조건 산출

3.1 퍼지시스템 사양 및 성능

LTL의 부피는 약 12.1 ㎥이며, LTL 챔버 내 공기 중 산소 부피는 2.5 ㎥로 퍼징하지 않고 상부 lid를 개방할 경우 셀의 산소 농도는 이론상으로 약 2095 ppm 상승하게 된다. 따라서 LTL을 통해 장치를 반입하는 경우 LTL 챔버 내의 공기를 알곤으로 적절히 치환하여 셀의 산소 농도에 주는 영향을 최소화해야 한다. 이를 위해서 LTL은 표 2와 같이 진공 펌프, 알곤 및 압축 공기 공급시스템 등과 같은 퍼징 시스템을 갖추고 있다.

Table 2. Specification of purge system

항목	사양
진공펌프 용량	1.5 ㎥/min
알곤 공급 압력	0.375 ㎫
공기 공급 압력	0.4 ㎫

3.2 퍼지 조건 산출

퍼징 시스템을 사용하여 LTL은 진공퍼징 방법을 통해 챔버 내의 기체를 치환할 수 있으며, 초기 산소 농도가 y_0일 때, 퍼징 횟수(j)에 따른 산소 농도(y_j)는 돌턴의 법칙을 이용하여 다음과 같이 계산될 수 있다 [3].

$$y_j = y_0\left(\frac{P_L}{P_H}\right)^j \qquad (1)$$

위 식에서 P_L과 P_H는 각각 진공 도달시의 압력(SP1)과 퍼지 후의 압력(SP2)이다. 식 (1)에 의해 LTL의 SP1 압력값과 퍼징 횟수에 따른 셀 내의 산소 농도 증가는 그림 2와 같다.

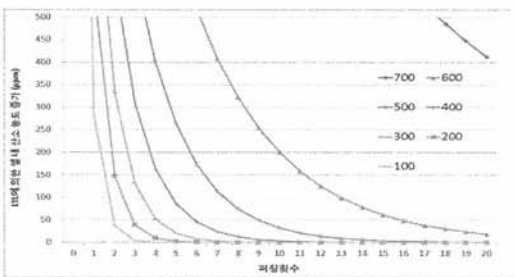


Fig. 2. Oxygen concentration according to various purging condition

Table 3. Comparison result of purging test

	값	
	이론	실험
퍼징 횟수	3	5
진공 압력 (SP1)	200 ㎜Hg	
알곤 퍼지 후 압력	760 ㎜Hg	756 ㎜Hg
공기 퍼지 후 압력		740 ㎜Hg
퍼징 후 산소 농도	3827 ppm	4630 ppm

퍼징 조건을 산출하기 위해, LTL에 의한 셀의 산소 농도 증가는 50 ppm 이하, 즉 퍼징 후 LTL 챔버 내 산소 농도는 약 5000 ppm 이하가 되도록 하였으며, 장치 반입 효율을 고려하여 퍼징 횟수는 5회 미만으로 제한하여 표 3과 같이 결정하였으며, 계산에 의해 산출된 조건을 바탕으로 실험한 결과 역시 표 3에 나타내었다.

실험의 경우 이론값보다 퍼징은 2회 더 수행해야 원하는 산소 농도를 얻을 수 있었으며, 이는 펌프에 의한 배기나, 치환되는 기체의 공급이 완료된 후, 챔버 내의 기체들이 충분히 혼합되지 않았기 때문으로 추정된다.

한편, 1회 퍼징 당 소요되는 시간은 약 20분 정도로 장비 이송을 위해서는 퍼징에 약 100분이 소요되므로, 펌프 용량을 키워 시간을 단축시킬 필요가 있다.

3.3 퍼징 여부에 따른 셀의 산소 농도 변화

LTL 개방 전에 퍼징 여부에 따라 실제 셀의 산소 농도에 미치는 영향을 50분 후 측정한 결과는 표 4에 나타내었다. 실험값이 이론에 의한 예측값보다 작은 이유는 LTL의 상부 lid를 개방할 때, LTL의 압력이 셀의 압력보다 낮았기 때문에 LTL 내의 기체가 셀 내부로 크게 확산되지 않았기 때문이며, 셀의 산소 농도 측정 센서의 위치 또한 셀 내 산소 농도의 평균값을 정확히 나타내지 않기 때문이다.

Table 4. O_2 concentration of cell by O_2 in LTL

	산소 농도 (ppm)	
	계산값	실험값
퍼징하지 않은 경우	2095	1431
퍼징한 경우	39	5

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE에 설치된 대형장치 이송 시스템의 주요 운전 성능을 평가하였다. 또한, 운전 중인 아르곤셀의 산소 농도에 영향을 최소화하기 위해 퍼징 조건을 산출하고, 실험을 통해 타당성을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술대회 논문요약집, pp.153-154, 2012
[2] 차세대핵주기공정 실증시설 설계기술 개발, KAERI/RR-3414/2011, 2012. 4.
[3] 김홍배, 진공의 기초, 전자자료사, 2005

사용후핵연료 Pu 계량을 위한 XRF 적용 가능성 평가

이승규[1,2], 서희[1], 권형문[1], 김호동[1], 김용균[2,3], 박세환[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
[2]한양대학교, 서울광역시 성동구 왕십리로 222
[3]기초과학연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1689
*ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료에서 Pu 양을 계량하는 것은 안전조치 관점에서 매우 중요한 사항이다. X-ray 형광분석법 (X-ray fluorescence, XRF) 은 사용후핵연료에 존재하는 Pu의 양을 직접적으로 측정할 수 있는 여러 기술 중의 하나이다. XRF는 사용후핵연료에서 발생하는 특성 x-ray를 측정하여 사용후핵연료에 포함된 Pu나 U을 계량할 수 있는 방법이다. 원자 외부에서 주로 감마선이나 전자가 입사하여 전자준위가 들뜬 상태가 되면 원자 내부에 강하게 속박되어 있던 전자가 자유 상태로 되고, 그 준위를 원자외부에서 약하게 속박되어 있던 전자가 채우게 된다. 이때 원자별로 다른 특성 x-ray가 발생한다 [1]. 사용후핵연료에는 fission products의 분열에 의해서 자체적으로 발생된 감마선 등에 의하여 원자의 에너지 준위기 들뜨게 되며 이로 인하여 Pu와 U의 특성 x-선이 발생한다. X-ray 에너지는 원소마다 다르기 때문에, Pu와 U의 K-각 x-ray peak의 비율을 측정하는 것은 사용후핵연료에서의 Pu와 U의 상대적 농도에 대한 정보를 제공한다. 본 연구에서는 사용후핵연료에서 발생하는 특성 X-ray를 측정하기 위한 검출시스템을 구성하여 시스템 특성을 평가하였으며, 원자력 연구원 내의 PIEF 핫셀 시설에 시스템을 설치하여 시편에 대한 측정 및 분석을 수행함으로써 향후 PWR 사용후핵연료에 대한 적용 가능성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 시스템 구성

사용후핵연료의 U과 Pu에서 발생하는 x-ray 에너지 영역 대는 Table. 1과 같다. Table. 1에서와 같이 발생되는 에너지가 100 keV 영역에 해당하기 때문에 낮은 에너지에서의 검출효율을 증가시키기 위하여 기존의 HPGe 검출기를 대체하여, Low-energy HPGe (LEGe) 검출기를 사용하였다. LEGe 검출기는 Beryllium 입사창을 갖는 Cnaberra사의 GL0210 모델을 사용하였으며, electronics는 amplifier와 MCA 등이 내장되어 있는 ORTEC사의 DISPEC을 사용하였다. Fig. 1과 같이 시스템을 구성하였으며, PIEF 핫셀 실험에 앞서, 저에너지 감마선을 방출하는 감마 표준 선원을 이용하여 에너지 calibration 및 에너지 분해능을 측정하였다.

Table 1. Uranium and Plutonium x-ray data [2]

X-ray	Energy (keV)		Relative Intensity	
	Uranium	Plutonium	Uranium	Plutonium
$K_{\alpha1}$	98.44	103.76	100	100
$K_{\alpha2}$	94.66	99.55	61.9	62.5
$K_{\beta1}$	111.31	117.26	22.0	22.2
$K_{\beta2}$	114.50	120.60	12.3	12.5
$K_{\beta3}$	110.43	116.27	11.6	11.7

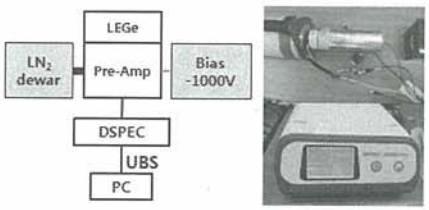


Fig. 1. Low-energy HPGe system

2.2 감마 표준 선원 측정

한국원자력연구원의 PIEF 핫셀 실험에 적용하기 위하여 제작된 시스템에 대한 저에너지 영역의 에너지 분해능을 측정하고, 에너지 calibration을 수행하였다. 실험에 사용한 감마 표준 선원은 ^{57}Co와 ^{133}Ba 감마선동위원소이며, 바이어스 전압 -1000 V를 인가하여 실험을 수행하였다. 실험에 사용한 감마선동위원소에서 방출하는 대표적인 γ-ray 및 x-ray 에너지는 Table. 2와 같다. Fig. 2. 는 ^{133}Ba 선원을 이용하여 측정한 에너지 스펙트럼이다. 실험 결과 100 keV 에너지 영역 이하의 γ-ray 및 x-ray에 대하여 에너지 분별력을 갖는

것을 확인할 수 있었다. 검출기 시스템의 에너지 분해능은 ^{57}Co 감마선동위원소를 이용하여 측정하였으며, 그에 대한 결과값은 Table. 3에 나타내었다. 검출 시스템의 저에너지에 대한 에너지 분해능은 100 keV의 영역에서 0.5 keV 정도의 좋은 분해능을 갖는 것을 확인할 수 있었다.

Table 2. ^{57}Co and ^{133}Ba γ-ray & x-ray data

핵종		방출 에너지 (keV)		
^{57}Co	감마선	14.413	122.061	136.474
^{133}Ba	감마선	53.161	79.614	80.997
		276.398	302.853	356.017
	엑스선	30.973	34.987	35.818

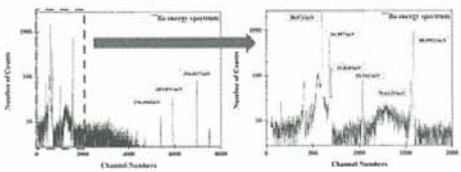


Fig. 2. γ and x-ray pulse height spectrum for ^{133}Ba γ-ray source

Table 3. Energy resolution for ^{57}Co γ-ray source

Energy (keV)	FWHM (keV)
14.41	0.25
122.061	0.50
136.473	0.53

2.3 사용후핵연료 시험연소체 측정

사용후핵연료 시험연소체 측정은 한국원자력연구원 PIEF시설의 핫셀 내에서 수행되었다. Fig. 3.는 기존 핫셀에 적용하여 사용하던 검출기의 구조도와 LEGe로 검출기를 대체하여 설치한 것을 보여주고 있다.

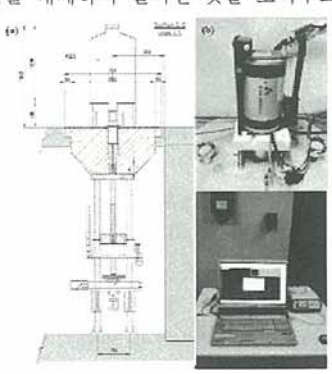


Fig. 3. (a) PIEF examination cell, (b) LEGe system setup

실험에 사용한 시험연소체는 고리 2호기 W93시범연료체와 울진3호기 HA03 시범연료체를 사용하여 제작된 시편을 사용하였다. 시편의 초기농축도, 연소도, 연소이력 등의 정보 등으로 ORIGEN 코드를 이용한 Pu/U 핵종비를 추정하여, XRF 측정값과 비교, 분석을 수행하였다. Fig. 4. (a)는 W93L02-09BRM시편에 대한 에너지 스펙트럼이고, (b)는 103.7 keV에서의 Pu x-ray peak에 대한 그래프이다. 실험결과에서 알 수 있듯이, Pu K-각 x-ray와 ^{155}Eu에 의해서 발생한 peak가 확실하게 구분되어 측정되는 것을 확인할 수 있다.

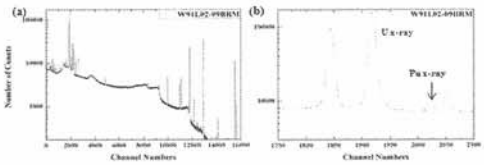


Fig. 4. (a) W93L03-09BRM pulse height spectrum, (b) 103.7 keV Pu K-shell x-ray peak

3. 결론

본 연구를 통하여 사용후핵연료에 대한 XRF 적용 가능성에 대해 평가를 하였다. 사용후핵연료에 대한 스펙트럼 측정에서 Pu에서 발생하는 K-각 x-ray를 ^{155}Eu에서 발생하는 γ-ray와 구분하여 계측하는 것이 가능하며 U과 Pu에서 발생하는 x-ray에 대한 직접적인 측정 및 분석이 가능하다는 것을 확인하였다. 향후 추가적인 연구를 통하여, 시편의 연소도에 따른 Pu/U의 비와 x-ray peak 비에 대한 상관관계 확인 및 정확도가 향상된 시스템을 구성하여, 시스템 대한 분석 신뢰도를 확보할 계획이다. 시험연소체 실험 등을 통하여 측정 및 분석에 대한 정확도 및 정밀도가 검증된다면, 사용후핵연료에서 Pu 양을 측정하는데 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025947).

5. 참고문헌

[1] 김용균, 김봉환, 김교윤, 김길정, 권석근, 박태순, 서범경, "방사선 측정과 취급" 한국원자력연구소 (2004).

[2] Doug Reilly, Norbert Ensslin, Hastings Smith, Jr. Sarah Kreiner, "Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials" (1991).

이기종 제어반을 갖는 PRIDE 통합 모니터링 시스템 설계

류동석*, 이종광, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
savryu@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후 핵연료를 재활용할 수 있는 파이로 공정을 공학규모에서 실증하기 위한 PRIDE시설을 구축하였으며, 대형 알곤셀의 유틸리 및 공정장치와 관련하여 다양한 센서와 액츄에이터가 운용되고 있다 [1]. 각 공정장치 및 시설장비는 각각의 제어반을 구비하고 PLC 및 Industrial PC를활용하여 공정 및 시설을 모니터링하고 있다. PRIDE시설의 특성상 이기종 제어기가 혼합되어 운용되기 때문에 각 제어반의 상호 정보교환이 제한되고 전체적인 공정현황을 일괄적으로 파악하는데 어려움이 있다. 본 논문에서는 이기종 제어기로 구성된 복수 공정제어기의 공정데이터를 통합관리하고 전체공정을 일괄파악하기 위한 통합공정 모니터링 시스템을 제안하고, PRIDE 시설의 설계사례를 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 통합 공정 모니터링 시스템 구성

PRIDE의 통합모니터링시스템을 구성하기에 앞서, 전처리, 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물 처리의 5개 공정과 시설유틸리티를 총괄적으로 파악할 수 있는 96개의 주요 물리량을 선정하고, 각 물리량을 측정하는 센서와 제어반 현황을 파악하도록 하였다. 각 제어반의 산업용PC를 활용하여 공정데이터를 취득하는 총 16개의 현장데이터취득거점(Local Measuring Node, 이하 LM노드)을 확보하였다. 현장에 위치한 LM노드로부터 랜통신을 통해 공정데이터를 취합하는 데이터관리서버(Data Managing Server, 이하 DM서버)를 두도록 하여, 모든 공정데이터를 한 곳의 DB로 저장하고 관리할 수 있도록 설계하였다. 복수개의 통합화면 모니터링 클라이언트(Visual Monitoring Client, 이하 VM클라이언트)는 DM서버에 접근하여 공정데이터를 가져와서, 이를 사용자 친화적인 그래픽 인터페이스를 통해 전체 공정을 직관적으로 표현하여 대형 비디오월에 전시함으로써 많은 작업자들이 동시에 상황을 파악할 수 있도록 한다. DM서버에 저장된 공정데이터는 실시간 공정 모니터링 뿐만 아니라 수율관리, 안전조치, 등 다양한 외부 시스템으로부터 권한에 따라 필요한 데이터에 접근하여 기초데이터로 활용할 수 있도록 설계하였다.

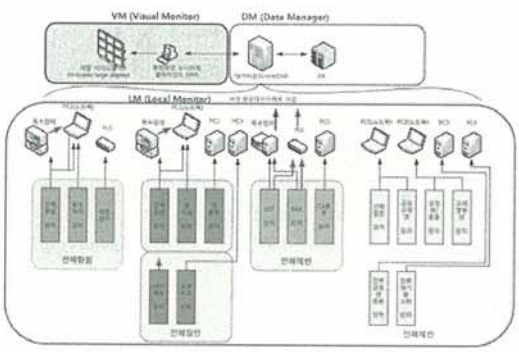


Fig. 1. Connection diagram for PRIDE monitoring system

2.2 공정 데이터 취득

현장에서 공정데이터를 취득함에 있어서, 제어반에 연결된 모든 기기는 RS485 또는 GPIB를 통해 디지털 통신이 가능한 인디케이터 및 컨트롤러를 사용하도록 하고, 선정된 LM노드까지 하네스를 연결하였다. 각 LM노드에서는 자체적인 SCADA를 구현하도록 하여, 연동하는 공정장치의 실시간 데이터를 모니터링하고 트렌드 그래프를 통해 변화추이를 감시하며, 취득된 데이터의 자체 저장이 가능하도록 하였다. 각 LM노드 LAN통신을 통해 네트워크에 연결하고 OPC규약에 따라 다자간 접속이 가능하도록 하였다. DM서버의 요청에 따라 정해진 프로토콜로 공정데이터를 전송하고 DM서버는 이를 DB에 저장하도록 한다.

2.3 공정 데이터 통합 관리

LM노드는 이기종 제어기로 구성되는데, 수KHz에서 수Hz 까지에 다양한 샘플링 타임을 갖는 계측장비가 혼용되는 Multi sampling rate system으로 동작한다. DM서버는 관리자의 실시간 관측을 주요 목적으로 하기 때문에, 갱신주기보다는

지연시간을 줄이는 것에 우선순위를 두도록 하였으며, 공정데이터를 1Hz로 갱신하도록 하고 지연시간을 500msec 이하로 줄이는 것을 목표로 하였다.

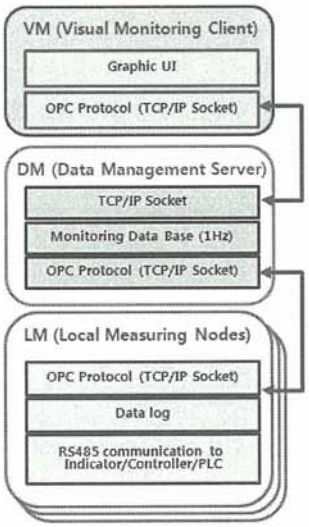
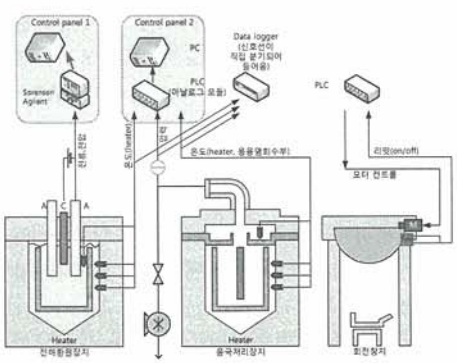


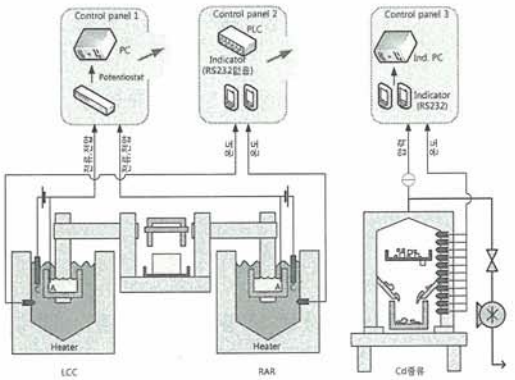
Fig. 2. Communication Layers in PRIDE monitoring

2.4 통합 공정 모니터링

PRIDE의 상황을 일괄 파악 할 수 있도록 하나의 페이지에 공정현황을 요약하여 표시하도록 하고, 각 공정의 개별적인 상황을 세부적으로 보여주는 6개의 페이지를 구성하도록 설계하였다.



(a) illustrations for electro-reduction processes



(b) illustrations for electro-winning processes

Fig. 3. examples of illustrations for intuitive presentation of processes

3. 결론

본 연구에서는 PRIDE의 공정상황을 일괄 파악하기 위해 LM/DM/VM의 3층의 layer로 구성되는 통합모니터링시스템을 제안하였다. 데이터 취득을 위해 수 개의 이기종 제어기를 묶는 거점 노드를 지정하여 LM을 구성하고 OPC 방식으로 다자간 LAN통신이 가능하도록 하였다. LM을 통해 취득된 모든 공정데이터는 DM서버에 DB로 저장하고 권한별 접속을 통해 공정데이터에 접근할 수 있도록 하였다. VM클라이언트는 DM서버의 공정데이터를 직관적인 화면으로 요약하여 관리자에게 제공함으로써 전체공정의 상황을 일괄적으로 파악 할 수 있도록 하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 류동석, 김기호, 조일제, "오염 확산방지를 위한 IPA기반 비접촉 사용자 인터페이스," 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.475-476, 2012.

연계성있는 사용후핵연료 안전성 확보를 위한 액션아이템 제언

국동학[1*], 이상진[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
[2]한국방사성폐기물관리공단, 경북 경주시 북성로 89
syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료는 건식저장을 위하여 진공건식(vacuum drying) 과정을 거친 이후부터 저장-수송-처분으로 이어지는 과정에 주로 물이 없는 건식 상태에 놓이게 된다. 3~5년간 사용된 핵연료는 직접처분의 경우 최대 백만년까지 안전성을 고려해야하는 대상이다. 따라서 이제 막 진정한 후행주기 시대에 입문하고 있는 우리나라는 본격적인 관리사업을 시작하기 전에 사용후핵연료의 안전성을 확보하기 위하여 각 관리방안별로 연계성 있는 기술개발을 계획하여야 하므로, 이에 대한 구체적인 안을 제시하고자 하였다.

2. 본론

2.1 국내 사용후핵연료 특성 분석

가장 먼저 해야할 일은 사용후핵연료의 초기 특성인 핵연료 종류, 농축도, 제원, 피복관의 재료적 구성 등을 잘 파악하는 것이다. 이후 원전 내 연소 이력을 핵설계보고서(NDR)와 비교하여 집합체 단위의 신뢰도 높은 database를 구축해야 한다. 이 DB의 주요 항목은 핵연료의 방출일, 집합체별 연소도, 주기별 연소위치이력, 원전간 이송이력 등이며 기존에 수행되었던 여러 database 연구결과물과의 단일화 과정도 필수적이다. 또한 가능한 한 이 DB에는 사용후핵연료의 저장가능 분류를 위한 대상 등급 정보와 저장 대상 후보군 정보도 포함시키는 것이 바람직하다.

2.2 관리방안별 환경변화 분석

최종관리방안을 직접처분으로 고려하는 경우 사용후핵연료의 관리방안 별로 예측되는 환경변화는 아래와 같으며 각 상황에 대하여 주요 인자인 온도, 압력, 열전달, 구조적/재료적 변형, 기계적 스트레스를 중심으로 핵연료의 건전성을 분석해야 한다.

- 원전 수조 내 환경
- 건식저장을 위한 진공건식 환경
- 건식저장시설로 이동 환경
- 장기 건식저장 중 환경 변화
- 건식저장 이후 수송 환경
- 직접처분 시 처분시작(Pre-Closure) 환경

2.3 각 관리방안별 안전성 규제요건 검토

각 관리방안(저장/수송/처분)에 대한 해외 국가별 정책, 법령, 규제요건, 기술지침, 인허가 체계를 분석해야 하며, 특히 저장/수송/처분 규제기준 간의 연계성을 면밀히 검토해야 한다.

또한 기존 국내·외 저장/수송/처분 상용 시스템의 안전성분석보고서(Safety Analysis Report)와 안전성평가보고서(Safety Evaluation Report)를 면밀히 검토함으로써 규제기준에 도달하기 위한 각 시스템 제작회사만의 방법론을 참조해야 한다.

최근에는 선진국들의 규제요건도 아래와 항목에 대하여 변화를 겪고 있으므로 이에 대한 자세한 동향 파악과 국내에 적용여부를 판단해야할 것이다.

- 고연소도, 신 피복관 핵연료 저장/수송
- 연소도이득(Burnup Credit) 효과 적용 여부
- 저장/수송 규제기준의 연계성 및 통합
- General License 형태로의 귀결
- NRC Waste Confidence의 추이 분석
- 재인허가 (Renewal)의 핵심 검토사항 분석
- Aging Manangement 동향 분석
- 원전 해체시 수조에 남아있는 비정상핵연료(failed) 처리문제
- 원전 폐로 후 원전부지에 저장시스템만 남았을 경우, 저장 및 수송에 대한 규제요건 변화

위의 사항을 참조하여 국내 사정에 맞는 국외 규제요건의 도입/수정/신설 항목을 도출하고, 수정/신설 항목에 대한 기술개발 계획을 수립하여, 미래의 건식저장 운영기간 변화 가능성을 고려한 탄력적이고 포괄적인 규제요건을 설정해야한다.

2.4 대국민 수용성 확보 방안 제시

국내에서 처음 적용하게될 경수로 사용후핵연료 건식저장에 대한 대국민 수용성을 확보하기 위해서는 사용후핵연료가 장기적으로 건전성을 유지할 수 있음을 보여줄 수 있는 기술을 확보하는 것이 매우 중요하다.

사용후핵연료 건전성 평가 기술 개발의 주요 항목은 아래와 같다.

- 원전 수조 내 손상 메커니즘 분석
- 건식저장 초기 주요 손상 메커니즘 분석
- 건식저장 장기 운영중 발생 예상 손상 분석
- 수송 중 발생 예상 손상 분석
- 처분 시 피복관 파손에 따른 핵종누출 시점, 누출량 예측
- 시간에 따른 각 단계별 누적 손상이 평가하려는 시점의 건전성에 미치는 최종 영향 종합분석

위의 기술개발이 성공적으로 이루어지기 위해서는 전체적인 기술 로드맵의 작성이 필수적이다. 이 로드맵에는 국외 기술 도입 범위/한계/특허 등을 분석하고 국내 자체 기술개발 범위/기간/능력을 분석한 내용이 포함되어야 하며, 국내 타 공학분야 기술과 저장기술과의 차이/적용성 분석 내용도 포함되어야 하고, 최종적으로 개발대상 기술을 어떻게 확보할 것인가에 대한 전략을 도출해야한다.

사용후핵연료 건전성평가는 크게 핵연료 봉(소결체, 피복관) 및 핵연료 집합체(골격체 및 상하단고정체)로 나누어 생각할 수 있다.

봉 단위 연구는 핵연료 손상 메커니즘 분석을 위한 단위시험(Single Effect)와 건식저장 분위기를 겪은 핵연료의 손상연구를 위한 종합시험(Complex Effect)으로 구분할 수 있으며, 보다 구체적 항목으로는 미조사/조사 시험, 저연소도/고연소도 시험, 피복관 재질 별 시험 (Zircaloy-4, ZIRLO, HANA), 피복관의 기계적 특성 (Mechanical Property) 측정 시험, 피복관 파괴 메커니즘 해석을 위한 FEM 해석 기술 개발 등이 있다. 또한 작은 시편단위 시험결과를 전체 사용후핵연료의 대표적 결과로 어느 범위까지 적용할 것인지에 대한 구체적인 고민도 필요하다. 이러한 시험결과들은 국산화된 핵연료 성능평가코드 검증에 사용될 수 있으며 아울러 재료적 건전성을 평가할 수 있는 종합평가 코드 개발의 검증에도 적용될 수 있다.

집합체 단위 연구는 상하단 고정체 변형 및 재료적 열화, Grid 변형, 봉지지 스프링 변형, 골격체 변형 (Bowing, Twisting, Bending, Failure) 등을 고려할 수 있다. 또한 최근 정확한 핵연료 온도 분석의 필요성이 증대됨에 따라 헬륨분위기에서의 Rod-to-Rod, Assembly Sub-channel 자연대류 열전달 해석과 열전달 해석 시험/검증/분석 기술 개발도 중요한 항목으로 떠오르고 있다. 이러한 온도 분석은 건식저장 중의 봉/집합체 Aging 현상 모니터링 기술과 함께 향후 지속적으로 개발되어야할 분야이다. 저장 이후 수송 단계에서 핵연료 집합체가 겪을 기계적 건전성 시험도 중요한 항목이며, 이를 위한 집합체 단위의 대형 핫셀 시험 역시 필요한 항목이다.

앞서 언급한 원전 핵연료 DB와 더불어 지난 20년간 한국원자력연구원에서 축적한 조사후시험자료를 DB화하고, 건전성평가에서 발생한 시험자료를 DB화하여 종합적인 사용후핵연료 Database를 완성시키는 일도 필요하다. 이러한 자료는 향후 국내 저장/수송 시스템 자체개발 및 인허가에 핵심적인 기여를 할 것으로 기대되며, 궁극적으로는 종합평가 코드를 통한 건전성 예측을 바탕으로 건식저장 및 수송에 대한 대국민 수용성을 확보에 기여할 수 있다.

최근 미국과 일본에서는 실제 건식저장 중인 사용후핵연료의 실시간 건전성 모니터링을 통해서 수십년 간의 장기 건식저장에 대한 국민의 우려를 해소하기 위한 실증프로젝트를 계획하고 있다. 우리나라도 사용후핵연료 공론화 과정을 통하여 이에 대한 필요성을 논의하고 필요시에는 이에 대한 계획 수립도 필요하다. 또한 지속적인 외국기관과의 교류를 통하여 후행주기 사업 및 연구에 대한 오류를 줄여나가는 것도 매우 중요하며 이를 위해서는 국내의 진행상황을 국내외에 투명하게 알릴 수 있는 영문 보고서 발간도 좋은 방법 중에 하나라고 판단된다.

3. 결론

사용후핵연료를 장기적으로 안전하게 관리하기 위해서는 각 관리방안을 따라 변화하는 환경에 대한 이해와 더불어 그에 따른 핵연료 손상의 정도를 파악하는 건전성평가기술 개발이 매우 중요하다. 각 단계별 연계성 있는 안전성 평가를 통하여 후행주기 관리방안에 대한 대국민 수용성을 확보할 수 있다.

다양한 온도 및 후프 응력 구배에 따른 수소화물 재배열 연구

김영준*, 국동학
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yjkim05@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료의 철저한 관리는 사용후핵연료 내 유효에너지 자원의 재활용과 환경으로의 방사성 물질 누출방지 등 여러 경제-사회-기술적 측면에서 매우 중요하다. 현재 국내사용후핵연료의 대부분은 원자력발전소 내 습식 저장조에 보관되고 있다. 하지만 습식 저장조는 저장능력에 한계가 있으며 점차적으로 포화가 될 것으로 예상된다. 이에 따라 그 대안으로 장기 건식저장이 심도있게 검토되고 있다. 장기 건식저장 시 피복관을 열화시키는 기구로는 크리프(creep)과 수소화물 재배열(hydride reorientation)이 있으며 특히 수소화물 재배열은 피복관의 반경방향 연성을 감소시켜 수송 시 발생할 수 있는 사고에 악영향을 미친다. 따라서 사용후핵연료를 장기 건식저장하고 있는 국가들에서는 수소화물 재배열의 발생을 규제하고 있다. 그러나 국내에서는 아직 이 분야에 대한 연구가 미흡한 실정이다.

본 연구에서는 국내 사용후핵연료의 주요 재료인 지르칼로이-4(Zircaloy-4) 피복관을 대상으로 링 시험을 수행하였다. 또한 유한요소법을 이용하여 링 시편 내 후프 응력 분포를 해석하였으며 이를 링 시험 결과와 비교 분석함으로써 다양한 온도 및 후프 응력이 수소화물 재배열에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 실험재료 및 방법

2.1 시편 준비

본 실험에서는 직경 9.5 mm, 두께 0.57 mm의 응력 이완 열처리 된 지르칼로이-4(stress-relieved Zircaloy-4)를 사용하였다. 수소화된 시편 모사를 위해 기체확산법을 이용하여 400℃에서 시편에 수소를 장입시켰다. 장입된 수소의 균질화를 위해 400℃에서 약 5시간 열처리를 수행하였다. 시편에 장입된 수소량은 광학현미경과 LECO 수소분석기를 이용하여 분석하였다.

2.2 유한요소 해석

링 시험법의 경우 시편의 위치별 응력분포가 발생하게 되며 이에 대한 해석이 필수적이다. 본 연구에서는 유한요소법을 이용하여 링 시편에 발생하는 응력분포를 해석하였다. Fig. 1 과 같이 그립과 시편을 모사하였으며 대칭성을 고려하여 1/8만 유한요소 해석을 수행하였다. 그립은 강체로 가정하였으며 재료는 등방성을 가정하였다.

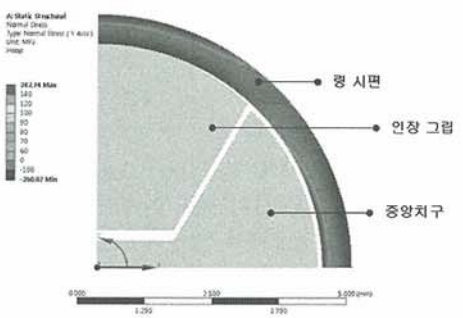


Fig. 1. Hoop stress distribution obtained by FEM analysis

2.3 수소화물 재배열 실험

링 인장 방법을 이용한 수소화물 재배열 실험을 위하여 Fig. 2 와 같은 특수 제작된 인장그립으로 실험을 수행하였다. 온도 및 응력 조건에 따른 수소화물의 거동을 확인하기 위하여 Table 1 과 같은 조건에서 실험을 수행하였다. 실험은 수소화된 링 시편을 인장 그립에 삽입한 후 실험 온도까지 가열하고 실험 온도 조건에서 충분히 안정화된 후 0.5 ℃/분 으로 상온까지 천천히 냉각하였다. 실험 후 광학현미경을 통해 수소화물의 방향을 관찰하였으며 이를 유한요소법을 이용하여 분석한 시편 내 응력분포와 비교분석하였다. 본 연구에서는 수소화물의 길이 $15\mu m$ 이상이며 수직축에서 ±40° 내에 있는 수소화물을 반경방향 수소화물(radial hydride)로 정의하였다.

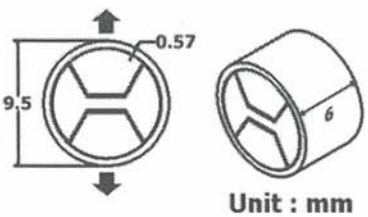


Fig. 2. Dimension of the ring specimen and grip

Table 1. Test conditions

시편	수소농도	응력	냉각률	온도
R-1	324ppm	137 N	0.5 ℃/분	400℃
R-2	280ppm			300℃
R-3	261ppm			250℃

3. 실험결과 및 분석

유한요소를 통하여 시편의 후프 응력 분포를 분석한 결과 Fig. 1 에서 볼 수 있듯이 인장 응력과 압축 응력이 함께 발생하는 것을 확인 할 수 있었으며 12~1시 방향의 바깥쪽 부분과 2~3시 방향에서 높은 인장응력이 발생하는 것을 확인 할 수 있었다.

또한 수소화물 재배열 실험 후 시편의 모폴로지(morphology) 확인한 결과 R-1과 R-2의 경우 높은 인장응력이 발생하는 곳에서 반경방향 수소화물을 확인할 수 있었으나 R-3 시편의 경우 높은 인장응력이 발생하는 부분에서도 수소화물 재배열이 발생하지 않은 것을 확인할 수 있었다. 이는 온도에 따라 고용 가능한 수소의 양과 확산율(diffusion rate)이 다르기 때문일 것으로 판단된다. 지르칼로이-4의 수소고용도 곡선을 확인하면 알 수 있듯이 R-1, R-2, R-3 가 각각의 온도에서 고용 가능한 수소의 양은 약 209 ppm, 76 ppm, 40 ppm으로 온도가 낮아질수록 고용 가능한 양이 적으며 이는 수소화물 재배열 될 수 있는 양이 적어짐을 의미한다. 또한 고용 시 고용도한계(TSSD)와 석출 시 고용도한계(TSSP) 차이에 의해 수소화물이 석출되기 시작하는 시점은 과포화 영역을 지나 석출시의 고용도한계곡선과 만나는 지점이다. R-1, R-2, R-3의 경우 그 온도가 각각 335 ℃, 231 ℃, 181 ℃로서 온도가 점차적으로 낮아지며 온도가 낮아질수록 수소의 확산율이 낮아진다. 이와 같은 요인으로 인해 R-3 시편의 경우 높은 인장응력이 가해지는 영역에서 수소화물 재배열이 발생되지 않는 것으로 판단된다.

광학현미경으로 관찰한 모폴로지와 유한요소법을 통해 분석한 응력분포를 비교분석한 결과 온도가 낮아질수록 수소화물 재배열이 발생하는 문턱응력(threshold hoop stress)이 낮아지는 경향을 확인 할 수 있었다.

4. 결론

본 연구에서는 링 인장 시험법을 이용하여 여러 조건하에서 수소화물 재배열 실험을 수행하였으며 이를 통하여 온도 및 응력이 수소화물 재배열에 미치는 영향을 평가하였다. 수소화물 재배열이 발생하기 위해서는 일정 온도 및 응력 조건을 만족하여야 하며 온도가 낮을 경우 수소의 고용도 한계와 확산률이 낮아 높은 인장응력 조건하에서도 수소화물 재배열이 발생하기 어려운 것으로 확인되었다. 또한 온도가 낮아질수록 수소화물 재배열이 발생하는 문턱응력이 낮아지는 것을 확인할 수 있었다.

5. 참고문헌

[1] Joe Rashid and Albert Machiels, "Threat of Hydride Re-orientation to Spent Fuel Integrity During Transportation Accidents: Myth or Reality?", Proceedings of the 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco, California, September 30-October 3, 2007.

[2] Kammenzind, B. F., Franklin, D. G., Peters, H. R., and Duffin, W. J., "Hydrogen Pickup and Redistribution in Alpha-Annealed Zircaloy-4," Zirconium in the Nuclear Industry: Eleventh International Symposium, ASTM STP 1295, E. R. Bradley and G. P. Sabol, Eds., American Society for Testing and Materials, pp. 338-370, 1996.

[3] R.S.Daum, S.Majumdar, Y.Liu and M.C.Billone, Radial-hydride Embrittlement of High-burnup Zircaloy-4 Fuel Cladding, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.43, No.9, pp.1054-1067, 2006.

MCNPX 코드를 이용한 UNDA의 설계안에 따른 중성자 검출효율 평가

원병희*, 서희, 박세환, 신희성, 나상호, 송대용, 오종명, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
wonbh@kaeri.re.kr

1. 서론

통합 비파괴측정장치(Unified Non-Destructive Assay, UNDA)는 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE)에서 핵물질 계량을 위하여 개발되고 있는 장치이다. UNDA는 공정에서의 입력물질과 출력물질에 함유된 핵물질 계량에 있어서 핵심적인 역할을 수행한다. 효율적인 핵물질 계량을 위해서는 중성자 검출효율이 높아야하며, 장치내부에 핵물질의 위치에 따른 중성자 검출효율 분포가 가능한 균질해야 한다. UNDA는 검출효율 향상과 분포의 균질화를 위하여 장치 상단을 중성자 감속재 물질로 밀폐하는 방법과 공정 작업의 용이성과 작업 시간 단축을 위하여 상단을 개방하는 두 가지 설계안이 제시되어 있다. 본 연구에서는 두 가지 설계안에 대한 타당성을 분석하기 위하여 MCNPX 코드를 이용한 중성자 검출효율 분석 및 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 UNDA장치의 MCNPX 모델링

UNDA는 그림 1과 같은 구조 및 형태로 이루어져 있다. 장치 중심부에는 측정대상 핵물질이 위치하며, 팔각형 형태의 구조물에는 열중성자의 계측을 위하여 중성자를 감속시키는 폴리에틸렌과 56개의 H-3 기체 검출기가 함께 설치된다.

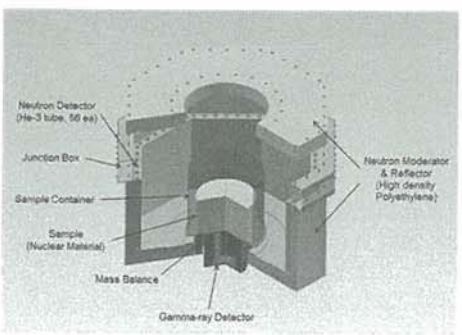
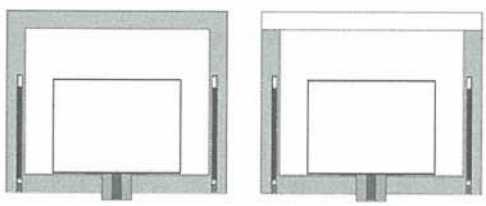


Fig. 1. UNDA Structure

본 연구에서는 UNDA 장치의 중성자 검출효율 분석을 위해 두 가지 설계안에 대하여 MCNPX 모델링을 수행하였다. 그림 2에서는 두 가지 설계안을 바탕으로 모델링된 UNDA 장치를 보여주며, 설계안은 상단의 중성자 감속재 물질의 유무에 따라 (a)와 (b)로 분류하였다. 중성자를 방출하는 핵물질의 위치에 따른 검출기의 효율을 분석하기 위하여 축방향 및 반경방향에 대해서 각각 50개와 35개의 선원항 위치를 결정하였다. 그림 1과 같이 Sample Container 바닥의 중심위치에서 축방향으로 1 cm 마다 Cf-252 점선원을 위치시키며 검출효율 평가를 수행하였고, 반경 방향으로는 바닥에서 25 cm 떨어진 높이에서 반경 1 cm씩 선원의 위치를 이동시켰다.



Design (a) Design (b)

Fig. 2. MCNPX Modeling of the UNDA with and without neutron moderator at the top

2.2 UNDA 설계안에 따른 검출효율 분석 및 평가

그림 3은 UNDA 내부 축방향 및 반경방향에서 Cf-252 점선원 위치에 따른 검출효율을 보여준다. 축방향 위치의 검출효율은 UNDA 상단의 폴리에틸렌 물질 유무에 상관없이 15 cm~16 cm에서 최대 검출효율을 보이며 이후에는 다소 감소하는 경향을 보였다. 그림 4에 나타난 것과 같이 두 설계안에 대한 검출효율의 차이는 약 30 cm에서부터 서서히 증가된다. 이는 UNDA 상단에 중성자 감속재 구조물이 없는 경우는 선원항이 상부에 위치할수록 장치 외부로 빠져 나가는 중성자의 수가 많아지기 때문이다.

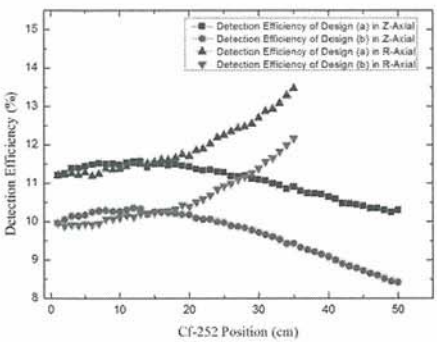


Fig. 3. Distribution of Detection Efficiency according to Cf-252 Position

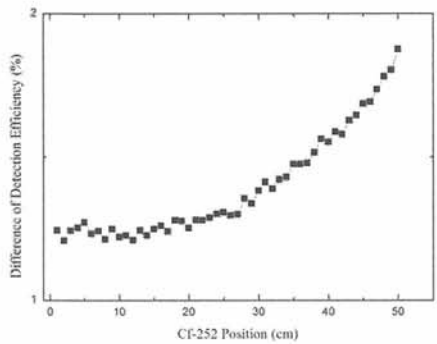


Fig. 4. Difference of Detection Efficiency according to Z-Axial

UNDA 내부 반경반향에서 점 선원 위치에 따른 두 설계안의 검출효율은 중성자 선원항이 구조물 외각에 근접하게 위치 될수록 검출 효율이 증가하는 경향을 보였다. 이는 그림 5와 같이 외각에 위치된 선원항일 경우에는 선원항이 중앙에 위치하는 경우보다 Cf-252 선원 근처의 검출기에서 효율이 상당히 증가하는 반면 선원에서 멀리 떨어진 검출기에서의 검출효율 저하는 미미하게 나타나기 때문이다.

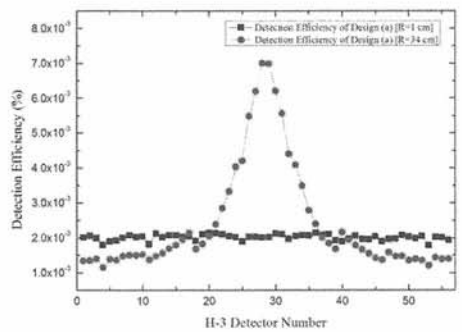


Fig. 5. Detection Efficiency for Each H-3 Detector in the case of the source position at R=1 cm (black squares) and R=34 cm (red circles)

MCNPX 코드를 사용하여 UNDA 장치의 두 가지 설계안을 분석해본 결과, 장치의 상단에 중성자 감속재 물질의 유무에 따라 검출기의 효율 분포는 높이 30 cm 이내에서는 큰 변화가 없었다. 또한, 축방향에 대한 설계안 (a)와 (b)의 평균 검출효율은 각각 11.08%와 9.68%로 그 차이가 1.40%였다. 즉, 초당 약 680개의 자발핵분열 중성자를 방출하는 감손우라늄(Depleted Uranium) 50 kg을 1,000초간 측정할 경우 두 검출기의 RSD (Relative Standard Deviation)는 각각 0.36%, 0.39%로 검출효율의 차이에 대한 영향은 적다고 볼 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 MCNPX 코드를 사용하여 UNDA 장치의 두 가지 설계안에 대하여 선원항 위치에 따른 검출효율 평가를 수행하였다. 전산모사 결과로부터 UNDA의 상단 구조물이 없는 경우에는 검출 효율은 평균적으로 1.40% 낮아지지만, 선원항이 30 cm이내에 위치하는 경우, 검출효율 분포의 균질도에는 큰 영향이 없음을 확인하였다. 또한 상단 구조물의 부재로 인한 검출효율 저하 현상은 측정오차 측면에서 볼 때 큰 영향이 없는 것으로 판단되며, 핵물질이 측정장치 하단부에 모여있는 경우에는 공정 작업의 용이성과 작업 시간 단축을 위하여 상단 구조물이 없는 상태에서 계량을 수행하는 것도 가능하다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

모의 SFR 금속핵연료용액 중 우라늄, 플루토늄, 네오디뮴 분리 및 동위원소측정

김정석*, 전영신, 박양순, 박재일, 하영경, 박용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
njskim1@kari.re.kr

1. 서론

환경친화성, 자원 재활용성, 높은 경제성 및 안정성, 핵확산 저항성의 특성을 지닌 차세대 원자로로서 소듐냉각고속로(sodium-cooled fast reactor, SFR)에 대한 연구가 현재 많은 진행 중에 있다. 하나로에서 조사시킨 SFR 금속핵연료심은 U-Zr 및 U-Ce-Zr로 구성되었으며, 피복관은 T92 강(9Cr-0.5Mo-2W-V.Nb), 연료심과 피복관의 갭물질로서 Na이 사용되며 최종 밀봉관(outer tube)은 스텐레스 강(STS 316L)을 사용한다. 조사된 금속핵연료의 조사후시험을 위하여 화학핫셀로 이송되어 용해장치 내에서 질산-불산 혼합 용액으로 금속핵연료를 용해시킬 때 연료심외에도 피복관 성분도 일부 용해되므로 실제 용해용액은 복잡한 특성을 가진다. 따라서 조사핵연료의 연소도측정 및 화학특성 규명을 위한 성분 동위원소 및 원소 분석을 수행하기 위해서는 이러한 특성을 고려한 핵종분리기술을 확립해야 한다. 즉, 용해된 금속핵연료용액 중에는 핵연료의 용해에 의한 다량의 Zr, 피복관 용해에 의한 Fe과 W등이 함유되고 용기부식에 의한 실리카 석출 및 다량의 Si에 의한 화학적 분리에 따른 간섭을 고려하여야 한다.

본 연구에서는 하나로에서 조사시킨 U-Zr 금속핵연료의 연소도 및 성분 U, Pu, Nd 동위원소들을 측정하고 정량하는 방법을 개발하기 위하여 조사 금속핵연료의 용해용액을 모사한 모의 SFR 용액을 준비하였다. 기초실험을 통하여 확립한 방법을 토대로 모의 SFR 용액 중의 U, Pu 및 Nd을 순수하게 분리하고 질량분석을 수행하였다. 동위원소측정 결과를 토대로 순수분리를 확인하고 연소도측정에 중요한 영향을 미치는 동중원소들의 간섭을 검토하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 모의 SFR 핵연료용액 준비

조사 SFR 금속핵연료를 화학핫셀에서 질산-불산 혼합용액으로 용해시 용존하는 성분 중 중요성분 및 연소도측정과 관련된 원소 및 Nd 지표원소에 대한 간섭원소(Table 1) 등을 고려하여 Table 2와 같은 모의 금속핵연료용액을 준비하여 화학적 분리에 이용하였다.

Table 1. Contribution of other isobars for neodymium isotopes

Iso-tope.	Fission Products	Natural
142	Nd(^{142}Pr decay), Ce, ^{126}Sn^{16}O	Nd, Ce, ^{126}Te^{16}O
143	Nd	Nd
144	Nd, Ce, ^{128}Te^{16}O	Nd, Sm, ^{128}Te^{16}O
145	Nd	Nd
146	Nd, ^{130}Te^{16}O	Nd, ^{130}Ba^{16}O, ^{130}Te^{16}O
147	Pm, Sm	Sm
148	Nd, Sm	Nd, Sm, ^{132}Ba^{16}O
149	Sm, ^{133}Cs^{16}O	Sm, ^{133}Cs^{16}O
150	Nd, Sm, ^{134}Ba^{16}O, ^{134}Cs^{16}O	Nd, Sm, ^{134}Ba^{16}O

Table 2. Composition of a simulated solution for irradiated SFR nuclear fuel

Reagent		Quantities added
U-233	ORNL	660 μg
Pu-242	IRMM-044	1.1 μg
Mixed Std.	Spex/ AnA pure	10 μg (Zr, Ce, Fe), 5 μg (Nd, Sm, Cs, Ba), 2 μg (Te, W, Si)

2.2 모의 SFR 핵연료시료 전처리 및 U, Pu, Nd 분리

상기와 같이 준비한 U-233, Pu-242 및 혼합표준용액을 글러브박스 내에서 취하여 비이커에 담고 당 연구팀이 금속핵연료 연소도측정을 위하여 확

립한 방법[1,2]에 준하여 글러브박스 내에서 시료 전처리 및 U, Pu, Nd을 분리하고 각각의 수집용액을 농축하여 질량분석 시료를 준비하였다.

2.3 U, Pu 및 Nd 동위원소 측정 및 비교

준비된 시료는 질량분석실로 옮겨 열이온화 질량분석기(Finnigan MAT 262 type)로 U, Pu, Nd의 각각의 성분동위원소 조성을 측정하였다. 각 분리용액에 대한 다른 동중원소들의 간섭을 확인하기 위하여 U과 Pu의 경우 질량 230-245 범위를 스캐닝해 보았으며 사용한 표준용액의 문헌상의 조성과 비교하여 순수분리를 확인하였다. Nd의 경우 질량 140-150 범위를 스캐닝해 보았으며 측정된 각각의 동위원소 조성을 혼합표준용액 준비에 사용한 Nd(천연 Nd) 동위원소 조성과 비교하여 순수분리 및 Ce과 Sm 등의 동중원소 간섭을 검토해 보았다. Fig. 1에 각각 분리 수집한 U과 Nd portion의 질량분석에 따른 스케닝 결과를 나타내었다. Table 3에는 U-233과 천연 Nd의 문헌상의 동위원소 분율 및 본 실험에 의한 측정 동위원소 분율을 함께 나타내었다(질량편차 바이아스 미보정). 스케닝 및 동위원소 분율 측정결과로부터 U과 Nd의 순수한 분리 및 동중원소들로부터의 기여가 없는 것을 확인하였다[3].

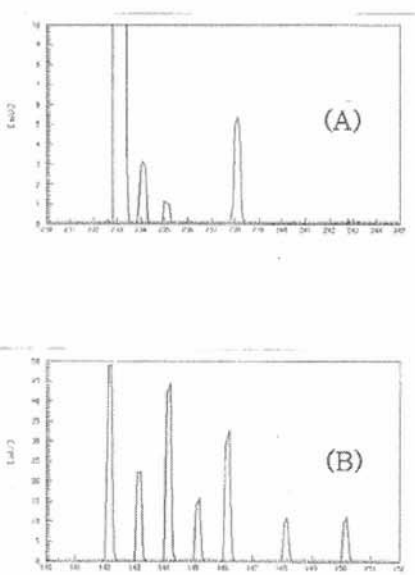


Fig. 1. Mass spectra of uranium(A) and neodymium(B) separated from a simulated SFR fuel solution

Table 3. Isotopic composition of uranium and neodymium separated from a simulated SFR fuel solution

Element	Isotope	Atom%	
		Reference	This work
U	U-233	99.470	99.469
	U-234	0.166	0.169
	U-235	0.064	0.064
	U-236	0.015	0.014
	U-238	0.282	0.284
Nd	Nd-142	27.13	27.25
	Nd-143	12.18	12.19
	Nd-144	23.80	23.88
	Nd-145	8.30	8.27
	Nd-146	17.19	17.10
	Nd-148	5.76	5.74
	Nd-150	5.64	5.58

3. 결론

본 연구결과, U, Pu 및 Nd 분리시료에 대한 동위원소 조성이 문헌상의 값과 비슷한 값을 나타내었으며, 스캐닝한 결과 또한 간섭 동중원소 피크를 보이지 않았다. 따라서 상기 원소들에 대하여 당 연구팀이 확립한 이온교환 분리도해를 이용할 경우 조사 SFR 금속핵연료로부터 U, Pu 및 Nd을 순수하게 분리할 수 있고 각 성분 동위원소 조성측정, 동위원소희석 질량분석법(IDMS)을 이용한 각각의 원소 및 동위원소 정량, Nd 지표원소를 이용한 연소도측정(Nd-148 방법 등)을 효과적으로 수행할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 김원호 외, KAERI/RR-2133/2000, 사용후핵연료 화학특성연구, 2001.

[2] J. S. Kim et al., Nucl. Eng. Technol., Vol. 38, No. 3, pp. 301-310, 2006.

[3] J. S. Kim et al., J. Korean Nucl. Soc., Vol. 33, No. 4, pp. 375-385, 2001.

PRIDE 시험용 Cd 증류장치 제작 및 시운전

김경량*, 안도희, 김택진, 정재후, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
blueikr@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 개발 중인 파이로공정 중 하나인 전해제련은 액체 카드뮴 음극에 용융염중의 TRU/U 원소들을 전착하는 공정으로 전착된 액체음극에서 카드뮴을 분리하고 TRU/U 원소들을 회수하는 단계 및 용융염 잔류 미량 악티늄족 원소를 회수하는 단계 등으로 구성된다[1, 2]. 전해제련장치와 잔류악티늄족 회수장치의 전착물인 TRU/U/Cd/LiCl-KCl 혼합물은 Cd 증류장치를 이용하여 분리한다. 증류용기 상부에 위치한 전착물을 진공증류하면 Cd와 LiCl-KCl은 증발하여 증류용기 하부에서 응축 회수하고 TRU/U는 잔류한다. 본 연구에서는 공학규모 PRIDE Cd 증류장치의 최적운전조건 도출하기 위하여 실험실규모(batch당 약 1kg의 Cd)의 Cd 증류장치를 제작하였고 승온과 감압 등의 시운전을 수행하였다.

2. 본론

본 연구에서 사용된 PRIDE 시험용 Cd 증류장치는 파이로공정의 PRIDE Cd 증류장치의 최적운전조건을 설정하고자 제작된 예비 시험 장치이다. 이 장치는 전 단계인 LCC(Liquid Cadmium Cathode) 전해제련과 RAR(Residual Actinides Recovery) 장치에서 발생한 음극 전착물을 증류하여 Cd와 LiCl-KCl을 분리하는 장치이다. Fig. 1은 PRIDE 시험용 Cd 증류장치를 나타낸 그림으로 장치의 구성은 크게 Glove box, Tube furnace, Distiller vessel, Vacuum pump와 Control box 등으로 이루어져 있다. 기존 PRIDE Cd 증류장치를 실험실규모로 축소함에 따라 이전 장치에서 보여 왔던 기본 기능 및 특성이 동일하게 적용되었다. 이 PRIDE 시험용 Cd 증류장치는 기존 장치와 동일하게 온도가 낮은 하부 flange를 통하여 시료 등을 주입할 수 있도록 설계되었으며, 진공 유지에 주안점을 두었다. PRIDE 시험용 Cd 증류장치의 주요 부분 중의 하나인 상부에 위치한 Furnace는 총 4개의 영역으로 나누어져 각 영역에 따라 가열 조건을 다르게 설정할 수 있게 제작되었다. 각 영역은 최대 온도 1,200 ℃(Zone 1), 1,000 ℃(Zone 2), 800 ℃ (Zone 3), 500 ℃ (Zone 4)로 가열이 가능하도록 제작하였다. 이와 더불어 Furnace 내부에 위치한 Distiller vessel의 표면부에 총 5개의 열전대를 부착하여 장치 내부 온도를 확인할 수 있도록 하였다. Distiller vessel 상단의 휘발부는 Cd와 LiCl-KCl을 증류시키는 기능을 수행하며, 이때 발생한 증기는 하단에 위치한 저온의 응축부로 이동하게 된다. 이 과정을 통하여 휘발부에서 발생한 Cd와 LiCl-KCl의 증기가 저온의 응축부 영역에 위치한 회수용기에 응축되어 휘발부내에 잔류하는 TRU/U와 분리/회수된다.

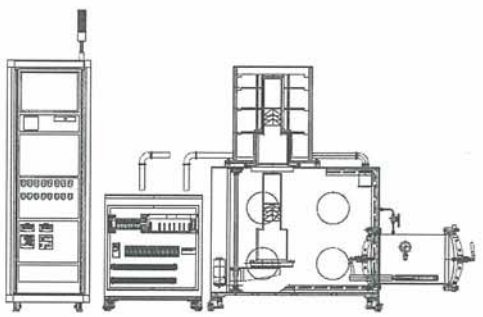


Fig. 1. PRIDE test cadmium distillation equipment

Distiller vessel 전면부 하단에 위치한 진공라인은 압력 센서와 연결되어 있어서 Distiller vessel 내부의 압력 변화를 관찰할 수 있다. 이때 내부 압력은 0.00 ~ 760 torr까지 측정이 가능하다. 또한 Furnace 온도, Vessel 표면 온도 및 Vessel 내부의 압력에 대한 데이터 값은 실시간으로 관찰/저장이 가능하게 설계되었다. 이와 더불어 Glove box 내부는 상시 수분과 산소 농도가 5ppm 이하인 Ar 분위기로 유지되도록 하였다.

3. 결론

본 연구는 PRIDE 시험용 Cd 증류장치의 성능 평가를 목적으로 시운전이 이루어졌으며, 장치의 안정성 및 운전성을 관찰하였다. 장치의 운전성 평가는 Furnace의 각 영역에 다른 가열 조건을 부여하여 Furnace의 성능을 평가하였다. Fig. 2에서 보는 것과 같이 blank test 결과, Furnace 1, 2, 4번의 영역은 설정 온도 조건에 따라 온도 상승이 이루어지는 것을 확인할 수 있었으며, Furnace 3번의 경우 상부의 고온에 영향을 받아 지속적으로 온도가 상승하는 것을 확인할 수 있었다. Fig. 3은 Distiller vessel의 표면온도와 Vessel 내부의 압력변화를 나타낸 그래프이다. 측정된 값이 Fig. 2의 Furnace와 비교하여 Fig. 3에서도 유사하게 관찰되었다. 더블어 Fig. 3에서 보는 바와 같이 5번 영역은 고온의 상부 영향으로 지속적으로 온도가 상승하는 것을 확인할 수 있었다. 또한 Distiller vessel 내부의 압력도 온도상승에 따라 3 Torr 정도까지 상승하는 것을 관찰하였다. 향후 본 장치를 이용하여 Cd, LiCl-KCl과 그 밖에 여러 시료들의 증류 거동에 관련한 연구를 진행할 계획이다.

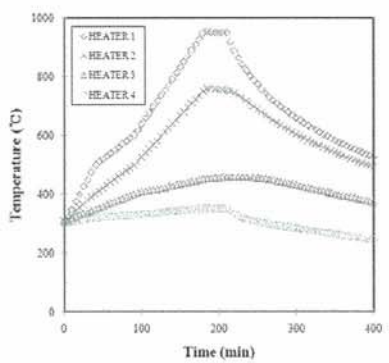


Fig. 2. Changes of furnace temperature in cadmium distillation equipment

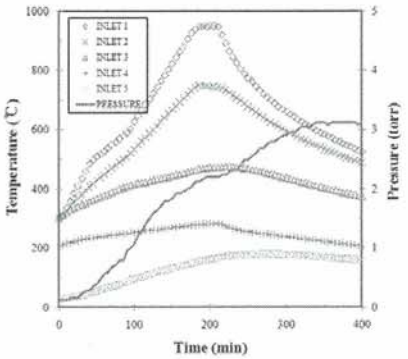


Fig. 3. Changes of inner temperature and pressure in cadmium distillation equipment

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임.(원자력연구개발사업, 2012M2A8A5025699)

5. 참고문헌

[1] 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.

[2] K. R. Kim, K. R. Kim, D. S. Yoon, J. Y. Kim, D. Y. Pack, T. J. Kim, S. H. Kim, J. H. Jung, S. W. Paek, J. B. Shim, D. H. Ahn, J. Radioanal Nucl. Chem., **9**(1), 131-132, 2011.

조사재시험시설 가습기 교체 설치 및 성능시험

백상열*, 송웅섭, 백승제, 유병옥, 김길수, 안상복, 주용선
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989 번길 111
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. 이중에 급기 시스템은 외부의 신선한 공기를 시설 내에 공급하면서 규정된 부압 및 온, 습도를 유지하여 작업자들의 안전 및 실험장비들의 안정적인 가동에 기여하고 있다. 기존 증기 가습기의 노후화로 인하여 규정된 습도를 유지하지 못하여 새로운 가습기의 교체설치를 실시하고, 성능시험을 완료하였다.

2. 본론

2.1 스팀 가습기 교체 설치

조사재시험시설 스팀 공급용 가습기는 20여년간의 가동에 따라 가습력이 저하되어 실내의 규정 습도를 유지하기 어려웠다. 따라서, 성능향상을 위하여 감압변, 트랩, 배관 등과 메인 가습기를 교체 설치하였다. 그 사양 및 공사 관련 내용은 아래와 같다.

2.1.1 가습기 사양

- 설계압력 : 17 kg/cm^2.g(증기)
- 설계온도 : 250 ℃(증기)
- 운전압력 : 0.35~0.8 kg/cm^2.g(증기,)
- 운전온도 : 120 ℃(증기)

2.1.2 가습증기 필요량

동절기에 외기(-10.3 °C, 71.6 %)의 절대습도(0.0014 kg/kg)조건으로부터 실내(20 °C, 45 %)의 절대습도(0.0065 kg/kg)조건을 유지하기 위하여 요구되는 가습량은 조사재시험시설 운전 풍량 60,000 CMH에서 365 kg/h로 계산되었다.

2.1.3 공사 범위

본 공사는 실시설계 및 시공 일괄 도급방식으로 추진하였으며, 설치부문의 공사범위는 아래와 같다.

설계도면(Fig.1)에 따라, 다음과 같이 수행하였다.

- 배관 설치에 따른 불필요한 기존 배관 절단 및 철거공사 실시
- 기존 메인관으로 부터의 재이용 및 각 배관요소(밸브류)의 철거 및 재설치 공사를 실시하고, 가습기 설치공사, 필요 신규라인 설치, 배관 지지대 보강, 기존장비 연결공사 실시
- 배관의 도색 및 방열손실을 최소화하기 위한 보온 케이싱공사 실시

2.2 스팀 가습기 교체 설치 결과

스팀 가습기 설치 후 실내 습도에 대한 점검을 실시하였으며, 그중 일부 측정 데이터를 Table 1과 같이 정리하였다. 표에서와 같이 핫셀 작업구역의 습도가 설계기준치(겨울 : 40~50%)를 유지하였으며, 가습기 성능도 유지되었다.

2.2.1 가습기 성능 시험

스팀 가습기 용량은 실내 환기에 필요한 외기량과 외부 온, 습도조건에 따라 선정되었다. Table 1의 자료를 기초로 습공기선도(Psychrometries chart)에 따라 총가습량을 계산한 결과 설계치를 충족하였다.

- 가습량 계산(1월 18일의 경우)
  외기 건구온도 : 4.3°C
  상대습도 : 43.9% 일 때
  절대습도 : 0.0025 kg/kg
  핫셀 작업구역 건구온도 : 27.1°C
  상대습도 : 40.5% 일때
  절대습도 : 0.009 kg/kg
  가습량 = (핫셀 구역의 절대습도)-(외기의 절대습도)
  = 0.009 kg/kg - 0.0025 kg/kg
  = 0.0065 kg/kg
  비체적(27.1 °C 일 때) : 0.863 m^3/kg

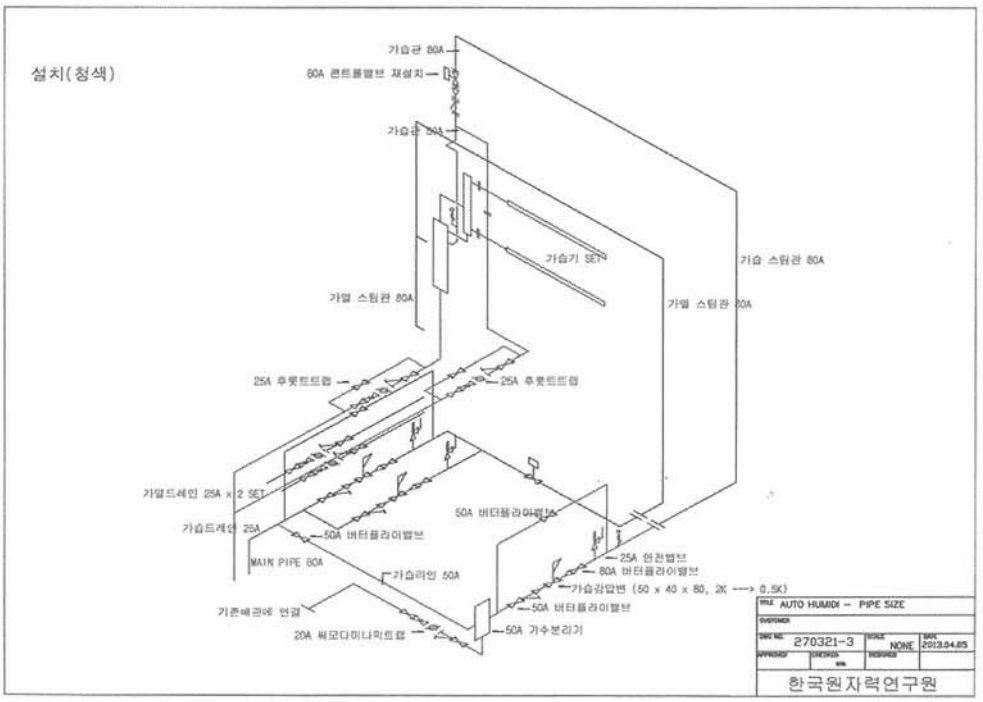


Fig. 1. Schematic diagram of steam supply system

Table 1. Temperature and moisture measurement result

구분		외부		6403		6404		핫셀 작업구역		지하	
날짜	시간	온도 (°C)	습도 (%)	온도 (°C)	습도(%)	온도 (°C)	습도 (%)	온도 (°C)	습도 (%)	온도 (°C)	습도 (%)
01월 18일	17:00	4.3	43.9	21.9	43.4	22.1	36.1	27.1	40.5	27.4	38.2
01월 25일	15:00	-1.1	34.5	21.2	59.3	21.4	53.3	23.0	58.5	24.5	53.3
02월 12일	17:00	1.1	48.7	19.1	42.3	19.4	36.9	24.4	45.8	24.6	45.9
02월 25일	10:00	4.3	53.1	19.5	39.9	19.3	33.5	24.6	47.4	23.9	43.7
03월 11일	10:00	6.3	36.0	24.9	35.0	23.9	32.6	27.1	44.0	27.8	37.3
03월 22일	10:00	9	42	24.7	40.1	8	35.9	28.0	46.9	27.9	42.8

시설 풍량 : 16.7 m^3/s 이므로,

총 가습량 = 풍량(16.7 m^3/s) ÷ 비체적(0.863 m^3 /kg) × 가습량(0.0065 kg/kg)

= 0.1255 kg/s

따라서, 시간 당 가습량은 3,600 s/h를 곱하여

= 451 kg/h

로 결정된다.

이 값은 필요 증기량(365 kg/h)보다 많은 값으로 안정적인 가습이 가능하였다.

3. 결론

조사재시험시설의 스팀가습기 노후화로 인하여 작업자들의 근무환경 불만족 및 실험장비의 정전기 발생우려가 있었다. 따라서 감압변, 트랩, 배관 등과 가습기를 교체 설치하여 적절한 가습상태를 유지하게 되었다. 가습기의 성능 평가 결과 요구되는 가습량 및 작업구역의 습도를 얻을 수 있게 되었다.

소형 알곤 핫셀용 크레인 시스템 설계

이종광*, 박병석, 유승남, 김기호, 배명수, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
leejk@kaeri.re.kr

1. 서론

산업용 크레인은 고장시 작업자가 직접 접근하여 수리하는 것이 가능하나, 고방사선 환경의 핫셀 시설에서는 복층 구조에서 상부층에 위치한 유지보수 셀로 끌어 올리거나 또는 이중화 구성을 통해 비상 구동부를 동작시켜 인접 유지보수셀로 이동시키고 제염 작업을 수행한 후 수리 또는 교체 작업을 수행하고 있다.

본 논문에서는 별도의 유지보수 시설이나 견인 수단이 존재하지 않는 특수한 환경의 소형 알곤 핫셀에서 사용하기 위한 새로운 형태의 크레인 시스템 설계를 다룬다. 주행, 횡행, 호이스트를 포함하는 3자유도 크레인의 기구부와 전기 구동부는 동력전달 샤프트를 통해 분리되었다. 기구부는 충분한 내구성을 갖도록 설계되었고, 상대적으로 고장 빈도가 높은 전기 구동부는 기계식 원격조작기를 사용하여 원격으로 교체 가능하도록 설계하였다.

2. 설계 요건

2.1 시설 제약조건

소규모 (1 kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물을 고온 용융염상에서 전기화학적 방법을 통해 금속 형태의 원료로 환원시키는 공정을 실증하기 위해 기 구축된 ACPF 핫셀 내부에 약 1.8 x 2 x 2.6 m의 알곤셀을 설치하는 개조 작업을 진행 중에 있다. Fig. 1의 파란색 사각 박스 표시부가 신설될 알곤셀을 나타내며, 전면벽에는 납유리 창이 설치되고 그 좌우에 기계식 원격조작기 (MSM)가 설치된다. 한편, MSM은 오염방지 부츠로 감싸져 있고 그 최고 높이가 2.3 m이므로, 크레인은 MSM 최상부와 천장 사이에 설치되기 위해 후크를 포함한 전체 높이는 300 mm 이내로 설계되어야 한다. 또한 기존 핫셀 벽면은 3 mm 두께의 스테인리스 라이너로 용접되어 있는데, 크레인이 설치될 벽면이 불규칙하게 경사져 있다. 따라서 크레인 주행 가이드부는 설치 조건 고려하여 설계되어야 한다.

2.2 운전 제약조건

차폐창을 통해 내부 상황을 주시하면서 크레인을 운전하는 것은 정확한 거리 파악이 힘들어 오동작을 유발할 수 있으므로 로봇과 같은 정밀한 운동이 필요하다. 따라서 슬립이 발생할 수 있는 구조의 적용은 불가능하다. 또한 핫셀은 작업자의 접근이 불가능하거나 또는 복잡한 제염작업을 거친 후 극히 제한적으로 접근이 가능하므로 기구부의 내구성을 충분히 고려하여 설계되어야 하며, 유일한 취급 수단인 MSM을 사용하여 주요 모듈들을 원격으로 수리 또는 교체 가능해야 한다. 특히 구동요소인 서보모터, 절대 위치 센서, 리밋 스위치 등은 MSM의 작업영역 이내로 설치되어야 하며, MSM만을 이용하여 쉽게 탈부착 할 수 있어야 한다. 호이스트의 후크는 MSM에 손상을 가하지 않고 이동할 수 있도록 MSM 상부에 위치할 수 있어야 한다.

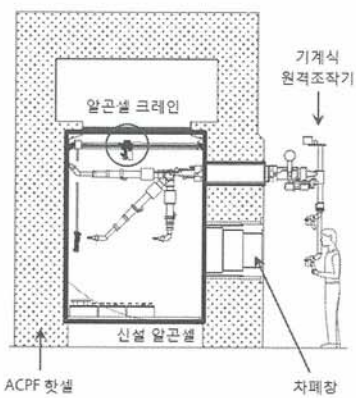


Fig. 1. Argon cell in ACPF hot-cell

3. 원격운전 크레인 시스템 설계

설계된 원격운전 크레인 시스템에서 가장 큰 기구적 특징은 설계요건인 높이 제약조건과 원격 유지보수성을 만족하기 위해 기구부와 동력전달부를 동력전달 샤프트를 통해 분리한 것이다. 즉, MSM의 작업영역 내부에 배치된 전기 구동부로부터 발생된 회전 동력을 동력전달 샤프트를 사

용하여 MSM의 작업영역 외부에 배치된 기구부에 전달하도록 함으로써 고장 빈도가 높은 전기 구동부의 유지보수가 가능하도록 설계하였다. 이러한 방식을 통해 제외된 동력원의 부피만큼 설치 공간이 줄어들게 되어 크레인 높이 제약조건을 만족시킬 수 있었으며, 또한 동력원의 전원 공급을 위한 케이블과 이를 관리하기 위한 트레이 등의 설치 공간이 필요가 없어 크레인 작업 공간을 극대화할 수 있었다.

Fig. 2는 설계된 크레인 시스템의 3D 모델을 보여준다. 일반 크레인의 구조와 마찬가지로 작업창을 기준으로 거더를 전후 방향으로 움직이는 주행부, 좌우 방향으로 움직이는 횡행부, 하중물을 인양하는 호이스트부로 구성된다.

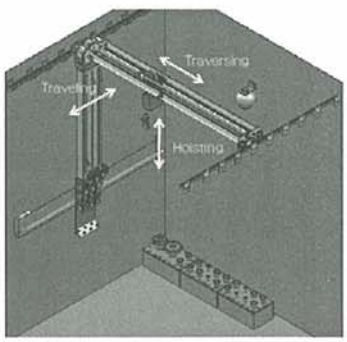


Fig. 2. 3D CAD model of crane system

주행부 하중은 4개의 휠에 의해 지지되며, 휠과 직결된 모듈 2의 피니언 기어가 랙 레일과 연동하도록 함으로써 슬립이 발생하지 않도록 하였다. 주행 레일의 수평도는 심 플레이트를 사용하여 조절하며, 평행도는 슬롯 형태의 고정부를 활용하여 조절할 수 있도록 하였다.

횡행부는 볼-스크류 구조를 통해 호이스트를 좌우로 이동시키는 기구로, 횡행부를 지지하는 거더 부재는 최대 인양하중 조건에서 응력, 처짐 및 무게를 최소화하는 형상으로 스테인리스 판재를 절곡하여 제작하도록 설계하였다.

호이스트부는 하중물을 상하 방향으로 이동시키는 기구로 와이어 방식과 체인 방식이 널리 사용된다. 와이어 방식은 나선홈이 형성된 드럼에 와이어가 감기고 풀리게 되므로 별도의 수납공간이 필요 없다는 장점이 있다. 하지만 드럼의 회전 시 나선 피치만큼 후크의 위치가 드럼의 축방향으로 이동하게 되고, 와이어 곡률 반경을 고려하면 드럼과 풀리의 크기가 커져 시설 제약조건을 만족하는 호이스트 설계가 불가능하여 포켓 휠과 체인 방식의 호이스트를 설계하였다. 또한 회전력을 전달하면서 슬라이딩이 가능한 볼-스플라인의 특징을 활용하여 체인 휠을 구동함으로써, 횡행 시스템에 의해 호이스트가 이동하더라도 간섭 없이 체인 휠을 구동시킬 수 있도록 설계하였다.

4. 구조 분석

SolidWorks 프로그램을 활용하여 거더, 새들, 윈치 테이블, LM 가이드 및 동력전달 샤프트 등의 모든 구성요소가 포함된 3D 모델에 대해 최대 취급하중인 150 kgf의 하중 조건에서 구조 분석을 수행하였다(Fig. 3). 구속조건은 양쪽 새들 플레이트에 부여하였으며, LM 블록 접촉부 영역 4곳에 분포 하중을 입력하였다. 분석 결과 최대 응력은 경량화를 위한 홀 가공부에서 약 60 MPa로 발생되어 재료(STS 304)의 항복 응력 대비 약 29% 수준이었으며, 최대 처짐량은 약 0.5 mm로 가장 큰 영향을 받는 볼-스크류와 볼-스플라인의 동작에 영향을 미치지 않는 수준임을 확인하였다.

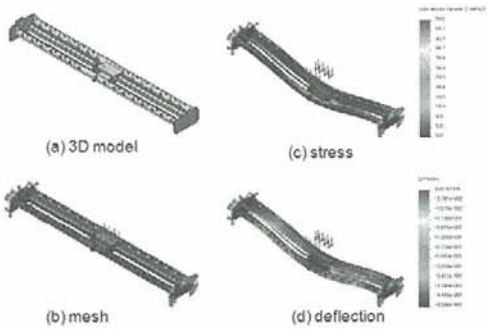


Fig. 3. Structural analysis of crane

5. 결론

본 논문에서는 별도의 유지보수 시설이나 견인 수단이 존재하지 않는 특수한 환경의 소형 알곤 핫셀에 적용하기 위한 새로운 형태의 크레인 시스템을 설계하였다. 설계된 크레인은 기구부와 전기 구동부가 분리 배치되어 원격 유지보수가 가능하며, 슬립이 발생하지 않는 구조를 적용함으로써 정밀한 운전이 가능한 특징이 있다.

6. 감사의 글

이 논문은 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로부터 지원받았습니다.

개조 ACPF 검증목업 구축

박병석*, 이종광, 유승남, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선 세기를 1/4 이하로 줄일 수 있는 전해환원 기술의 실증을 위한 ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)가 2005년에 공기 분위기 핫셀(Air Cell)로 구축되었다. 그렇지만, 전해환원 공정이 놓이는 구역이 공기 분위기가 아닌 불활성 분위기로 조성되어야 할 필요성이 대두되어 알곤 분위기의 격리 셀(Argon Cell) 구축을 위한 개조 설계가 수행되었다. 본 논문에서는 개조 설계된 셀 및 셀 장치에 대한 제어 성능, utility의 원격 운전/유지보수성, 전해환원장치의 원격 운전/유지보수성을 사전에 철저하게 검증하기 위한 목업(mock-up) 구축에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 개조 ACPF 알곤 셀(Argon Cell) 개요

그림 1은 개조될 ACPF의 단면도를 보여준다. 기존 ACPF는 1개의 차폐된 윈도우(window)를 갖는 유지보수 셀(maintenance cell)과 4개의 차폐된 윈도우를 갖는 공정 셀(process cell) 및 격리실(isolation room)로 구성되어 있다. 각각의 윈도우 좌/우에는 1조씩의 원격 조작기(Master-Slave Manipulator, MSM)가 벽을 관통하여 설치되어 있다. 셀 내부에는 1톤 취급 용량의 천정 크레인(overhead crane)과 이의 우편에 유지보수 셀을 격리시키는 게이트 크레인(gate crane)이 같은 레일 상에 있다. 개조될 ACPF에는 공정 셀 우측의 첫 번째 윈도우와 두 번째 윈도우 사이를 경계로 하여 첫 번째 윈도우 영역에 알곤 셀이 놓이게 된다. 알곤 정제(purification) 시스템은 격리실에 놓이며, 알곤 및 혼합가스 공급 탱크는 운전지역에 놓인다. 알곤 셀 제어 및 모니터링(monitoring) 시스템은 격리실 밖에 놓이며, 운전지역에도 모니터링 장비가 놓인다. 알곤 셀은 다음과 같은 조건으로 제어된다.

- 산소(O_2) 및 수분(H_2O) : 50 ppm 이하
- 내부 온도 : 40℃ 이하
- Air cell 과의 압력차 : -5 ~ +5 mmAq

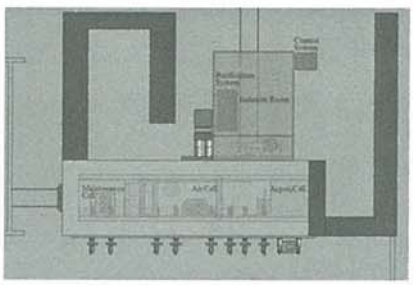


Fig. 1. Cross section view of the ACPF remodeling

2.2 개조 ACPF 검증목업(Mock-up)

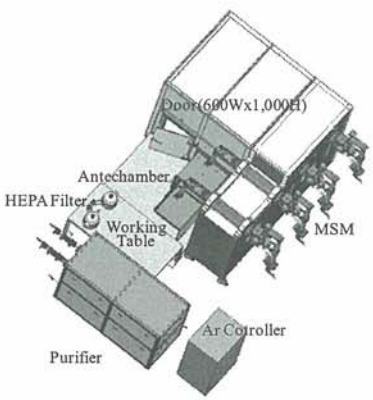


Fig. 2. Bird's eye view of the mock-up

개조 ACPF 검증목업은 그림 2 및 3에서 보는 바와 같이 1개의 투시 윈도우 및 2조의 원격조작기를 구비한 가스 기밀형 argon cell과 2단 working table, HEPA filter system 및 1개의 투시 윈도우와 2조의 원격조작기를 구비한 개방형 air cell, air cell과 argon cell 간의 물질이송 시스템(ante-chamber), 알곤 셀 내부의 수분과 산소를 제거하기 위한 정제기(purifier), 알곤 셀을 통합적으로 제어(셀내 알곤 공급, 정제/재생, 온도/압력 제어, ante-chamber vacuum 등) 하기 위한 제어 시스템으로 구성된다.

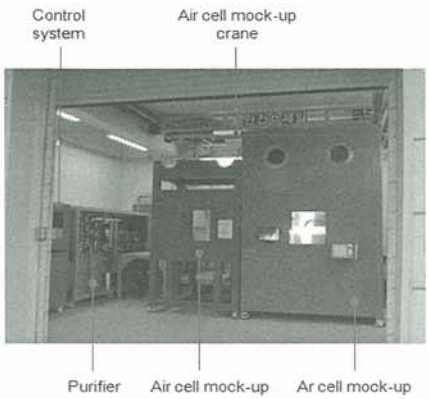


Fig. 3. ACPF mock-up

2.2.1 알곤 셀 (Argon Cell)

크기가 L1,956 x D2,106 x H3,070 인 가스 기밀형 알곤 셀 구조물(내부 크기: L1,800 x D2,000 x H2,600(working table 면 기준))을 설계/제작하였으며, 셀 내부는 SUS 로 라이닝 처리하였다(바닥 두께 6 mm, 그 외 3 mm). 셀 내 바닥에는 기밀이 유지되는 전기적 피드스루(electrical feed-through)를 설치하고, 내부 전면 벽 좌측에는 기존 셀 조명 시스템의 원격 유지보수성을 대폭 향상시킨 모듈형 cell light system을 설치하였다. 상부에는 원격 유지보수가 가능한 150 kgf 취급용량의 천정크레인을 설치하고, 셀 전면에는 투시창(재질 polycarbonate, 두께 12 mm)을 설치하였다. 셀 좌측 wall에는 Argon/Air cell 간 기밀형 물질이송 시스템인 ante-chamber를 설치하였다(이송물 최대 크기 600x600x600, 이송물 최대 중량 100kgf). 또한, 특별한 목적(셀 구축/해체 및 비상시 활용)의 기밀형 door(600x1,000)도 설치하였다.

2.2.2 공기 셀 (Air Cell)

Air cell은 working table, HEPA filter system 및 원격조작기가 장착된 구조물로 구성된다. 공기 셀은 개방된 형태이며, working table은 2단으로서 알곤 셀과 이웃한 1단 부는 ACPF rear door 활용 공간을 고려하여 길이는 1,600 mm, 폭은 2,000 mm, 높이는 480 mm 로 하였으며, 2단 부는 기존 ACPF 핫셀 working table 높이와 동일한 900 mm로 하였다. Working table 2단 부에는 HEPA filter system을 제작하여 설치하였다. 원격조작기 구조물은 이동형으로서 1개의 투시창과 2조의 원격조작기가 장착된다. HEPA filter system은 기밀형으로서 알곤 순환 계통용 1개와 물질이송 시스템용 1개로 구성되며, HEPA filter는 원격으로 교체가 가능하도록 하였다.

2.2.3 정제 시스템 (Purification System)

정제기는 ACPF 환경(방사선, 알곤) 및 규모(10 m^3)에 최적화된 circulation blower, chiller, cold trap, dry trap, vacuum pump, 산소/수분 센서, 온도센서 등으로 구성된다. 정제기는 송풍기(blower)를 이용하여 강제적으로 알곤 가스를 순환시키며, dry trap에서 CuO가 산소를 molecular sieve 가 수분을 제거한다. Dry trap 2개를 설치하여 dry trap 재생(regeneration) 시에도 계속해서 정제가 이루어지도록 하였다.

2.2.4 제어 시스템 (Control System)

알곤 셀의 정제/재생/온도/압력 제어, 모니터링 및 데이터 저장을 위해 LG PLC 및 Pro-face의 touch PC로 구성되는 제어 시스템을 설계/제작하였다. 정제기와 PC 간의 인터페이스(Interface)는 PLC가 담당하며, 정제기 및 cell로 부터의 신호는 PLC를 통해 PC로 읽혀지며 PC의 지령에 따라 PLC가 작동되어 정제기의 장치 및 부품을 제어하게 된다. 이는 실시간으로 상태(셀 온도, 압력, 산소/수분 농도, 장치 및 부품 구동 상태 등)를 모니터링 한다.

3. 결론

구축 목업의 정제 시스템, 제어 시스템, 셀 장치(ante-chamber, crane, utility 등), 셀 장치를 이용한 물질 취급 및 셀간 물질 이송, 실증용 전해환원장치의 원격 취급 및 유지보수 성능 등을 검증하여 개선 설계 및 제작에 반영할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석 외 3인, "ACPF Argon Cell 구축을 위한 검증목업 시스템 설계", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, pp. 167~168, 2012.

ACPF 검증목업 알곤 셀 제어시스템 구축

박병석*, 이종광, 유승남, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

2005년에 공기 분위기 핫셀(Air Cell)로 구축된 ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)의 알곤 분위기 격리 셀(Argon Cell) 구축을 위한 개조설계가 수행되었다. 본 논문에서는 개조 설계된 알곤 셀의 산소/수분 정제/ 재생, 온도, 압력 등에 대한 제어 성능을 사전에 철저하게 검증하기 위한 제어시스템 구축에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 ACPF 검증목업 알곤 셀 (Argon Cell)

알곤 셀은 L1,800 x D2,000 x H2,600 의 내부 크기로 그림 1 및 2와 같이 제작 되었다(바닥 6 mm, 그 외 3 mm SUS). 셀 내 바닥에는 기밀이 유지되는 전기적 피드스루(electrical feed-through)가 설치되고, 내부 전면 벽 좌측에는 원격 유지보수가 가능한 모듈형 cell light system가 설치되었다. 상부에는 원격 유지보수가 가능한 150 kgf 취급용량의 천정크레인이 설치되었고, 셀 전면에는 투시창(재질 polycarbonate, 두께 12 mm)이 설치되었다. 셀 좌측 wall에는 Argon/Air cell 간 기밀형 물질이송 시스템인 ante-chamber가 설치되었다(이송물 최대 크기 600x600x600, 이송물 최대 중량 100kgf). 또한, 특별한 목적(셀 구축/해체 및 비상시 활용)의 기밀형 door(600x1,000)도 설치되었다.



Fig. 1. Argon Cell Mock-up

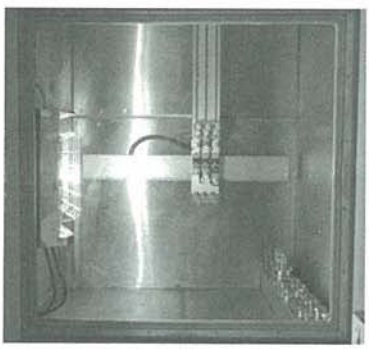


Fig. 2. Inside of the Argon Cell

2.2 정제 시스템 (Purification System)

정제기는 ACPF 환경(방사선, 알곤) 및 규모(10 m^3)에 최적화된 circulation blower, chiller, cold trap, dry trap, vacuum pump, 산소/수분 센서, 온도센서 등으로 그림 3과 같이 제작되었다. 정제기는 송풍기(blower)를 이용하여 강제적으로 알곤 가스를 순환시키며, dry trap에서 CuO가 산소를 molecular sieve 가 수분을 제거한다. Dry trap 2개를 설치하여 dry trap 재생(regeneration) 시에도 계속해서 정제가 이루어지도록 하였다.

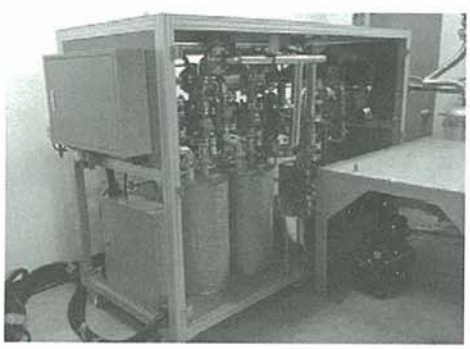


Fig. 3. Argon Cell Purifier

2.3 제어 시스템 (Control System)

알곤 셀의 정제/재생/온도/압력 제어, 모니터링 및 데이터 저장을 위해 LG PLC 및 Pro-face의 touch PC로 구성되는 제어 시스템을 그림 4와 같이 제작하였다. 그림 5는 제어에 대한 블록선도를

보여준다. 정제기와 PC 간의 인터페이스(Interface)는 PLC가 담당하며, 정제기 및 cell로부터의 신호는 PLC를 통해 PC로 읽혀지며 PC의 지령에 따라 PLC가 작동되어 정제기의 장치 및 부품을 제어하게 된다. 알곤 정제기는 개조 ACPF의 격리실(isolation room)에 놓이며, 알곤 및 혼합가스 공급 탱크는 운전지역에 놓인다. 알곤 셀 제어 및 모니터링(monitoring) 시스템은 격리실 밖에 놓이며, 운전지역에는 모니터링 장비가 추가적으로 놓인다. 그림 6은 실시간 제어 및 모니터링(셀 온도, 압력, 산소/수분 농도, 장치 및 부품 구동 상태 등) 화면을 보여준다.



Fig. 4. Argon Cell Controller

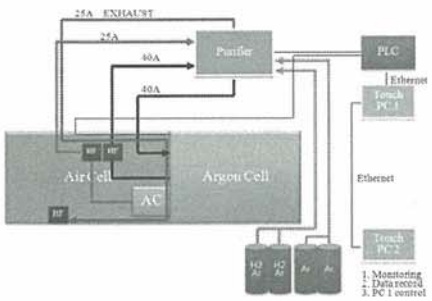


Fig. 5. Argon Cell Control Block Diagram

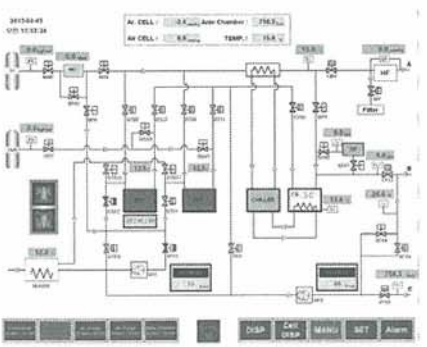


Fig. 6. Argon Cell Control and Monitoring

알곤 셀은 다음과 같은 조건으로 제어된다.

- 산소(O_2) 및 수분(H_2O) : 50 ppm 이하
- 내부 온도 : 40℃ 이하
- Air cell 과의 압력차 : -5 ~ +5 mmAq

그림 7은 Glove Box 전문제작 업체인 MBRAUN 정제기와의 성능 비교를 보여준다.

Performance	MBRAUN, MB300	ACPF
Max. enclosure volume [m³]	10	10
Blower capacity [CFM]	71	150
Purity of O₂ [ppm]	<1	<50
Purity of H₂O [ppm]	<1	<50
Capacity of O₂ [L]	275	275
Capacity of H₂O [g]	7,000	7,000
Sensors		
O₂ ppm	O	O
O₂ %	O	O
H₂O ppm	O	O
Pressure sensor	O	O
Utility monitoring	O	O
Features		
Automatic purge [LPM]	500	500
Automatic leak test	O	X
Trend diagram of H₂O O₂ ppm	O	O
Trend diagram of box pressure	O	O
Automatic regeneration	O	O
PLC	Mitsubishi	LG
Touch Screen	O	O (PRO FACE Touch PC)
Dry Vacuum Pump	O (283 LPM for 0.072m³)	O (600 LPM for 0.27 m³)

Fig. 7. Argon Cell Purifier Specification

3. 결론

소규모(1kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물의 금속전환 공정 실증을 위해 개조되는 ACPF는 기존 Air cell의 일부가 Argon cell로 변경될 예정이며, 모든 공정의 운전 및 유지보수는 원격으로 수행될 예정이다. 따라서, 원격 운전되는 ACPF Air/Argon cell을 성공적으로 구축하기 위해 사전에 다양한 성능을 검증할 목적으로 동일 환경(크기, 분위기, 셀장치, 원격취급장비 등)의 목업 셀, 정제 및 제어 시스템을 구축하였다. 향후 이의 성능 검증을 수행하여 개선 설계 및 제작에 반영할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석 외 3인, "ACPF Argon Cell 구축을 위한 검증목업 시스템 설계", 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, pp. 167~168, 2012.

희토류 금속을 이용한 LiCl-KCl 공융염내 악티늄족의 공회수 특성

심준보*, 김지용, 백승우, 김택진, 김광락, 김가영, 김시형, 정재후, 안도희, 김인태, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

고속로(SFR)를 기반으로 하는 미래 원자력시스템의 구축 및 원자력발전소에서 나오는 사용후핵연료의 감용을 위해 파이로 공정(Pyroprocess) 기술의 확립이 꼭 필요하다. 이 파이로 기술의 활용에 있어 경제성이나 방사선 안전에 대한 신뢰성을 높이려면 처분하는 고준위폐기물에 들어가는 악티늄족 원소의 양을 최소화시켜야 한다. 파이로 전해제련 공정에서 나오는 폐 용융염으로부터 우라늄 및 TRU와 같은 악티늄족 원소를 최대로 회수하기 위해 한국원자력연구원에서 "잔류악티늄족 원소 회수(RAR; Residual Actinides Recovery)" 공정 및 장치를 개발하였다[1]. LCC 전해 및 $CdCl_2$ 산화제를 적용하여 악티늄족의 잔류 농도를 0.01 wt% 이하로 감축시키는 방법을 실험실 규모의 장치 시험을 거쳐 확립하였다. 앞으로 RAR 기술이 실용화되기 위해서는 보다 사용하기 간편하고 효율성 및 경제성이 우수한 혁신적인 개념의 공정 및 장치의 개발이 요구된다.

본 논문에서는 기존의 RAR 공정장치를 개선하기 위해 새로운 개념의 RAR 방법을 기술하였다. LiCl-KCl 공융염에 들어있는 모든 악티늄족 원소를 동시에 함께 회수하기 위해 희토류(RE) 금속을 활용하는 방안을 제시하였으며, HSC 전산코드를 이용한 이론적 검토 및 우라늄을 이용한 실험을 통해 확인하고 그 결과를 요약하였다.

2. 본론

2.1 RE 금속에 의한 악티늄족의 회수 개념

RE 금속 환원 반응을 이용하는 RAR 혁신개념의 특징은 RE 금속을 용융염에 장입하여 악티늄족 금속 이온의 환원 반응을 유도하고 악티늄족 금속 회수공정을 간소화시켜 효율을 향상시킨다. Fig. 1은 RE 환원 반응을 이용한 용융염 내에서 악티늄족 금속의 회수 방법에 대한 모식도를 나타내었다. LiCl-KCl 공융염에 들어있는 염화물 상태의 모든 악티늄족 이온은 공융염 속으로 장입된 RE 금속에 의해 유발된 환원 반응이 진행되면서 여러 종류의 악티늄족 금속 미세 입자 상태로 전환되어 용기의 바닥에 쌓이게 된다. 이와 같은 환원 반응의 경향성은 Table 1에 나타낸 금속염화물의 형성 Gibbs 자유에너지 값 크기의 순서를 따르게 된다.

2.2 HSC 전산코드를 이용한 RE 환원 반응의 악티늄족 회수 특성 검토

HSC 6.0 버전의 전산코드를 이용하여 2성분계 및 다성분계 LiCl-KCl 공융염에서 Y, Nd 및 Ce 등의 RE 금속을 이용한 악티늄족 이온의 환원반응 평형을 계산하고 반응 생성물들의 평형 분배곡선을 작성하였다. HSC 전산코드를 이용하여 분석한 2성분계 및 다성분계 평형 분배곡선을 검토한 결과 금속염화물의 형성 Gibbs 자유에너지 값의 순서(Table 1)에 의거하여 RE 금속이 환원제로 작용함으로써 여러 종류의 악티늄족 금속 염화물이 금속 상태로 전환됨을 확인할 수 있었다.

2.3 Nd 금속에 의한 우라늄의 회수 실험

Nd 금속을 이용하여 U회수 실험을 수행하였다. UCl_3 및 $LaCl_3$를 각각 농도 0.2 및 0.4 wt%로 형성시킨 LiCl-KCl 공융염 속에 Nd 금속봉(길이 25 mm)을 넣고 용융염을 70 rpm으로 교반하면서 환원 반응을 진행시켰다. 용융염 중 U 농도의 변화량을 Cyclic Voltammetry(CV) 기법으로 측정하였으며, 용융염 시료를 채취하여 ICP 분석에 의한 U 잔류 농도를 정량 분석하였다. RE 환원 반응의 U-La 2성분계 용융염에서 HSC 전산코드를 이용한 평형 분배곡선(Fig. 2)을 작성하고 U의 회수거동을 검토하였다. 공융염(UCl_3 + $LaCl_3$) 속에 Nd 금속을 넣을 경우 Nd가 환원제 역할을 하면서 당량적으로 UCl_3와 Nd가 치환되는 반응이 진행된다. 이로 인해 용융염 속에는 점차 $NdCl_3$가 생성되며 이와 동시에 U 이온이 환원되어 U 금속이 생성됨을 확인할 수 있다.

U 회수시험 결과 UCl_3 상태의 U 잔류 농도는 약 80 ppm으로 측정되었으며, 회수 반응이 종료

된 시간은 회수실험 중 CV 기법을 사용하여 on-line 측정하여 확인하였다. 회수반응 시작 후 처음 5개 피크는 10분 간격으로 마지막 피크 1개는 40분 간격으로 U 피크가 감소하는 변화를 측정하였는데 약 90-100 분 정도면 환원 반응이 종료됨을 확인할 수 있었다(Fig. 3). 악티늄족 금속의 LCC 전해회수 및 LCC에 공회수된 RE 금속의 산화추출을 조합하는 종전의 RAR 공정과 비교할 때, 매우 빠른 속도로 RE 금속의 환원에 의한 U의 회수 반응이 진행되었다.

3. 결론

희토류 금속 환원 반응을 이용하는 RAR 혁신 개념에 대한 U 회수실험 (UCl_3-$LaCl_3$ 용융염에 Nd 금속을 환원제로 사용) 결과 U의 잔류 농도는 약 80 ppm으로 측정되었다.

U 회수는 약 100 분이면 반응이 종료됨을 확인하였으며, 종전의 RAR 공정과 비교할 때 매우 빠른 속도로 U의 회수 반응이 진행된다.

HSC 6.0 전산코드를 이용하여 RE 환원 반응의 평형 분배곡선을 작성한 결과 이론적인 악티늄족 금속의 회수율은 99.9% 이상 얻을 수 있을 것으로 예측되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 심준보 외, "염화물 용융염에서 잔류 악티늄족 원소의 회수방법", 대한민국 특허등록 제 10-1047838호, 2011

Table 1. Gibbs free energy for metal chloride; (a) Literature, (b) HSC 6.0 code

Formation reaction of chlorides at 500 ℃	(a)	(b)
	$-\Delta G_f^\circ$ (kJ/g-equiv.-Cl)	
La + 1.5Cl_2(g) = $LaCl_3$	293.62	293.62
Ce + 1.5Cl_2(g) = $CeCl_3$	287.37	287.828
Nd + 1.5Cl_2(g) = $NdCl_3$	281.45	284.232
Gd + 1.5Cl_2(g) = $GdCl_3$	273.02	271.725
Y + 1.5Cl_2(g) = YCl_3	272.50	272.385
Am + 1.5Cl_2(g) = $AmCl_3$	266.38	265.094
Cm + 1.5Cl_2(g) = $CmCl_3$	264.99	255.676
Pu + 1.5Cl_2(g) = $PuCl_3$	261.41	262.561
Np + 1.5Cl_2(g) = $NpCl_3$	242.91	241.729
U + 1.5Cl_2(g) = UCl_3	232.35	231.267

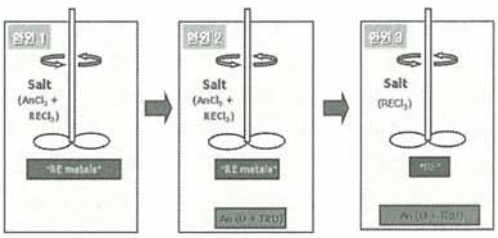


Fig. 1. Schematic for recovery of actinides by introducing RE metal into a salt

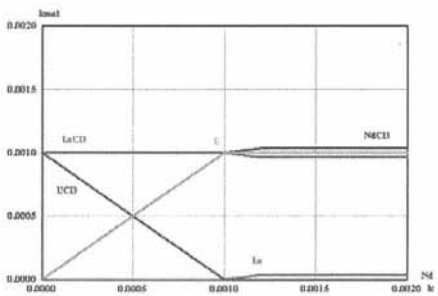


Fig. 2. Distribution result for an equilibrium reaction of UCl3 with Nd metal using the HSC code

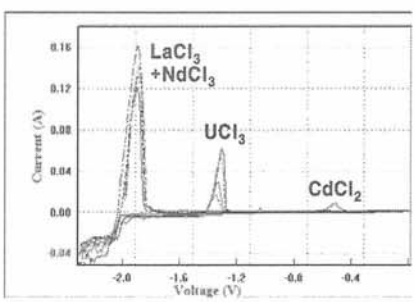


Fig. 3. Cyclic Votammetry on-line monitoring for a reaction of UCl3 with Nd metal in a LiCl-KCl salt

PRIDE 시설 운영시스템 시운전 및 개선

조일제*, 이원경, 홍동희, 한종희, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhan@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 공학규모 파이로 기술검증을 위한 공학규모 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE: PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)을 구축하고, 현재 시운전 및 일부 개선작업을 수행하고 있다. PRIDE시설은 직육면체 타입(가로 40m, 폭 4.8m, 높이 6.4m)의 내부 용적 약 1,200m^{3}의 대형 아르곤셀을 포함하고 있으며, 아르곤 셀은 산소 및 수분 불순물 농도가 각 50 ppm 이하로 관리 유지될 예정이다. 시스템 개선 후, 2013년 하반기부터 대형아르곤셀 운영을 시작할 예정으로, 용융염을 사용한 공정장치 시험을 시작으로, 감손우라늄을 사용한 파이로 공정 시험을 본격적으로 수행할 예정이다.

본 연구에서는 PRIDE 시설의 주요 시운전 상황과 개선내용에 대해 기술하고자 한다.

2. PRIDE 시스템 운전 성능

2.1 아르곤셀 운영시스템 운전 성능

PRIDE 에는 대형 아르곤셀의 산소 및 수분 불순물 농도를 각각 50 ppm 이하로 유지하기 위하여 아르곤 공급, 냉각, 순환 및 정화시스템이 설치되어 있다. 정산운전 시 셀 내 부압은 -10 mmAq ~ -100 mmAq 으로 운영하며, 아르곤 공급 및 배출 시스템을 통하여 압력 제어성능을 확인하였다. 아르곤셀에 3,300 m^{3}의 아르곤을 공급하여 셀의 산소농도가 정화기 운전 목표치(212 ppm)에 도달한 후, 정화장치 가동하여 약 70시간 경과 후 셀의 농도가 46 ppm로서, 불순물 농도 목표치(50 ppm)에 도달하였다(그림 1).

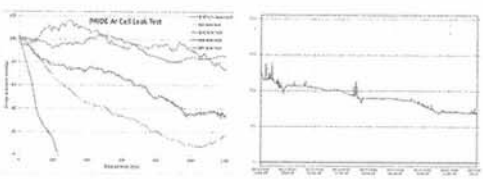


Fig. 1. Leak test results and oxygen concentration level of PRIDE's argon cell

2.2 아르곤셀 셀장치 운전 성능

PRIDE에 설치된 각종 셀장치에 대한 성능시험을 수행하였으며, 주요 결과는 다음과 같다.

(1) 대형장비 이송시스템
- 운전 성능 측정 (하부테이블 이동 속도: 약 2.15 m/min, 상승/하강 속도: 약 0.08 m/min , 상부 lid 개폐 시간: 약 150초)
- 셀 간 물질 및 장치 이송 중 기체 교환을 위한 퍼징 및 운전 조건 확립
- 기밀 성능 달성: 상부 lid 무게 및 아르곤 클램프 힘의 합 (약 28 kN) > 최대 압력 차에 의한 힘 (약 16 kN)
- 기밀 유지를 위한 상부 lid와 하부테이블 간의 연동제어 동작성능 달성

(2) 크레인

셀 내에서 공정장치 이송 및 설치 지원 완료
- 이동 속도 성능달성 (주행속도: 1.4 m/min, 횡행속도: 2.1 m/min, 인양속도: 1.2 m/min)
- 셀 내 작업영역 측정: 셀 평면적의 약 72.5 %
- 고장 대비한 이중모터 구조의 동작 확인 및 원격유지보수 성능확인

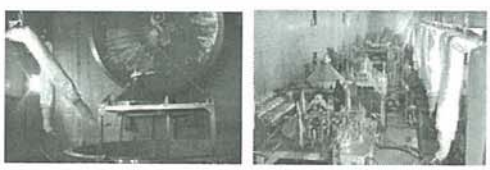


Fig. 2. Large equipment transfer lock system and inside view of argon cell

(3) 피드스루

PRIDE 셀 내외부를 관통하는 피드스루를 통해 전원, 신호케이블, 아르곤 및 조명 등 공정 운전에 필요한 유틸리티를 아르곤셀 내에 성공적으로 공급하였으며, 누설률을 측정하였다. 주요내용은 다음과 같다.

- 피드스루 접합부 및 밸브 등 일부 누설 부위 보완 후, 아르곤셀의 누설률은 0.003 m^3/min
- 소형장비이송시스템 퍼징 조건에 의한 전구 내압

성능 확인
- 셀 산소/수분/배기가스(염소) 농도 측정 성능 확인
- 압력/온도/3차원 온도 모니터링(154개 지점) 센서 성능 확인

2.3 아르곤셀 원격취급시스템 운전 성능

PRIDE시설의 원격 운전을 위해 양팔 서보조작기(Bridge transported Dual arm Servo Manipulator) 및 17조의 기계식 원격조작기(MSM: Master-Slave Manipulator)가 설치되어 있다. 천정이동 양팔 서보조작기는 PRIDE 아르곤셀에서 파이로 공정장치 및 셀 장치의 원격 운전 및 유지보수 작업에 활용되는 국산화 원격 취급장비로서, 주요 성능 시험내용은 아래와 같다.

- 원격취급시스템(구동축수 34축, 서보 제어주기 1 kHz, 원격운전)인 천정이동 양팔 서보조작기 시스템을 PRIDE 아르곤셀에 설치하고 시운전을 거쳐 성능을 안정화함
- 주요 항목 체크 리스트 기초한 기구적 및 전기적 사전 성능 시험을 수행함
· 성능시험 항목: 취급하중, 역구동성, 작업영역
· 운전성 평가 항목 : 천정이동장치 적정 운전속도, 마스터-슬레이브 위치/속도 추종성
- 그리퍼 카메라의 활용으로 작업시간 단축 및 작업 용이성 향상



Fig. 3. Bird's-eye view of BDSM system installed on argon cell

3. PRIDE 시스템 개선

3.1 아르곤시스템 개선

PRIDE 시운전 결과 아르곤시스템분야 성능향상을 위하여 도출된 주요 문제점 및 개선사항을 소개하고자 한다. PRIDE 아르곤셀의 정제 순환용 compressor 운전 시 헌팅현상이 발생하여 일정한 압력과 유량을 지속적으로 공급하기 어려워 일정한 수준의 정제 성능확보를 위한 문제점이 도출되었다. 이를 보완하기 위하여 정제기로 공급되는 아르곤 가스의 압력 및 유량의 변위폭을 최소화할 수 있도록 시스템을 개선할 예정이다.

기존 정제 compressor는 2단 압축방식의 왕복동 공냉식으로 구성되어 있다. 이에 따라 기기의 냉각을 위하여 부착된 방열기 및 냉각팬의 소음 및 실내의 소음 공명현상에 의해 소음 기준치 80 dB를 초과하는 문제점이 도출되어, 공랭식을 수냉식 냉각장치로 변경하여 소음을 저감할 예정이다.

또한, 수분 정제능력 향상 및 소모되는 아르곤 가스량을 줄이기 위하여, 아르곤 초기 충진 시, 정제기 운전을 위한 수분 농도 조건 (200 ppm 이하)을 효과적으로 달성하기 위해 기 설치된 정제기의 수분 제거 성능을 보완하는 수분제거장치를 추가 설치할 예정이다.

3.2 모니터링시스템 개선

PRIDE에 설치되어 있는 각 공정장치 및 시설장비는 각각의 제어반을 구비하고 PLC 및 산업용 PC를활용하여 공정 및 시설을 모니터링하고 있다. 그러나, 현재 PRIDE시설의 특성상 이기종 제어기가 혼합되어 운용되기 때문에 각 제어반의 상호 정보교환이 제한되고 전체적인 공정현황을 일괄적으로 파악하는데 어려움이 있다. 이에 따라, PRIDE의 공정상황을 일괄 파악하기 위해 LM/DM/VM의 3층의 layer로 구성되는 통합모니터링시스템을 구성하고, 데이터 취득을 위해 수 개의 이기종 제어기를 묶는 거점 노드를 지정하여 LM을 구성하고 OPC 방식으로 다자간 LAN통신이 가능하도록 하였다.

4. 결론

본 논문에서는 PRIDE에 설치되어 있는 운영시스템 시운전 결과에 대해 기술하였다. 또한, 시운전 결과를 바탕으로 주요 개선사항에 대해 기술하였다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술대회 논문요약집, pp.153-154, 2012.

제2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

과열 조건에서의 고준위폐기물 처분장 주변 열 해석

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

1. 서론

저자들은 가압경수로 사용후핵연료의 파이로 공정 처리로부터 예상되는 세라믹폐기물의 처분을 위한 처분용기와 완충재 등을 개발하고, 이를 바탕으로 열 해석을 통하여 심지층 처분시스템을 설계하였다[1, 2]. 일반적으로 고준위폐기물 처분시스템의 열적 설계는 완충재 내에서의 최고 온도가 100℃를 넘지 않도록 열 해석을 통해 설계된다. 이 온도를 넘게 되면, 완충재의 물리·화학적 특성이 유지되지 않는다.

세라믹폐기물 처분시스템에 대한 예비 개념설계 결과[1]에 따르면, 수직공 처분방식에는 1개의 처분공에 4개의 처분용기를 처분하고 처분터널 간격 40 m, 처분공 간격을 8 m 유지할 경우 완충재 내 최고온도가 100℃ 이하를 유지하였다. 그러나 설계에서 예상하지 못했던 비정상 조건이 처분장 내에서 발생할 경우 예상되는 완충재내 최고온도를 추정할 필요가 있으며, 이러한 상황에 대한 대비가 필요하다.

본 논문에서는 처분장 설계에 반영하지 못했던 다양한 비정상 조건에서의 고준위폐기물 수직 처분공 주변에 대한 열 해석을 수행하였으며, 이를 통하여 예상되는 완충재 내 최고 온도를 추정하였다. 이를 바탕으로 최적의 완충재 설계 기준을 제안하였으며, 과열 조건에서의 완충재의 열-수리-역학적 거동에 대한 실증 연구를 수행할 계획이다.

2. 본론

2.1 수직공 처분과 비정상 과열 시나리오

본 논문에서 고려한 고준위폐기물은 파이로 공정으로부터의 예상되는 세라믹폐기물이다[1]. 직경 26 cm, 높이 25 cm 세라믹폐기물 2개를 1개의 저장용기에 넣고, 발열량을 고려하여 14개의 저장용기를 처분용기에 넣을 경우, 처분시점에서 1개의 처분용기 당 약 600 W의 발열량이 예상된다. 지난 연구결과[1]에 따르면, 최적의 처분밀도를 위해서는 처분용기 4개를 1개의 처분공에 넣으며, 처분용기 주변은 국내산 칼슘 벤토나이트로 구성된 완충재로 채운다(Fig. 1). 이 경우 처분터널 간격은 40 m이며, 처분공 간격은 8 m이다. 이와 같은 처분시스템을 기준으로 하여, 비정상 상태에서의 완충재 최고온도를 예측하였다.

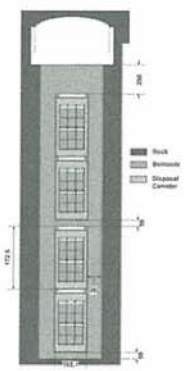


Fig. 1. Schematic of a borehole with 4 canisters

비정상 상태에서 열적 거동을 예측하기 위하여, 예상되는 몇 가지 시나리오를 작성하고, 열 해석을 수행하였다. 열 해석에서 중요한 열적 선원항, 처분 재료 물성, 완충재 설치와 관련된 비정상 과열 시나리오를 작성하였다(Table 1).

Table 1. Abnormal overheat scenario

시나리오		비고
선원항	1.방출연소도 증가	55 GWd/MtU → 60 GWd/MtU
	2.냉각기간 단축	40년 → 30년
재료 물성	3. 암반 및 완충재 열전도도 감소	암반 종류,균열 및 완충재 함습율 고려, 최대 기존 70%까지 감소
완충재 설치	4. 완충재 불포화에 의한 건조 간극	처분용기/완충재, 완충재/암반 간극, 처분공 불포화에 따른 건조상태 유지 고려
	5.비정상 설치 (off-center)	처분공-처분용기 중심부 불일치

2.2 열 해석

처분공 주변에 대한 열 해석을 ABAQUS 프로그램[3]을 이용하여 수행하였다. 열적 선원항은 ORIGEN-ARP 프로그램을 이용하여 구하였다. Table 1에 주어진 5가지 시나리오 중 상부 3가지 시나리오의 경우 기존 처분시스템 열 해석 방법[1]을 따라 열적 선원항과 재료 물성 변화를 통해 동일한 방법으로 구했다.

시나리오-4와 시나리오-5의 경우, 처분용기와 완충재 혹은 완충재와 암반 사이의 간극을 해석 영역에 새로이 추가하여 모델링을 하였다(Fig.2). 특히 지하수로 포화되지 않은 간극에 대한 열 해석을 위하여, 복사를 고려한 열전도도를 다음 식을 이용하여 구하였다:

$$\lambda_g = \frac{e_c e_b}{e_c + e_b - e_c e_b} \times 4\sigma d(T+273)^3 + \lambda_{air}$$

여기서 σ는 Stefan-Boltzmann 상수, 5.66997×10^{-8} $W/(m^2K^4)$)이다.

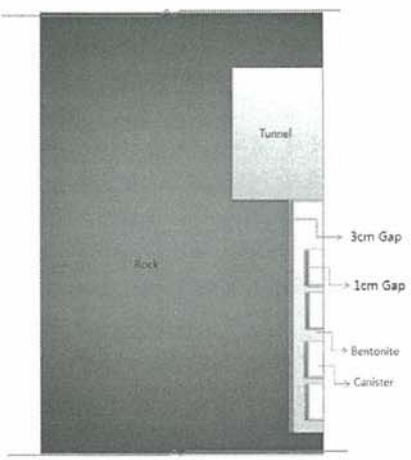


Fig. 2. Schematic of analysis domain for scenario-4 and scenario-5

처분장 주변 열 해석 결과 완충재 내 최고 온도를 구하였으며, 계산 결과를 Table 2에 요약하였다. 계산 결과, 냉각기간 단축이 가장 예민한 결과를 나타내었으며, 냉각기간이 40년에서 30년으로 단축될 경우 완충재 내 최고 온도는 121.2℃로 나타났다. 대부분의 비정상 과열조건에서 완충재 내 최고온도는 110℃정도를 나타내었다.

Table 2. Peak temperature in buffer

시나리오			최고 온도
선원항	시나리오-1		100.8℃
	시나리오-2		121.2℃
재료물성	시나리오-3	90%	102.8℃
		80%	111.1℃
		70%	121.5℃
완충재 설치	시나리오-4		109.4℃
	시나리오-5		111.4℃

3. 결론

고준위폐기물 처분시스템에서 가정할 수 있는 다양한 시나리오를 개발하고, 이에 대한 열 해석을 수행한 결과 비정상 과열 시나리오 발생시 예상되는 완충재 내 최고 온도는 대략 120℃ 내외였다. 이와 같은 연구결과로부터 설계시 반영한 완충재 내 최고온도를 100℃에서 10℃정도 낮출 필요성을 확인하였으며, 또한, 최고온도 125℃에서의 완충재 내 THM 거동에 대한 이해도를 향상시킬 필요가 있음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 최희주, 이민수, 국동학, 김현아, 한국방사성폐기물학회 2010년 추계 학술발표회 논문집, p.177, 2010.

[2] Heui-Joo Choi, Jong Youl Lee, and Jongwon Choi, Nuclear Engineering and Technology, Vol.45(1), p29, 2013.

[3] ABAQUS Ver.6.8, Dassault Systems, (2008).

Transport Behavior of ^{90}Sr under the Effect of Seawater Intrusion

Seeun Chang[1], Sungsik Nam[1], Sungwook Choung[1], and Wooyong Um[1,2*]
[1]Pohang University of Science and Technology, POSTECH, Pohang, Korea
[2]Pacific Northwest National Laboratory, PNNL, Richland, WA, USA
*wooyongum@postech.ac.kr

1. Introduction

Most of nuclear power plants (NPP) and their yard storage facilities are located on or close to the shoreline, because the nuclear power plants need for cooling water. As a fission product (^{90}Sr, ^{137}Cs, or ^{99}Tc), radionuclides are often stored in a large water-filled tank of NPP facility at or near ground surface level [1]. In a case of severe accident, the radionuclides may leave the storage sites and transport in the subsurface environment in which nearby seawater can introduce through shattered fractures and cause the salinization of original groundwater aquifers. Changes in porewater salinity may trigger ion exchange and dissolution-precipitation reactions that will affect the solubility and mobility of radionuclides associated with subsurface sediments [2].

The released radioactive ^{90}Sr into the groundwater due to wreck of storage tanks can be highly mobile and transport behavior of ^{90}Sr will change depending on the salinity degree. In this study, ^{90}Sr was selected as the target radionuclide because of its sensitive sorption behavior via weakly bound outer-sphere surface complexes at the solid water interface [1,3]. Therefore, the objective of this study was to investigate transport behavior of ^{90}Sr through subsurface sediment at different degree of ionic strength assuming seawater intrusion in groundwater. The effect of increased porewater salinity (e.g., ionic strength) on mobilization of ^{90}Sr was studied using column experiments to compare the Sr transport behavior in three different solution conditions (groundwater, seawater, and ground-seawater mixed solution).

2. Materials and Methods

2.1 Materials Preparation

Core rock was sampled from Shin-Gori 4 nuclear reactor site in depth of 6.6-7.4 m, homogenized, and sieved following crushing process. Groundwater and seawater were collected under and near that study site and filtered with 0.45 μm before use. The pHs of solution samples were about 8 and major element compositions were analysed using ICP-OES and IC. The glass columns with a 2.5 cm ID and 5 cm length were used and packed with fractionated solid material (0.5-1.0 mm size range). Three different types of synthetic solutions of groundwater, seawater, and ground-seawater (50 : 50) mixed denoted as GW, SW, and GW+SW, respectively were used as the transport fluids to investigate the effect of ionic strength (Table 1.) on ^{90}Sr mobility. Stable Sr was used as a surrogate for ^{90}Sr.

2.2 Column Transport Experiments

Columns were packed with the crushed powder of sediment and each solution without Sr was introduced for 24 hrs to stabilize the flow inside the column. A syringe pump was used to saturate each column with fluids from bottom to top at a constant flow rate (about 0.03 mL min^{-1}). The effluent solutions were collected at regular time intervals using a fraction collector. The porosity was determined as 0.42, 0.41, and 0.40 for each of packed columns of groundwater, seawater, and mixed solution, respectively. All the columns were characterized for hydrodynamic dispersion coefficients using a nonreactive bromide (Br) tracer with pulse type introduction. After obtaining a Br breakthrough curve, hydrodynamic dispersion coefficient was determined by the model fit using

CXTFIT code (Ver. 2.0) [4]. Then, three different types of fluids spiked with Sr (0.18 mg L^{-1}) were introduced into each column under fully saturated condition at the same constant flow rate. The collected samples were analyzed for Sr concentration using ICP-OES. The flow conditions of each column are given in Table 1.

Table 1. Summary of the column transport experiments with different ionic strength fluids

Columns	Fluid type[1]	Pore volume [mL]	Avg. linear velocity[2]	I.S.[3] [M]
1	GW	11.73	0.013	0.005
2	SW	11.33	0.014	0.770
3	GW+SW	11.00	0.014	0.388

[1]Fluid type denotes synthetic solutions; [2]Average linear velocity [cm/min]=flow rate/cross section area/porosity; [3]I.S. (ionic strength) with a unit of M (mole/L)

3. Results and Discussion

Breakthrough curves of Br exhibited similar narrow peaks, showing that there were no preferential flow paths and the columns were uniformly packed (Fig. 1). The determined hydrodynamic dispersion coefficient from CXTFIT fit was 0.01 cm^2 min^{-1} for GW and SW columns, and 0.02 cm^2 min^{-1} for mixed fluid column. In case of SW and GW+SW mixed columns, the eluted Sr concentration reached the original Sr concentration (C/C_o=1) in approximately 3 pore volumes (Fig. 1). However, in case of GW column, the eluted Sr concentrations reached a fully breakthrough point of C/C_o=1 after 135 accumulated pore volumes (about 38 days), because of high Sr sorption in GW column condition. The mobility and sorption of Sr is controlled by competition for ion exchange sites with high Na concentration in solution [6]. It suggests that Sr transport is relatively fast in the seawater by competition for cation exchange sites with high Na concentrations in solution. In addition, Sr sorption affinity decreased in the seawater solution, resulting in a low retardation of Sr transport. However, the mobility of Sr decreased significantly in GW column because of low amounts of the competing cations and high Sr sorption affinity in GW solution condition.

Because the mobility of Sr was controlled by sorption reactions [5], a fully understanding of seawater introduction into groundwater is needed to predict correctly radioactive Sr transport in a subsurface environment nearby nuclear power plants and radioactive wastes repository.

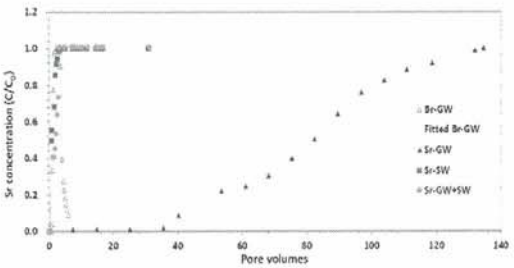


Fig. 1. The breakthrough curves of the measured Br concentrations (open symbol) and CXTFIT fit (solid line). The closed symbols denote the measured Sr concentrations in the flow-through column experiments

4. References

[1] S.H. Wallace, S. Shaw, K. Morris, J.S. Small, A.J. Fuller, and I.T. Burke, Applied Geochemistry, Vol.27, pp. 1482-1491, 2012.

[2] J. Eagling, P.J. Worsfold, W.H. Blake, and M.J. Keith-Roach, Environ. Sci. Technol., Vol.46, pp. 11798-11803, 2012.

[3] J. Chorover, S. Choi, P. Rotenberg, R.J. Serne, N. Rivera, C. Strepka, A. Thompson, K.T. Mueller, and P.A. O'Day, Geochim. Cosmochim. Acta., Vol.72, pp. 2024-2047, 2008.

[4] N. Toride, F.J. Leij, and M.Th. Genuchten, US salinity laboratory, Research report, No.137, 1995.

[5] Sellafield Ltd., Land quality programme groundwater monitering annual report, 2008.

[6] L.C. Hull, and A.L. Schafer, Journal of contaminant hydrology, Vol.97, pp.135-157, 2008.

균열발생 시 발생하는 미소 탄성파 탐지를 통한 KURT 현장암반의 정량적인 손상도 분석

김진섭[1*], 최영철[1], 이창수[1], 최희주[1], 조계춘[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335
kjs@kaeri.re.kr

1. 서 론

고준위폐기물 심지층 처분장은 초장기 기대수명을 가진 구조물로서, 사용후 핵연료로부터의 높은 온도와 지하수로 인한 포화상태 그리고 심층 조건으로 인한 높은 지중응력을 받고 있는 특징이 있다. 이 같은 조건에서 처분암반의 장기 건전성을 실시간 모니터링하고 이의 구조적인 손상도를 평가하는 것은 처분시스템의 신뢰도를 확보한다는 측면에서 매우 중요한 이슈에 해당한다. 최근에는 음향방출 (Acoustic Emission; AE) 기술이 처분장의 구조적 건전성을 실시간 모니터링하고 분석하는데 유망한 기술 중의 하나로 주목을 받고 있다. 하지만 AE를 이용한 그 동안의 손상도 연구는 대부분 실내실험에 치중되어 왔으며, 현장적용의 경우에도 주로 균열발생 유무의 탐지나 균열위치 추정 등 정성적인 분석에 국한되었다. 즉 AE 기법을 이용한 현장암반의 정량적인 손상도 분석은 거의 시도된 바가 없는 실정이다.

따라서 본 연구의 목적은 암반 내 균열발생을 AE를 통해 실시간 모니터링함으로써, 현장암반의 정량적인 손상도 변화와 암반강도를 평가하고, 나아가 암반의 손상도 진행(damage evolution)에 대한 예측기술을 개발하는 것이다. 이를 위하여 현장암반에 대한 손상도 진행곡선(정규화된 손상도 vs. 정규화된 응력)을 측정하였으며, 이의 검증과정을 통해 그 신뢰성을 확보하였다. 이에 대한 체계적인 접근을 위해, 본 논문은 크게 실내실험 연구, 현장적용 연구, 그리고 검증 및 활용방안 연구로 나누어 수행하였다.

2. 실험재료 및 방법

현장암반의 부지특성 파악을 위해, KURT(지하처분연구시설) 암반의 역학적, 물리적, 동적특성을 평가하였으며, 대표적인 인자로서 암반변형계수와 투수계수 그리고 절리암반의 동적 전단탄성계수를 각각 측정하였다. 이는 이후의 현장적용 연구에 암반물성 입력자료로 이용되었다.



Fig. 1. Laboratory test set-up



Fig. 2. In-situ test set-up

Table 1. AE Sensor coordinates for in-situ test

Type	Ch.	X(m)	Y(m)	Z(m)
AE sensors buried in rock mass	1	-0.30	0.50	0.25
	2	-0.30	1.00	0.25
	3	-0.30	2.00	0.25
	4	1.10	1.90	0.37
AE sensors attached at the rock surface	5	0.00	0.00	0.30
	6	0.00	0.00	-0.20
	7	0.00	0.00	-0.70
	8	0.15	0.00	0.10
	9	0.40	0.20	0.00
	10	0.80	0.40	0.00

3. 실험결과 및 분석

3.1 실내실험 연구

실내연구를 통해 KURT 화강암의 균열진전에 따른 응력임계값 (stress threshold)을 우선적으로 결정하였으며, 응력-변형률 관계를 통해 유도된 비탄성체적변형률(inelastic volumetric strain)과 AE 파라메터와의 상관성을 밝힘으로써 AE를 이용한 손상도의 정량화 가능성을 확인하였다. 또한 AE 파라메타들을 서로 비교함으로써, 그 중 AE 에너지 기법이 정확성이나 현장적용성 측면에서 매우 우수한 측정 인자임을 도출하였다. 한편 반복하중 조건에서도, AE 에너지 기법을 통해 KURT 화강암의 손상도 추정이 가능함을 밝히고, 그 때의 손상진행곡선이 지수함수의 형태가 됨을 확인하였다. 또한 절리암반에서도 신빙성 있게 균열위치를 추정할 수 있는 AE 위치표정 알고리즘을 Wigner-Ville Distribution과 Biot model의 혼합적용을 통해 새로 개발하였다.

3.2 현장실험 연구

실내연구를 통해 도출된 손상도 진행곡선의 함수형태를 바탕으로, 동하중 조건에서의 KURT 현장암반의 손상도 진행곡선을 측정하였다. 이를 위해 현장암반에서 Goodman Jack 실험과 AE 계측실험을 수행하였으며, 각 싸이클 별 하중-AE 에너지 관계와 암반강도 데이터를 바탕으로 뉴턴 반복법(Newton's iterative method)을 통해 현장암반의 손상도 진행에 관한 정규화된 지수함수를 결정하였다. 이 때, 계측지점의 암반강도는 정규화된 응력 정보를 산정하는데 필요한 인자로써, 본 연구에서는 수치해석적 적용(Double-Yield model, FLAC3D)을 통해 유도되었다. 암반강도 추정을 위해 현장에서 측정된 암반변형계수와 포아송 비가 수치해석의 입력자료로 사용되었으며, Goodman Jack 실험의 각 반복하중 별 실제 암반변위를 수치해석적으로 모사함으로써 그 추정강도의 신뢰성을 확보하였다.

3.3 손상도 진행곡선의 검증

손상도 진행곡선의 검증을 위해, 신규 AE 위치표정 알고리즘과 Weibul distribution model의 통계기법, 현장암반의 파 감쇄(wave attenuation) 특성, 그리고 프랙탈 이론(Fractal theory)을 적용하였다. AE 위치표정을 통해 절리암반 내 균열위치를 파악하고, 이후 통계적인 기법을 활용하여 암반 내 발생균열의 크기를 추정하였다. 또한 AE 센서에서의 균열 에너지가 아닌 균열발생 위치에서의 AE 균열 에너지를 산정하기 위하여 현장암반의 파 감쇄(wave attenuation) 특성을 측정하여 보정하였다. 한편 프랙탈 이론(Fractal theory)을 적용함으로써, 균열크기에 독립적인(scale-independent) 최대 AE 에너지를 추정하였다. 분석결과, 이 같은 방법을 통해 도출된 암반의 정량적인 손상도가 각 반복하중 별 손상도 진행곡선 상의 손상도와 매우 유사함을 알 수 있었다. 따라서 본 검증연구를 통해, 현장암반 내 손상도의 정량화가 AE 모니터링을 통해 가능함을 확인하였다.

4. 결론

동하중 조건 하에서의 KURT 화강암을 대상으로 한 실내실험 연구결과와 현장실험 그리고 수치해석적 적용을 통해, KURT 현장암반의 균열진전으로 인한 감쇄곡선(degradation backbone curve)을 확보하였다. 이를 바탕으로 현장암반의 AE 모니터링을 통해 실시간으로 정량적인 손상도를 성공적으로 산정할 수 있다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] Eberhardt E, Stead D, Stimpson B, Read RS (1998) Identifying crack initiation and propagation thresholds in brittle rock. Can Geotech J 35(2):222-233.

[2] Eberhardt E, Stead D, Stimpson B (1999) Quantifying progressive pre-peak brittle fracture damage in rock during uniaxial compression. Int J Rock Mech Min Sci 36:361-380.

[3] Martin CD (1993) The strength of massive Lac du Bonnet granite around underground openings. Ph.D. thesis, Department of Civil and Geological Engineering, University of Manitoba, Winnipeg, Man.

Microbial Activities for Gas Generation at Wolsung LILW Repository

Seho Choi[1], Sungwook Choung[1], Wooyong Um[1,2*], Jinbaek Park[3] and Seokhoon Kim[4]
[1]Pohang University of Science and Technology (POSTECH), Pohang, Korea
[2]Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Richland, WA, USA
[3]Korea Radioactive waste Management Corporation (KRMC), Daejon, Korea
[4]FNC Technology Co., Seoul, Korea
[*]wooyongum@postech.ac.kr

1. Introduction

Korea has been constructing a radioactive waste repository to dispose of Low- and Intermediate-Level radioactive Wastes (LILW). The operation of Wolsung LILW repository will last about 60 years in the future. After closing the underground radioactive waste disposal facilities, the repository is considered to be saturated by groundwater. Geochemical interaction of groundwater and LILW may cause several issues such as corrosion of steel containers, degradation of organic materials, and gas generation depending on a variety of LILW types[1,2]. Particularly, microbial activities in groundwater can accelerate the chemical reactions for gas generation, but it is not understood well so far. The objective of this study is to evaluate potential significance of microbial activities on interaction of LILW materials and groundwater using large-scale onsite experiments.

2. Methods

2.1 Large-Scale Onsite Experiments

Large-scale stainless steel pack (termed by 9-Pack hereafter) was prepared and setup in the cave at Wolsung LILW repository. Nine steel drums were placed in the 9-Pack after being packed with simulated LILW materials such as vinyls and cottons (Fig. 1). Groundwater was filled into the 9-Pack to simulate the saturated environments in the LILW repository after closure.

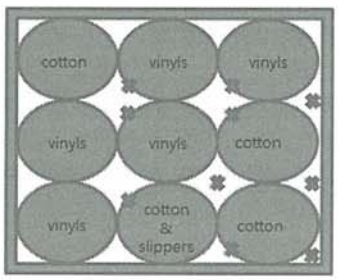


Fig. 1. Layout of the simulated LILW materials in 9-Pack

2.2 Geochemical Analyses

Chemical compositions of the groundwater samples were analyzed to determine the geochemical alteration inside the 9-Pack after groundwater saturation. The groundwater samples were collected before experiments, and additional samples were collected three times more at 7, 21, and 35 days after starting experiments.

For all groundwater samples, fundamental water quality parameters such as pH, oxidation-reduction potential (ORP), electrical conductivity (EC) and dissolved oxygen (DO) content were measured by multi-probes using Orion 5 star meter. Concentrations of anions (F^-, Br^-, Cl^-, NO_3^-, SO_4^{2-}, and PO_4^{3-}), cations (K^+, Na^+, Ca^+, Mg^{2+}, and Fe^{2+}), total organic carbon (TOC), glucose, isosaccharinic acid (ISA), and volatile fatty acid (VFA) were analyzed by using IC, ICP-AES, TOC-VCPH and HPLC-MS, respectively.

2.3 Analyses of Microorganisms

Microorganisms in the groundwater samples were analyzed to assess microbial activities during 63 days. The microbes were cultured under both aerobic and anaerobic conditions. The cultured badges were placed in the incubator at 37 °C for

3-5 days before use.

Population of microbes were counted as the colony numbers by a microscope. The DNA of microorganisms was analyzed to identify the microorganisms through gDNA extraction, amplification, and gene sequencing procedures.

3. Results & Discussion

Identified microorganisms are predominantly *Bacillus sp.*, and *Entrobacter sp.*, and *Klebsiella sp.* under aerobic and anaerobic conditions in the groundwater of Wolsung LILW repository. Population of both aerobic and anaerobic microorganisms in the 9-Pack increased up to 35 days (Fig. 2).

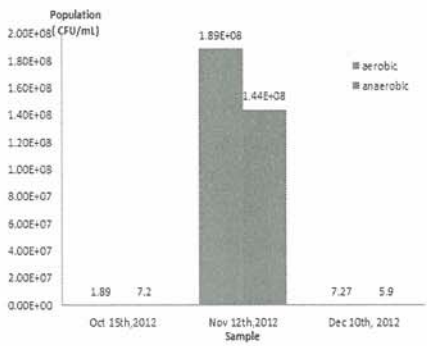


Fig. 2. Population of microorganisms in the 9-Pack after 7, 35, and 63 days reaction

Microbial activities in the 9-Pack was supported by decrease of DO and ORP (Fig. 3) values and increase of VFA as microbes' by-products after 35 days reaction. These geochemical changes are caused by the activities of aerobes[1] and/or facultative anaerobes. Facultative anaerobes such as *Entrobacter sp.* and *Pactobacterium sp.* are expected to play a major role in the deep LILW repository because of reduced oxygen condition.

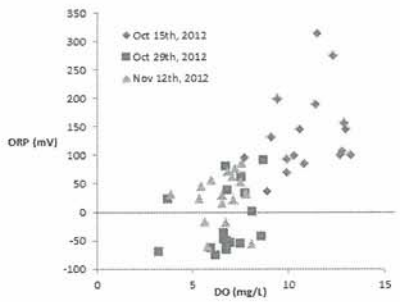


Fig. 3. Correlation of DO and ORP

Increased microorganism population at 35 days reaction sharply decreased after ~60 days. It could be caused by depletion of oxygen content. Although the facultative anaerobes survive by denitrification or sulfate reduction even in oxygen-deficient environments[1,2], there was no clear evidence of increasing population up to 63 days in this study. In addition, reportable amounts of gas generation was not detected in the 9-Pack up to 63 days reaction. Continuous reaction and additional samples analysis are scheduled to do for understanding of long-term gas generation and geochemical reaction by microbial activities in the 9-Pack environment.

4. References

[1] Subterranean microorganisms and radioactive waste disposal in Sweden, Engineering Geology, 52, pp.163-176, 1999.

[2] The chemical and microbial degradation of cellulose in the near field of a repository for radioactive waste, Waste Management, 20, pp.93-106, 2000.

단일 인공 균열 화강암반 내 단분산 콜로이드 크기에 따른 이동특성 연구

이상화[1*], 김정우[2], 백민훈[2], 정종태[2]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
shluvu@khu.ac.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물 심지층 처분을 위해서는 처분시스템의 장기 안전성 확보가 선행되어야 한다. 수만 년 이상의 처분시스템 설계수명을 고려할 때, 지하수는 처분장으로부터 생태계까지 핵종 이동 매질 역할을 하게 된다 [1]. 특히, 암반균열에서의 지하수 유속은 다른 이동경로보다 상대적으로 빠르기 때문에 암반균열 대상 실증실험 수행이 보수적인 안전성평가를 뒷받침하기에 유리하다. 유출된 핵종은 균열내부를 이동하면서 지하수 구성물질, 균열충전물질 등과 복잡한 상호작용을 한다. 특히, 지하수 내 존재하는 콜로이드는 높은 수착능으로 인하여 종종 핵종의 운반체 역할을 하기 때문에 핵종 이동을 촉진 또는 저하시킬 수 있다 [2]. 그러므로 유출된 핵종이동을 보다 정확히 이해하기 위해 콜로이드 이동 특성 실험과 같은 기초적 연구가 선행 되어야 한다. 본 연구에서는 단일 균열 화강암반에서 콜로이드의 크기별 이동특성을 컬럼 실험을 통하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 콜로이드 특성

자연적으로 발생하는 콜로이드는 크기가 일정하지 않기 때문에 본 실험에서는 구(球) 모양의 형광 단분산 latex microsphere를 사용하였다. 0.044, 0.1, 0.34, 1.0 μm의 직경을 갖는 네 가지 크기의 콜로이드를 사용하였고 이들은 각각 고유의 색(파장)을 띄고 있어 각 콜로이드 크기별 농도 측정이 가능하였다. 콜로이드 농도 측정에는 형광분광광도계(*HITACHI F-7000*)가 사용되었다 [3].

2.2 Column 실험

Fig. 1은 본 실험에 사용된 장비의 제원과 도면이다.

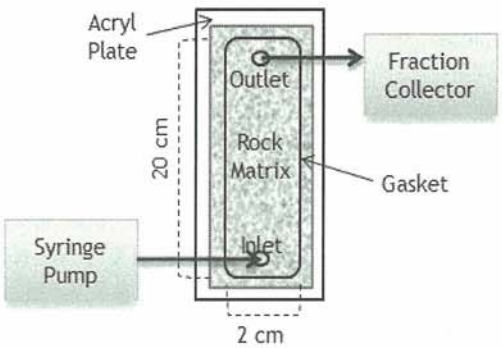


Fig. 1. Schematic diagram of the experimental apparatus

화강암반 블록을 두 아크릴판 사이에 위치시키고 아크릴판과 블록사이에는 용액이 새어나오지 않도록 gasket을 설치하였다.

2.2.1 추적자 이동 실험

콜로이드 주입에 앞서 균열의 특성 파악을 위해 비반응성 용질인 bromide를 사용하여 추적자 실험을 진행함으로써 공극 부피, 균열 간극, 체류시간 등을 산출하였다. 추적자의 선속도, 분산계수는 기본적인 이류-분산 방정식을 사용하여 수치적으로 계산되었다.

2.2.2 콜로이드 이동 실험

콜로이드 이동 실험에서는 초기농도(C_0) 400 ppm의 콜로이드를 컬럼에 20 분(약 1 pore volume)간 주입한 후 80분 동안 배경 용액(2mM $CaCl_2$)을 주입하였다. Fraction collector를 이용하여 5분 간격으로 컬럼 유출수의 콜로이드 농도를 측정하였다.

2.3 콜로이드 거동 분석

2.3.1 콜로이드의 파과 곡선

Fig. 2에 유출수에서의 콜로이드 상대농도를 시간에 따라 나타낸 파과곡선이다.

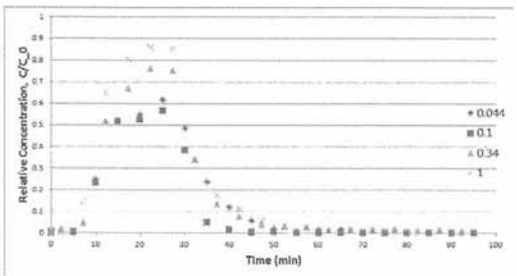


Fig. 2. Breakthrough curve comparing four different size colloids

위 파과곡선에서 미세하지만 콜로이드의 크기가 클수록 파과가 일찍 나타났다. 이는 콜로이드 크기가 커짐에 따라 균열 내에서 콜로이드의 평균 이동속도가 빠르다는 것을 의미한다. 균열 내에서 유속 분포는 포물선형을 갖는데 직경이 큰 콜로이드는 직경이 작은 콜로이드보다 콜로이드의 무게 중심이 유속이 가장 빠른 균열의 중심과 더 가깝기 때문에 작은 콜로이드보다 큰 콜로이드의 평균속도가 더 빠르게 나타나는 것이다.

2.3.2 물질수지 검사를 통한 회수율 계산

주입된 콜로이드의 총 질량과 컬럼 유출수에서 측정된 콜로이드의 총 질량의 비를 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Recovery percent for each size of microsphere

Microsphere Size (μm)	Recovery (%)
0.044	69
0.1	55
0.34	85
1.0	98

전체적으로 콜로이드의 크기가 클수록 회수율이 높은 경향을 보이는데 이는 Brownian motion의 영향으로 추정된다. Brownian diffusivity는 입자의 직경과 반비례 관계에 있어서 콜로이드의 크기가 작을수록 균열면과의 평균 충돌 횟수가 증가하여 균열면과의 반응 빈도가 증가하기 때문이다. 또한 latex microsphere는 pH 5 이상에서 음의 표면전하를 갖기 때문에 음으로 하전 된 균열면과 콜로이드 사이에 척력이 작용하는데, 크기가 작은 콜로이드는 크기가 큰 콜로이드보다 표면적이 작아 상대적으로 척력이 약하게 작용하여 균열면과의 반응이 조금 더 수월할 수 있다. 0.044 μm의 콜로이드가 0.1 μm의 콜로이드 보다 회수율이 높은 원인은 0.044 μm의 콜로이드가 화강암반 매질로 확산될 수 있을 만큼 충분히 작기 때문인 것으로 추정된다. Fig. 2의 파과곡선에서 0.044 μm의 'tail'이 긴 이유는 암반으로 확산되었던 콜로이드가 후반부에 다시 균열로 확산되어 나온 것으로 추정된다.

3. 결론

본 연구에서는 균열 암반에서 콜로이드의 크기가 콜로이드의 이동에 미치는 영향을 알아보기 위해 4 가지 다른 크기의 콜로이드를 사용하여 컬럼 실험을 수행하였다. 콜로이드의 크기에 따라서 평균속도와 회수율이 서로 다른 양상을 보였고 이는 균열 내 포물선형 유속 분포와 전기적 특성, 암반매질로의 확산, Brownian motion 등으로 해석되었다. 본 연구를 확대하여 균열 간극, 균열면의 roughness 등에 따른 콜로이드 거동 실험 결과를 추가함으로써 콜로이드 이동은 물론 핵종이동 예측에도 도움이 될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발사업인 처분안전성 신뢰도향상 기술개발과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 백민훈, 이재광, 최종원, "지하연구시설에서 핵종 및 콜로이드 이동연구 현황 분석", J. of K. Radioactive Waste Society, Vol.7(4), 243-253, 2009.

[2] R.W. Buddemeier, J.R. Hunt, "Transport of colloidal contaminants in groundwater :radionuclide migration at the Nevada Test Site", Appl. Geochem. 3 , 535-548, 1998.

[3] Hitachi F-7000 Fluorescence Spectro -photometer FL Solutions Program: Instruction Manual, Hitachi High-Technologies Corporation, 2006.

선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템 A-KRS의 공학적방벽 설계개선을 통한 처분효율 향상 효과 평가

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

1. 서론

사용후핵연료의 독성 및 부피 감소를 위해 파이로프로세싱 및 고속로를 연계한 선진핵주기 기술 및 고준위폐기물 처분시스템의 개발이 진행중에 있다. 처분시스템이 장기 안전성을 확보하기 위해서는 처분장 모암의 건전성 및 대규모 단열과의 최소거리 확보가 필수적이다. 따라서 처분면적의 감소는 부지요건을 만족하는 후보부지의 선택을 용이케 할 수 있다는 점에서 매우 의미있다. 따라서 본 연구에서는 기존 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템 A-KRS의 공학적방벽 설계개선을 통한 처분효율 향상 효과를 평가하고자 한다.

2. 해석조건 및 모델링

일반적으로 고준위폐기물 처분시스템의 처분간격은 처분시스템의 열해석 결과가 열적 제한치(완충재 온도 100℃ 미만)를 준수하도록 설정되며, 파이로폐기물 처분시스템의 경우 LiCl+KCl 염폐기물에 의해 처분면적이 결정된다[1].

파이로공정에서 발생된 세라믹폐기물의 열부하를 산출하기 위해 국내 사용후핵연료 발생예상량을 토대로 초기농축도 4.5wt%, 방출연소도 55 GWd/MtU의 PWR Plus 7 핵연료를 기준핵연료로 선택하였다. 원자로 방출 후 10년 냉각 후 파이로 공정(물질수지 2.6.0 기준)을 거친 염폐기물이 30년간 냉각된 뒤 처분되는 것으로 가정하였으며, 시간에 따른 열적 부하는 ORIGEN-ARP 코드를 통해 산출하였다.

파이로공정에서 발생된 폐기물은 기존 한국원자력연구원에서 개발한 선진핵주기폐기물 처분시스템 A-KRS 개념에 따라 처분되는 것을 가정하였다[1]. 각각의 설계개선방안에 따라 ABAQUS 코드를 이용해 유한요소 해석모델을 수립하고, 열해석을 수행하였다. 열해석에는 KURT에서 측정된 암반 물성치 및 경주산 칼슘벤토나이트의 물성치를 이용하였다. 해석영역은 지하 1000m까지로 설정하였으며, 지표온도 10℃, 지하 1000m에서 40℃, 지열구배 3℃/100m로 가정하였다. 그림 1은 해석에 사용된 처분시스템 개념 및 유한요소모델을 나타내고 있다.

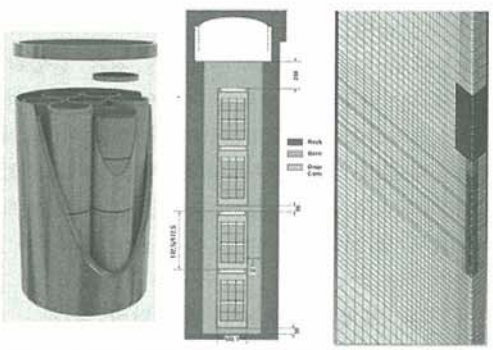


Fig. 1. Disposal concept of A-KRS and FEM model

3. 설계개선 방안에 따른 최적 처분간격 평가

3.1 고효율 이중구조 완충재 적용

현재 한국원자력연구원에서는 처분시스템의 열적 성능을 향상하기 위해 첨가제를 통한 고효율 완충재 개발을 진행 중에 있으며, 이를 통해 열전도도를 기존의 약 20%가량 향상시킬 수 잇을 것으로 예측된다[2]. 이를 반영해 기존 외부 경주산 칼슘벤토나이트 내부 첨가제 첨가 고열효율 완충재의 이중구조 완충재 개념을 도입하고, 1/4에서 4/4까지 총 4가지 내-외부 완충재 비율에 대한 열적 성능평가를 수행하였다.

그 결과 1/4에서 4/4까지 총 5가지 완충재 비율에서 최소 처분간격은 각 6.60m, 6.39mm, 6.18m, 5.90m로 평가되었다. 각 처분공 간격 감소 효과와 처분장의 장기 거동 안전성 측면을 종합하여 고려하였을 때 최적 내-외부 완충재 비율은 2/4로 판단된다.

3.2 처분용기 개선

처분시스템의 처분효율을 향상시키기 위해 기존 처분용기의 반경 및 높이를 5cm씩 증가시켜 열전달 면적을 증가시고 체결부위의 설계을 보완한 처분용기 개선이 진행되었다.

처분용기 개선 결과 최소 처분간격은 6.29m로 평가되었다.

3.3 고효율 이중구조 완충재 및 처분용기 개선

앞서 가장 효과적일 것으로 평가되었던 내-외부 비율 2/4의 고효율 이중구조 완충재 및 처분용기 개선결과를 종합한 결과 최소 처분간격은 5.86m로 평가되었다.

3.4 처분터널 배치

처분터널 배치 효과를 평가하기 위해 단일터널, 이중터널, 다중터널 모델을 수립하고 최적 처분간격을 평가하였다. 고효율 이중구조 완충재 및 처분용기 개선을 적용한 경우 최소 처분간격은 단일터널에서 5.47m, 이중터널에서 5.61m, 다중터널에서 5.86m로 평가되었다.

4. 설계개선에 따른 처분면적 평가

설계개선에 따른 처분면적 감소효과를 평가하기 위해 처분대상 사용후핵연료의 총량을 2만 톤으로 가정하고 처분면적을 평가하였다. 이 경우 처분대상 처분용기는 총 252개로 4개 용기를 1개의 수직공에 처분하는 경우 62개의 처분공이 필요하다.

가장 효과적인 것으로 평가된 고효율 이중구조 완충재 및 처분용기 개선을 적용해 기존 A-KRS 처분개념에 따라 총 8개의 처분터널을 가정한 경우[1] 처분면적은 표 1과 같다.

한편, 고효율 이중구조 완충재 및 처분용기 개선을 적용해 처분공 간격을 6m로 두고, 처분터널 배치를 조정하여 계산된 처분터널 면적은 표 2와 같다.

Table 1. Design improvement measures and disposal areas (8 tunnel)

	ref	2/4	in	in
Min. hole pitch [m]	8	6.39	6.29	5.86
Optimum hole pitch [m]	8	6.5	6.5	6
Optimum tunnel length [m]	280	230	230	215
Disposal area [km^2]	0.078	0.064	0.064	0.060

Table 2. Disposal area according to the disposal tunnel arrangement

Tunnel #	2	4	6	8
hole #/tunnel	128	64	43	32
Tunnel length [m]	820	415	285	215
Disposal Area [km^2]	0.033	0.050	0.057	0.060

평가 결과, 처분터널 길이를 고려했을 때 최적 처분터널 배치는 4개의 처분터널을 배치하는 것으로 판단된다.

5. 결론

첨가제를 통한 고효율 이중구조 완충재, 처분용기 개선, 복합효과, 처분터널 배치에 따른 처분시스템의 ABAQUS 열해석을 통해 완충재 온도가 100℃를 초과하지 않는 최적 처분간격을 평가하고 처분면적 감소효과를 평가하였다. 고효율 이중구조(2/4) 완충재 및 처분용기 개선, 4개 처분터널 배치방안이 가장 효과적인 처분면적 감소방안으로 도출되었으며, 최적 설계개선 방안을 적용하면 처분면적은 0.050 km^2로 평가되었으며, 이는 기존 A-KRS 처분면적인 0.078 km^2의 64%로 처분면적 감소효과가 있음을 확인하였다. 향후 이를 토대로 처분효이 향상된 선진핵연료 고준위폐기물 처분시스템(A+KRS)의 설계가 가능할 것으로 판단된다.

6. 감사의 글

본 논문은 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

[1] 최희주 외, "고준위폐기물 장기관리기술 개발 - 처분시스템 개발", KAERI/RR-3414/2011, 한국원자력연구원 (2012), pp. 662-731 .

[2] 이종표, 최희주, 이민수, 국산 압축벤토나이트 완충재의 첨가제 혼합을 통한 열전도율 향상, 한국방사성폐기물학회논문요약집, Vol 10(2) 2012, pp. 367-368.

Deployment of Radioactive Waste Disposal Facility with the Introduction of Nuclear Power Plants (NPP) in Kenya

Anthony Shadrack* , Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, Dept of Nuclear Power Plants Engineering,
1446-1 Shinam, Seoseng-Myeon, Uljin, 689-882, Korea
ashadrack6@gmail.com

1. Introduction

Safe management of radioactive waste is a national responsibility for sustainable generation of nuclear power. The republic of Kenya is set to become the second African nuclear power generation country after South Africa. The nuclear power program will inevitably generate radioactive wastes including low- and intermediate radioactive waste (LILW) and spent fuel. These wastes are hazardous to human health and the environment and therefore, a reliable radioactive waste disposal facility becomes a necessity.

This paper describes Kenya's basic plans for the disposal of radioactive wastes expected from the nuclear program. This plan is important as an initial implementation of a national Low to intermediate level wastes (LILW) storage facility in Kenya. In Kenya, radioactive waste is generated from the use of radioactive materials in medicine, industry, education and research & development. Future radioactive waste is expected to arise from nuclear reactors, oil exploration, radioisotope and fuel production, and research reactors as shown in table 1.

Table 1. Current & future radioactive waste in Kenya

Waste form	Waste generated
Research reactors	EW,VLLW,LILW,HLW,SF,SSS
Fuel production	VLLW-UW,LLW-UW
Radioisotope facility	EW,VLLW,LILW,HLW,SSS
Nuclear reactors	EW,VLLW,LILW,HLW,SF
Oil exploration	NORM
Research	EW,VLLW,LLW
Medicine	EW,VLLW,LLW
Industry	EW,VLLW,LILW,SSS
Agriculture	EW,VLLW,LILW,SSS

1.1 Kenya's nuclear power environment

The Kenyan nuclear program is in its infancy. It started in 2008 with the creation of the nuclear energy project (NEP). The program was spearheaded at the 53rd IAEA Annual General Conference in Vienna. In 2012, the Kenya Nuclear Electricity Board was established.

Kenya has signed and ratified 10 Treaties including Non-Proliferation Treaty (NPT), Comprehensive Safeguards Agreement (CSA), Convention on Physical Protection of Nuclear Materials (CPPNM), Additional protocol under the nuclear non-proliferation Treaty (APNPT), CPPNM amendment to the physical protection of nuclear materials (CPPNME), the Small Quantities Protocol under the nuclear non-proliferation Treaty, the African Cooperative Agreement for Research Development, and Revised Supplementary Agreement concerning the provision of Technical assistance by IAEA – Article XI [1].

The country plans to employ nuclear energy by 2022 following the timeline of between 2022 and 2031 as shown in table 2.

Table 2. Cumulative reactors to be installed in Kenya [2]

Year	Cumulative reactors
2022	1
2023	1
2024	1
2025	1
2026	2
2027	2
2028	2
2029	3
2030	3
2031	4

2. Radioactive waste generation

LILW generated at NPPs consists of combustible and non-combustible dry active waste (DAW), spent resin (SR), spent filter (SFR), and concentrated waste (WC). In Korea, all radioactive wastes are stored at reactor sites pending disposal from 2014 at the Wolsong LILW repository.

Yearly generation volume of drums and waste streams for LILW for each waste that has been produced at nuclear power plants in Korea in the year 2000 is shown in table 3 with two units [3].

Table 3. Drums of LILW streams generated in Korea [3]

Site	Dry active waste	Spent Resin	Spent Filters	Conc waste	Total
Kori-1	804	60	0	60	878
Kori-2	280	25	5	25	338
WOL1	178	25	8	25	211
WOL2	92	66	1	66	159
YGN-1	282	119	0	119	448
YGN-2	160	25	0	25	244
ULN-1	304	109	39	109	517
ULN-2	295	0	0	0	338

A reference Korean nuclear power reactor generates around 200 drums (200 ℓ/drum) per reactor year. This implies that Kenya, which intends to install 4 nuclear

reactors by 2031 using Korean specifications, will generate 36,800 drums (200 ℓ/drum) after 50 years of operation as shown table 4.

Table 4. Cumulative drums (200 ℓ/drum) in Kenya by 2072

Timeframe	No. of NPPs	Drums/yr	Cumulative
2022-2025	1	800	800
2026-2028	2	1,200	2,000
2029-2030	3	1,200	3,200
2031-2072	4	33,600	36,800

3. Disposal alternatives of spent fuel

As for spent fuel, the IAEA offers third party disposal schemes, thereby making lease-take-back fuel supply arrangements more credible. This concept is called international storage and is not against international treaties and conventions. It is suitable to countries with small nuclear power or with no nuclear programs, but with research, medical and industrial wastes.

Spent fuel is stored in cooling ponds at reactor sites to remove the heat generated during radioactive decay and allow the station to operate while disposal options are considered. This concept is suitable for new entrants who are introducing nuclear program for the first time. Spent fuel can also be disposed of directly to repository. This option is suitable for states with many NPPs with operational experience and stable geological conditions.

4. LILW repository program

There is no national programme for the disposal LILW arising from the operation of NPPs and the capacity for the storage of radioactive wastes is undecided. There is no substantial research & development on radioactive waste disposal at the moment. To include radioactive decommissioning wastes, a storage facility of more than 36,800 drums (200 ℓ/drum) capacity need to be constructed at the NPPs sites.

The only radioactive waste management project that is ongoing is the construction of a central radioactive waste processing facility (CRWPF) mandated to handle environmental monitoring and immobilize VLLW [4]. There are two options that Kenya can choose to carry out repository program: 1) introducing both repository and nuclear programs concurrently or 2) introducing the program after the introduction of nuclear program.

5. Discussion

The present study has established a radioactive waste disposal reference facility for Kenya by considering already existing storage and disposal facilities in the Republic of Korea. This study considered radioactive waste generation data of a Korean NPP. The analysis of radioactive waste facility considered two aspects (introducing both repository and nuclear power programs concurrently or introducing the repository program after introducing nuclear program).

6. Conclusion

The best strategy is to store the LILW and spent fuel temporarily within reactor sites pending construction of a centralized interim storage facility or final disposal facility. The best philosophy is to introduce both repository and nuclear power programs concurrently. Research & development on volume reduction technology and conceptual design of disposal facility of LILW should be pursued.

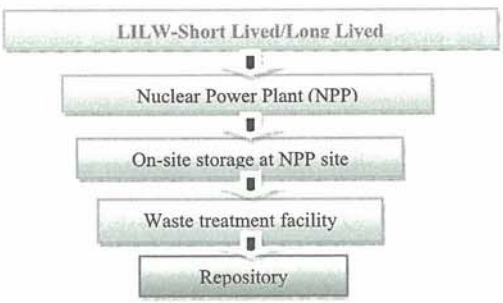


Fig. 1. strategy for safe management of LILW

7. REFERENCES

[1] Nuclear Energy for industrialization (2012). A case study of Kenya's vision 2030, Personated to the Dialogue Forum on "Long term prospects for nuclear energy in the post-
Fukushima era"
[2] Kenya Least Cost Power Development Plan 2011/2031
[3] Proceedings of the Waste Management Symposium, Tuscon, AZ (2003). Economic assessment on vitrification facility of LILW in Korea.
[4] International Atomic Energy Agency (2007): Technical Cooperation Programmes in Kenya

EW: Exempted waste
VLLW: Very low level waste
LLW: Low level waste
LILW: Low – and intermediate level waste
HLW: High level waste
SF: Spent fuel
VLLW-UW: Very low level uranium waste
LLW-UW: Low level uranium waste
NORM: Naturally occurring radioactive materials
SSS: Spent sealed sources

중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 유치지역지원에 관한 특별법 제18조의 적용대상에 대한 법해석

장군현*, 김상원, 안상규, 안형준, 장원준, 조승호
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
k363cgh@kins.re.kr

1. 서론

'06. 7, 한수원(주)는 월성 원전 부지에 2016년까지 사용후핵연료를 저장할 수 있는 용량의 조밀건식저장시설(이하 "부지내저장시설"이라 한다) 건설을 위한 운영변경허가를 신청하였으나 경주시 지자체 및 시민단체에서 방폐장 관련 특별법의 관련 규정에 위반된다는 주장을 제기하였다.

이 주장에 의하면 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 유치지역지원에 관한 특별법(이하 "유치특별법"이라 한다) 제18조의 규정에는 「원자력안전법」 제2조제5호에 따른 사용후핵연료의 관련 시설(이하 "금지시설"이라 한다)은 유치지역에 건설되어서는 아니된다고 되어 있으므로 사용후핵연료의 관련 시설인 "부지내저장시설"의 건설을 위한 운영변경허가가 허용되어서는 아니 된다는 것이다.

여기서 관건은 "부지내저장시설"이 "금지시설"에 해당하는 것이냐 하는 것인데, 유치특별법 제18조 법조문만을 문자 그대로 해석한다면 "부지내저장시설"도 「원자력안전법」 제2조제5호에 따른 사용후핵연료를 저장하는 시설로서 유치특별법 제18조에서 말하는 사용후핵연료 관련시설로서 "금지시설"에 해당하는 것으로 해석하는 것이 일반적일 것이다.

이러한 해석에 따르면 월성 원전부지에 "부지내저장시설"이 설치되지 못하여야 함에도 불구하고 설치허가가 발급되고 설치되었다. 그렇다면 어떠한 법해석방법 , 법해석원리 및 법리적 근거로 설치변경허가가 발급되고 실제로 설치되었는지 명확하게 할 필요가 있다.

2. 법률해석방법 및 법해석원리

법률해석이란 일반적.추상적으로 규정된 법규정의 의미와 내용을 특정한 사건에 구체적으로 적용하여 그 의미와 내용을 명확히 하는 것이다. 즉, '「원자력안전법」 제2조제5호에 따른 사용후핵연료의 관련 시설은 유치지역에 건설되어서는 아니된다'라고 명시한 유치특별법 제18조의 규정을 대전제로 하며, 실제적인 원전사업자의 "부지내저장시설"의 설치를 위한 운영변경허가 신청행위를 소전제로 하여 그 결과를 도출해 내는 것이다.

법률해석의 방법으로 문리해석, 역사적 해석, 논리적 해석 및 목적론적 해석 등 4가지가 있다.

여기서 문리해석은 법문자의 의미 중심의 해석방법으로서 대전제 = 소전제가 되어 "부지내저장시설"의 건설변경허가가 불가능하다.

그런데, 현재 대법원 판례(1989.9.12, 87도 506) 등에 의하면 죄형법정주의 원리 등을 기반으로 엄격하게 법을 적용하여야 하는 형법 등을 제외하고는 일반적으로 논리적 해석을 포함한 목적론적 해석 방법을 취하고 있다. 목적론적 해석이란 법문의 의미와 입법의 목적, 입법을 통해서 추구하려는 이념과 가치, 현재의 상황에 대한 인식과 분석, 전체 법질서의 체계와 논리적으로 부합되는 해석의 한계 등을 고려하여 해석하는 방법이다. 그리고, 법령의 각 개별규정은 고립하여 존재하는 것이 아니라, 개별법령규정이 상호 유기적으로 결부하면서 종합적인 법제도·법령체계를 구성하는 것이며 이들 규정 사이에는 조화의 관계 내지 균형의 관계가 존재하지 않으면 안 된다. 즉, 법령의 내용은 헌법과 상위법령, 다른 관련법령의 내용 및 나아가서는 법원이나 헌법재판소의 판결이나 결정과 상충되거나 모순되지 아니하고 조화와 균형을 이루어야 한다. 이러한 조화성은 새로운 법령이 기존의 국법체계 전반과 유기적 통일성을 이루어 모순 없는 체계를 이루어져야 하는 것으로 법 해석시 고려되어야 할 요소이다. 이러한 해석관점에서 볼 때 "부지내저장시설"이 "금지시설"에 해당하는 지에 대한 여부는 유치특별법의 입법취지, 과잉금지의 원리 등 헌법 원칙을 고려하여 종합적으로 결정되어져야 할 것이다.

3. 유치특별법 제18조 적용대상 여부

3.1 유치특별법의 목적·입법취지 등의 관점에서

유치특별법의 제정 목적 등 입법취지가 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 적극추진을 유도하기 위

한 것이라는 것은 법제정당시 제정이유 및 법내용을 보면 명백하다. 따라서, 예외적인 성격을 가진 유치특별법 제18조의 법조문 의미를 이러한 유치특별법의 입법취지 및 법의 목적 달성과 연관하여 해석되어야 할 것이다. 유치특별법이 제정된 가장 큰 목적은 주민혐오시설에 대한 반감을 상쇄할 정도의 지원내용의 확정 및 지원체계를 구축하기 위한 것이다. 따라서, "금지시설"은 유치특별법상 지원내용의 효과를 상쇄시키거나 감소시킬 수 있는 시설의 성격을 가져야 할 것이다. 유치특별법의 제정 당시 적용 지역은 원전사업부지를 망라한 전 국토를 대상으로 하고 있는 바, 이미 존재하는 원전사업부지 내의 관계시설인 사용후핵연료임시저장시설은 고려대상으로 하고 있지 않았으며 그 존재가 문제가 되지도 않았다. 즉, 기존 원전사업의 존재 및 일부 변경은 유치특별법상 지원내용의 효과를 상쇄시키거나 감소시킬 수 있는 정도가 되지 못한다고 판단된다. 그리고, 습식저장조의 수용한계시점 도달을 고려한 "부지내저장시설"의 증설은 원자력안전법에 의한 해당 원전의 안전성을 제고하기 위한 것으로 중·저준위방사성폐기물 처분시설의 존재 여부와 관계없이 원전의 필수적인 시설로서 동 시설의 설치 여부는 중·저준위방사성폐기물 처분시설의 유치를 위한 흥정의 대상이 될 수 없다.

3.2 헌법 원리인 과잉금지(비례)의 원칙 관점에서

헌법 원리인 과잉금지(비례)의 원칙이란 행정주체가 구체적인 행정목적을 실현함에 있어서 그 목적과 수단 간에는 합리적인 비례관계가 유지되어야 한다는 것인데 "부지내저장시설"이 "금지시설"에 포함된다고 해석할 경우 "부지내저장시설"을 월성원전부지내에 추가 설치하지 않아 받는 이익보다 미설치로 인하여 발생할 수 있는 불이익이 훨씬 크다 할 것이다. 즉, 기존 원전부지내 저장시설의 추가설치로 인하여 유치지역 주민이 받는 이익보다 그 미설치로 인하여 습식저장조의 수용한계시점 도달시 국민 및 원전사업자 입장에서 원전안전성 문제로 인하여 받게 될 불이익이 엄청 더 크다 할 것이다. 따라서, 유치특별법 제18조의 "금지시설"에 "부지내저장시설"이 포함된다고 해석된다면 동 조문은 위헌이 되어 무효가 될 것이다.

3.3 헌법 원리인 평등의 원칙 관점에서

월성원전부지에 "부지내저장시설"을 추가설치하지 못한다고 법해석이 된다면 월성원전의 습식저장조 수용한계시점 도달시 독립적인 고준위방사성폐기물(사용핵연료) 저장시설이 설치되어 있지 않는 한, "부지내저장시설"을 원성원전부지외 타원전부지내에 설치하거나 한계초과 사용후핵연료를 타원전부지내로 이동할 수 밖에 없다. 유치특별법의 존재가 없을 경우 당연히 월성원전부지에 설치될 "부지내저장시설"이 유치특별법의 존재로 인하여 타원전부지에 설치된다면 타원전부지 지역주민이 반사적으로 손실을 입게 될 것이다. 이러한 해석은 헌법상의 평등권에 위반되어 해당 유치특별법의 제18조는 무효가 될 것이다.

4. 결 론

목적론적 해석방법의 관점에서 볼 때 헌법재판소에서는'일반적으로 어떤 법률에 대한 여러 갈래의 해석이 가능할 때에는 원칙적으로 헌법에 합치되는 해석 즉 합헌해석을 하여야 한다. 왜냐하면 국가의 법질서는 헌법을 최고법규로 하여 그 가치질서에 의하여 지배되는 통일체를 형성하는 것이며 그러한 통일체내에서 상위규범은 하위규범의 효력근거가 되는 동시에 해석근거가 되는 것이므로, 헌법은 법률에 대하여 형식적인 효력의 근거가 될 뿐만 아니라, 내용적인 합치를 요구하고 있기 때문이다'라고 판결(헌법재판소1989.7.21, 89헌마38)하여 헌법합치적 법률해석을 요구하고 있다. 이 판례에 따르면 "부지내저장시설"이 "금지시설"에 해당할 수도 있고 그러하지 않을 수도 있을 때 헌법에 합치되도록 해석하여야 한다는 것이다. 따라서, "부지내저장시설"이 "금지시설"에 해당한다고 해석하는 경우에는 상기와 같이 헌법상 평등권 및 과잉금지의 원칙에 위배되므로 유치특별법 제18조의 규정은 "부지내저장시설"에는 적용되지 않는다고 할 것이다. 그리고 유치특별법이 원전의 안전성을 볼모로 하면서까지 중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 부지확보를 목적으로 하고 있는 것은 아니므로 "부지내저장시설"은 "금지시설"이 아니라고 단정할 수 있다. 다만, "부지내저장시설"의 설치가 습식저장조의 수용한계시점에 대비한다는 시급성이 전제되어야 할 것이며, 단순히 타지역원전의 사용후핵연료를 저장하기 위하여 설치하는 것은 유치특별법의 허점을 악용하는 탈법행위가 되므로 지양되어야 할 행위이다.

5. 참고문헌

[1] 법제연구원, 입법심사의 체계와 방법론.

제2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

철근콘크리트 구조물의 한계수명 타당성 검토

권기정[1*], 정해룡[1], 김도겸[2], 김건영[3]
[1]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
[2]한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283
[3]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kjkwon@krmc.or.kr

1. 서 론

콘크리트는 본질적으로 내구적인 재료이다. 만약 노출환경에 대하여 적절히 설계되고 좋은 품질관리로 생산된다면 콘크리트는 극한 부식환경이 아니면 보호코팅을 하지 않아도 수십년간 유지관리가 필요없는 성능을 발휘할 수 있다.

그러나 콘크리트는 적절한 조치가 취해지지 않는다면 다른 다양한 노출에 취약하다. 콘크리트의 손상은 3가지 주요성분(골재, 페이스트, 철근)중에서 어느 하나의 열화에 의하여 발생하며, 이는 화학적 또는 물리적 원인에 기인할 수 있다. 내구성을 연구하는데 있어서 가장 어려운 점은 단기적인 실험에 근거하여 장기간의 콘크리트 거동을 예측하는 것이다. 이를 위해 콘크리트 구조물의 성능저하 인자에 따라 요구되는 내구성능을 평가하기 위한 다양한 수학적 모델 기법이 개발되어 있으며.

본 연구에서는 개발된 모델기법을 사용하여 열화인자별 평가를 실시하였고, 아울러 콘크리트 구조물의 가장 중요한 열화인자에 대한 한계수명 상태를 정의하고, 그 타당성을 검토하였다.

2. 본 론

2.1 콘크리트 배합 및 설계 조건

본 연구는 해양환경에 노출 위험이 있는 일반적인 철근콘크리트 구조물에 사용되는 콘크리트 배합비를 적용하였다[Table 1]. 설계조건은 [Table 2]에 나타내었다.

Table 1. Concrete mix design

Type	W/C (%)	S/a (%)	Proportion(kg/m³)							
			W	C	F/A	G 3/4"	S1	S2	WRA	AEA
A	40.0	38.4	206	412	103	961	357	241	2.31	0.128
B	35.0	35.7	206	470	117	961	318	215	3.64	0.188

Table 2. Design information of concrete

Depth of concrete (mm)	Cover depth of concrete (mm)	Diameter of reinforcing steel (mm)
1,000	100	28.7

2.2 철근콘크리트 구조물의 열화인자

철근콘크리트 구조물의 대표적인 열화인자로는 황산염 및 마그네슘 침입, 수산화칼슘 침출, 알칼리-혼합재 반응, 탄산화, 산의 침입, 그리고 철근 부식 등을 들 수 있다. 이 중 중요할 것으로 판단되는 황산염 및 마그네슘 침입, 수산화칼슘 침출, 철근부식에 대해 평가하였다.[(1)(2)]

2.3 열화인자별 평가 방법

황산염 및 마그네슘 침입에 대한 영향은 Atkinson & Hearne(1990)[(3)]의 경험모델과 역학적 모델식을 적용하였으며, 수산화칼슘 침출은 Walton et. al., (1990)[(4)]의 수축코어 모델을 사용하였다. 마지막으로 철근 부식에 대한 평가는 염화물 확산 모델을 이용하여 철근부식 개시시간 예측하였고, 철근 부식속도는 US DOE의 천층 처분시설에 적용된 10^{-5} m/yr를 보수적으로 적용하였다.[(5)] 상기의 다양한 수학적 모델을 적용하여 주요한 열화인자를 평가하였다.

3. 고 찰

일반적인 관점에서는 철근콘크리트 구조물에 있어서 콘크리트의 열화속도 보다는 철근의 부식으로 인한 기능상실 속도가 더 빠르다고 볼 수 있다. 따라서, 철근콘크리트 구조물을 평가함에 있어 인장력을 담당하게 되는 주철근의 부식으로 인해 주철근 단면적의 감소로 주어진 하중을 더 이상 받지 못하는 시점에서 구조적 수명을 다하게 된다고 가정할 경우, 해당시점을 철근콘크리트 구조물의 한계수명 상태로 정의할 수 있다. 이 시점을 본 연구에서는 주철근량의 50%가 부식한 시

점으로 정의하고 해당 철근콘크리트 구조물의 구조해석 결과 주철근량의 50%가 손실 되더라도 설계기준 철근량을 초과하는 것으로 나타났다.

부가적인 관점에서 볼 경우에 있어서는 철근콘크리트 중의 철근이 부식되어 팽창할 경우에 있어서 팽창압에 의한 콘크리트의 균열을 생각할 수 있으며, 일반적으로 철근의 부식팽창으로 인한 균열은 콘크리트 피복방향으로 발생하게 된다. 그러나, 보수적인 관점에서 철근의 부식팽창으로 인한 콘크리트의 균열을 부식이 일어나는 주철근에서 피복방향 뿐만 아니라 콘크리트 압축단으로도 발생할 수 있다는 관점 하에 안전성을 고려할 필요가 있다. 이러한 가정 하에서 유한요소해석 등을 동원한 이론적인 해석 결과, 주철근부식량의 50% 시점까지는 콘크리트 표면부로부터 20cm 정도까지만 균열이 발생, 영향을 미치게 됨을 예측할 수 있었다.[6]

철근콘크리트 구조물에 대한 구조해석 및 철근부식 모델링을 통해 한계수명에 대한 정의는 타당한 것으로 평가되었다.

4. 결 론

주요 열화인자에 대한 열화 평가결과는 다음과 같다.

황산염 및 마그네슘에 의한 콘크리트 열화속도는 1.3×10^{-3} cm/yr 이하로 나타나, 처분시설 사일로 콘크리트 구조물의 두께를 고려하였을 경우에 황산염과 마그네슘 침입에 의한 콘크리트 열화는 38,000년 이상으로 그 영향이 크지 않는 것으로 나타났다.

수산화칼슘 침출은 1,000년의 기간 경과에서 수산화칼슘 유출 깊이는 약 1.5 cm 이하로서 그 영향이 미미한 것으로 평가되었다.

가장 중요한 열화인자인 철근 부식에 대해서는 염화물확산 모델을 적용하여 철근부식 개시시간이 배합비 A에서는 1,648년, 배합비 B에서는 2,141년이 소요되는 것으로 예측되었다. 또한 주철근량 50%가 부식되는데는 US DOE의 천층 처분시설에 적용된 10^{-5} m/yr를 사용하였을 경우 421년이 소요되는 것으로 나타났다.

그러므로 본 연구에서 검토된 철근콘크리트 구조물의 한계수명은 배합비 A에서는 2,069년, 배합비 B에서는 2,562년인 것으로 나타났다.

5. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(2009T100100523)

6. 참고문헌

[1] KEPRI, 2001, 원전콘크리트 구조물 잔존수명 예측에 관한 연구.

[2] (사)한국콘크리트학회, 2009, 콘크리트 표준시방서 해설.

[3] Atkinson A. and J.A. Hearne, 1990, "Mechanistic models for the durability of concrete barriers exposed to sulfate-bearing groundwaters," in Scientific Basis for Nuclear Waste Management XIII, V.M. Oversby and P.W. Brown eds., MRS. Symposium Proceedings, Vol. 176, p. 149-156.

[4] Walton, J. C., L. E. Plansky, and R. W. Smith, 1990, Models for Estimation of Service Life of Concrete Barriers in Low-level Radioactive Waste Disposal, NUREG/CR-5542.

[5] (사)한국콘크리트학회, 2011, 사일로 콘크리트 열화평가 자문 보고서.

[6] 한국방사성폐기물관리공단, 2011, 철근부식 모델링 보고서.

환경동위원소를 활용한 중·저준위 폐기물처분장 부지의 지하수 진화특성연구

오승주[1*], 권장순[1], 홍석휘[1], 고용권[1], 하창용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북부동 116-3
ohseungju@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물 처분장은 지층처분은 폐기물을 외부로 부터 장기적이고 안전하게 고립시키기 위하여 지하 수백 미터의 심도에 건설된다. 따라서 처분장의 설계, 건설 및 운영의 전 과정에 걸쳐서 심부 지질환경의 지화학적 조건은 처분장의 안정성을 평가하는데 매우 중요한 인자로 활용된다. 본 연구지역에서는 중·저준위 방사성폐기물 처분장 부지의 수리화학적 특성을 이해하고 이를 조절하는 요인을 규명하고자 장기간에 걸친 지하수 모니터링을 수행하여 처분 부지내의 수리화학적 변화를 예측하고 있다. 그러나 용질 농도의 화학분석 결과만으로는 처분 부지 현장의 지화학적 환경을 해석하는데 어려움이 있다. 이에 본 연구에서는 앞서 수행한 처분 부지의 수리 화학적 변화를 다양한 환경동위원소연구 결과를 통하여 설명하고자 하였다.

2. 본론

2.1 연구지역

연구 지역은 경주시 양남면 봉길리 지역으로 해안에 접하고 있으며 서쪽의 해발고도가 동쪽에 비해 상대적으로 높아 동쪽으로 완만하게 경사를 이루고 있다. 처분부지의 반경 1km의 모암은 화강암류로서 화강섬록암 및 섬록암으로 산출된다[1]. 지역적으로 파쇄대가 존재하며 단열광물은 몬모릴로나이트, 제올라이트광물, 녹니석, 일라이트, 방해석순으로 산출되며 단일 광물로 산출되는 경우가 매우 드물고 여러 점토광물의 집합체로 산출된다[2].

2.2 연구방법

연구지역의 시료 채취대상은 지표수, 시추공 지하수, 해수이며, 시추공 지하수의 경우 다중 패커 시스템을 적용하여 시추공을 구간별로 격리하여 심도별 시료채취가 이루어졌다.

수리화학 분석을 위한 시료채취와 함께 동위원소분석용 시료를 현장에서 전처리과정을 거쳐 채취하였다. 산소, 수소 및 스트론튬 동위원소 분석을 위한 시료는 0.45μm 셀룰로즈 질산염 막필터로 여과하여 60ml 채취하였다. 탄소 동위원소는 가능한 주의를 기울여 빠른 시간 내에 NaOH를 첨가하여 pH를 10 이상으로 유지한 후 $BaCl_2$를 첨가하여 $BaCO_3$의 형태로 침전시켰다. 황동위원소는 $BaCO_3$ 가 함께 침전하는 것을 막기 위해 HCl을 이용하여 pH를 4 이하로 낮춘 후 $BaCl_2$를 첨가하여 $BaSO_4$ 형태로 침전시켰다. 연구에서 제시된 $\delta^{18}O$, δD, $\delta^{13}C$, $\delta^{34}S$, $^{87}Sr/^{86}Sr$의 분석은 한국기초과학지원연구원의 열이온화 질량분석기(Model VG Sector 54-30)를 이용하여 수행하였다.

3. 결과 및 토의

지표수의 총용존고체함량(TDS)은 123.5~380mg/L의 범위를 나타내었으며, 대부분 Ca-Na-HCO_3 형을 나타낸다. 지하수의 경우 Ca-HCO_3, Ca-Na-HCO_3 유형을 보였으나 시간이 지남에 따라 일부 시추공의 상부 구간에서 Na-Cl형과 Ca-(Na)-Cl형으로 진화하는 양상을 보였으며 TDS 또한 증가하였다. 본 연구지역이 해안가에 접하고 있어 해수의 영향으로 판단하였으며 변화에 따른 동위원소의 변화 양상을 기술하였다.

3.1 산소 및 수소 안정동위원소

해수의 영향을 받은 지하수와 해수의 $\delta^{18}O$와 δD의 상관관계를 Fig. 1에 도시하였다. 대부분의 지하수 시료는 세계적 순환수선에서 크게 벗어나지 않아 모두 천수기원을 지시하였다. 해수의 유입으로 해석되는 지하수는 총용존고체함량(TDS)이 점차 증가하며 산소, 수소 동위원소 값이 점차 해수의 동위원소 값에 근접하고 있으며, 이를 통해 해

수의 지하수로의 유입비율을 계산할 수 있다.

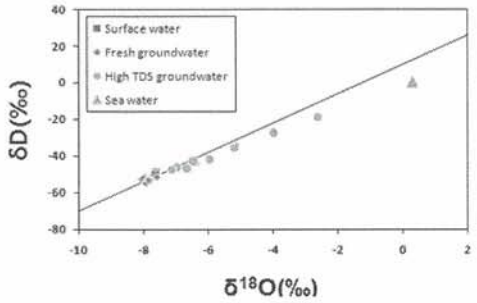


Fig. 1. Stable isotope composition of $\delta^{18}O$ and $\delta^{2}H$

3.2 황 동위원소

자연에 존재하는 황동위원소비는 그 기원과 지화학 환경변화에 따른 화학종의 상변이에 있어 다양한 범위의 동위원소 분별과정을 거쳐 각기 다른 값의 범위를 갖는다. 현재 해수 내 황산염의 $\delta^{34}S$ 값은 21‰로 알려져 있으며, 황동위원소비는 황화합물의 기원뿐만 아니라 지질매체의 정보제공이 가능하다. 연구지역 지하수 시료의 황산염 함량과 황동위원소의 상관관계를 Fig. 2에 도시하였다. 대체로 황산염의 농도가 증가함에 따라 황동위원소 값이 해수의 값에 근접하여 높은 황동의원소의 해수의 영향을 받았음을 알 수 있으며, 이러한 지하수의 경우 전기전도도값과 Na, Cl 값도 함께 증가하는 경향을 나타내었다.

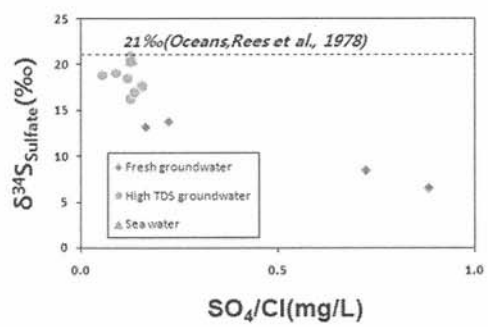


Fig. 2. δ34S and concentration of SO_4

3.3 스트론튬 동위원소

스트론튬 동위원소비는 물-암석반응이나 Sr-함유 광물의 용해, 침전, 양이온 교환반응 등과 같은 물리화학적 반응에 의한 동위원소의 분별작용이 없어 지하수의 수리지질과 수리 화학적 연구에 활발히 적용되고 있다[3]. 분석결과 스트론튬 함량의 증가에 따른 스트론튬 동의원소비가 해수와 유사한 값을 보임을 알 수 있었다(Fig. 3).

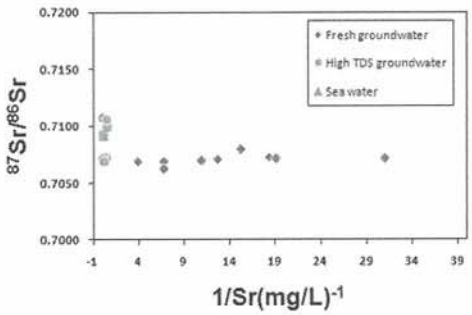


Fig. 3. 87Sr/86Sr ratio and Sr concentration

4. 결론

방사성폐기물 처분장 부지의 지속적인 지구화학적 모니터링을 통하여 처분장의 수리지구화학적 특성과 변화양상을 파악하고자 하였다. 동위원소의 연구결과는 연구지역 지하수의 수리화학적 변화양상이 해수의 유입에 크게 지배되고 있음을 보여주었다. 이에 앞으로 다양한 환경동위원소를 활용하여 연구지역 지하수의 충진 및 진화양상을 더욱 자세히 규명하고자 한다.

5. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원 및 분석에 있어 2013년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원 (핵연료주기사업, No. 2013000789)을 받아 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] 김건영, 고용권, 최병영, 신선호, 김두행 (2008) 중 저준위 방사성폐기물 처분부지의 지구화학 특성 Ⅱ.암석 및 광물, 방사성폐기물 학회지, 6, 307-327.

[2] 한국수력원자력, 중저준위 방사성폐기물처분시설 안전성 분석 보고서(2007).

[3] 고용권, 김천수, 배대석, 김건영, 정형재(1999b) 초청지역 탄산수의 지화학적 연구Ⅱ: 동위원소. 지하수환경, 6, 159-170.

골드심 이용 방사성폐기물 처분 시스템 핵종 이동 모델링 방안

이연명*, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

A-KRS는 파이로 처리(pyroprocess)에 의한 사용후 핵연료의 건식재처리를 통하여 우라늄자원을 재활용하며 TRU도 줄이고 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄일 수 있는 파이로 처분시스템 개념이다. 처분되는 폐기물의 형태는, 사용후 핵연료의 피복관 탈피로 생성되는 금속폐기물과, LiCl-KCl 공융염을 산화침전법으로 수집, 여과하여 모나자이트(Monazite)로 고화한 세라믹폐기물이다. 200m 심도에는 금속폐기물을, 그리고 500m 심도에는 세라믹 고준위 폐기물을 분리하여 처분하는 방안으로 되어 있다.

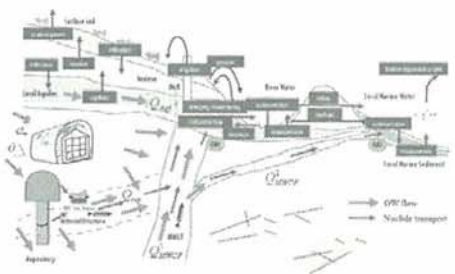


Fig. 1. Conceptual A-KRS Disposal System

그림 1은 A-KRS 처분 시스템 개념이다. 장기적인 핵종 유출에 관련된 정상 및 사고시나리오에 대한 평가는 처분 시스템 안전성 및 성능 평가와 함께 처분 시스템 설계 피드백에도 필요하다. 이러한 평가를 위한 도구로서 세계 여러 국가들은 물론 우리나라도 상용 모사 프로그램인 GoldSim Transport Module (GTM) [2]을 이용하여 다양한 형태의 모듈을 개발하고 있으며, 통합된 형태의 템플릿 (template) 전산 프로그램으로 개발 활용하고 있다.[3-5] 도출된 시나리오를 기반으로 하여 신뢰도 높은 수학적 모델을 구축한 후 이를 토대로 평가 도구로서 전산 프로그램을 개발하는 것은 처분시스템의 안전성과 장기적 성능 평가에 중요하다. 그런데 GTM은 안전성 평가 모델을 개발하거나 개발된 프로그램을 사용하는데 유용한 반면, 정확한 모사 결과를 위해서는 세심한 주의를 요구한다. 이는 각 매질에서의 핵종 이동을 모사하면서 핵종의 농도나 플럭스의 보존은 고려하지 않고, 핵종의 질량만을 보존하는 GTM의 특성 때문이다. 원계영역 내 매질에서 다중 균열을 제안하는 지난 연구[1]에 이어, 이번에는 GTM을 활용하여 처분시스템 매질 내 핵종 이동을 보다 정확히 평가할 수 있도록, 균열 암반 매질에서 지진과 같이 매질 내 핵종 이동에 관여하는 지하수의 유량이 급변하는 경우의 간단한 예제를 검토하고자 한다. 이러한 논의는 특히 지진, 인간 침입 등과 같은 처분 시스템 환경에 대한 급변 시나리오나 장기 부지 상황 변화에 따라 시스템 내 핵종 이동이 시간적으로 변화하는 경우의 GTM 모사에 유용할 것으로 판단된다.

2. GoldSim 모델링 유의점

GTM에서는 몇 개의 transport pathway를 제공하여 매질 내에서 질량 전달을 모사할 수 있게 하는데, 일반적인 구획 모델에서 사용되는 mixing tank와 유사한 "Cell"과, advection-dispersion 지배 방정식을 라플라스 역변환을 이용하여 풀어내 Pipe의 출구에서의 핵종의 이류 및 분산적 플럭스를 구해 이를 수학적으로 입력 신호에 대한 출력 신호로 사용하는 응답함수 형태로 기술하는 "Pipe"가 주요한 두 가지이다. 이러한 pathway는 질량 전달이 일어나는 처분 시스템 내 매질의 구성 요소로 활용된다. GTM에서는 pathway 사이에서 질량의 전달만 모사할 뿐이지 농도자체나 질량의 플럭스 자체의 전달은 이루어지지 않는다. 뿐만 아니라 GTM에서는 질량의 전달 외에 그 어떤 매질의 유동 방정식을 다루는 지배 방정식도 사용하지 않는다. 이는 유동에 관한 모델이나 값은 오로지 사용자가 부여하거나 외부에서 연계된 프로그램으로 제공할 수 밖에 없다는 의미이다. 사용자가 제공해 준 이동률 (M/T) 이나 유량률 (L3/T)을 갖는 고체 및 유체의 매체가 pathway 사이에서 질량만을 전달해주고 받는 방식이다. 가령 Cell과 Pipe가 연계된 매질에서 지하수와 토양 침식을 통한 질량전달의 경우라면, Pipe는 Cell pathway에서 전달 받는 지하수와 토양의 유량률과 이동률에 의해 결정되는 전달 속도를 통해 질량만을 전달받으며, 이 전달 받은 이 질량은 바로 응답함수에 의해 Pipe 출구에서, 이 Pipe에 부여된 이동률이나 유량률에 의해 질량을 다음 pathway에 전달하게 된다. 전술하였듯 Pipe는 Cell과는 다르게 물리적 매질로 모사될 수 없으며 질량에 대한 입력 신호를 출력 신호로만 전환할 뿐이다. 그러나 Pipe는 핵종의 붕괴 사슬, 암반 조직 내로의 확산과 수력학적 확산도 (diffusivity), 그리고 Pipe를 채우는 매질의 종류가 정해지는데 따라 핵종의 분배와 매질 내 확산계수 (diffusion coefficient) 까지도 모두 고려하여 신호를 출력 해준다. 다만 Pipe에서도 필요하다면 Pipe 출구에서도 농도를 얻을 수는 있지만 연산자를 구하기 위해 사용한 농도에 관한 지배식 이류-분산식에서 직접 구하지는 못하고, Pipe 출구에서 얻어낸 질량의 플럭스를 매질의 유량률로 나누어 역산하는 방식으로 출구에서의 핵종의 농도를 개략적으로 계산해주는데, 이는 Cell에서와 같이, Cell 내로 들어 온 질량

이 Cell을 구성하는 다양한 고체 및 유체 매질 간의 즉각적인 평형과 분배의 가정에 의한 결과로 얻어지는 농도와는 다르며 정확한 값은 아닌 것에 주의하여야 한다.

3. MWCF 내 지진 모델링의 예시

A-KRS 안전성 평가 모델에서는 사고 시나리오로서 지진을 고려하고 있다.[4-5] 지진이 발생하면, Pipe로 모사된, 그림 1에 보이는 주요 지하수 유동대 (MWCF)내 유량률이 증가하거나 MWCF가 새롭게 생성되어 근계 영역과 생태계를 직결하는 것으로 되어 원계 영역 내 천연 방벽이 사실상 소실된다. 이 때 MWCF 내에서의 유량이 갑자기 변화하는 경우, GTM에서는 이를 즉각적으로 반영할 수 없는 점에 유의하여야 한다. 지진 전에 이미 Pipe에 전달된 핵종의 질량은 응답함수에 따라 지진의 영향을 받지 않고 Pipe의 출구로 전달되기 때문이다. Pipe가 수학적인 연산자이기 때문이다. 또 Pipe에 적용된 이동 및 유량률은 Pipe의 입구에서의 것이 아니라 다음 pathway로 질량을 전달해 주는 매질의 것이라는데 유의하여야 한다. 즉 지진으로 MWCF 내의 유량률이 예로서 10배로 늘어나면 그 Pipe로 들어가는 유량이 10배가 증가하는 것이 아니라 그 Pipe에서 다른 pathway로 10배 더 빠르게 질량을 전달한다는 의미가 된다. 실제 물리적인 매질로 간주할 수 있는 연속된 Cell을 이용하여 MWCF를 모사하는 것이 보다 정확할 수도 있지만, Cell은 암반 조직으로의 확산을 지원하지 않는다. 그림 2는 지진의 경우, MWCF 내의 유량률의 변화를 고려하여 핵종의 유출률을 계산하는 GTM 프로그램이다. MWCF를 단일 Pipe와 모사하고 이를 다수의 Pipe를 직렬로 연결한 경우와 비교할 수 있도록 하였는데, 단일 Pipe로 모사된 경우, MWCF는 100m 길이를 갖고 지하수로만 채워져 있고 MWCF 내 100m3/yr의 유량률을 가지며 유량이 흐르는 단면적은 1m2으로 가정하였다. 확산도는 MWCF 내 총 이동 길이의 10%로 하고 암반 조직 내로의 확산은 무시하였다. 0.5년이 지나 지진이 발생하면 유량률이 10배로 증가하는 것으로 하여 Pipe의 개수에 따라 계산된 질량의 유출률을 그림 3에 보였다. 다중 Pipe의 경우라도 MWCF의 길이는 모두 100m를 동등하게 유지하도록 하였다.

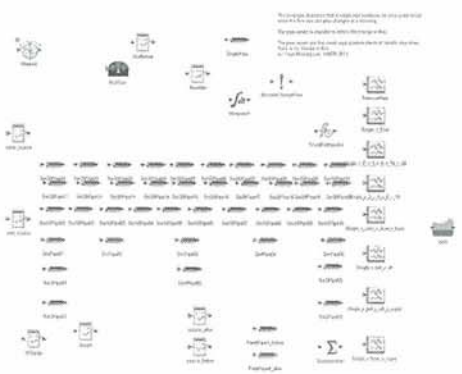


Fig. 2. MWCD Modeled with GTM Pipe pathways

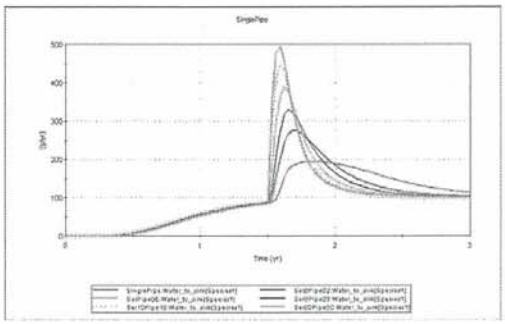


Fig. 3. Variations of Mass Release Rates from the MWCF under an Earthquake Scenario

4. 결론 및 논의

단일한 Pipe pathway와 2개, 3개, 5개, 그리고 10개의 Pipe pathway 등 여러 개의 Pipe pathway로 모델링된 100m 길이의 MWCF에 대하여 출구에서의 핵종의 유출률을 상호 비교한 그림 3에서 보면 결과가 서로 다르게 나타나는 것을 알 수 있다. 지진이 일어나는 시점, 즉 0.5년에서의 유출률이 갑자기 증가하는 파과곡선 상, 보다 많은 Pipe를 사용하는 경우 정확한 모사에 근접하는 것으로 나타나기는 하지만 여전히 일정한 값으로 수렴하지는 않는 것으로 나타난다. Pipe가 Cell과 같은 성격의 물리적 매질이었다면 유한 차분법의 경우와 다르지 않게 Pipe 수를 증가 시켜나가며 보다 정확한 수치해를 얻어 내는 것이 가능하지만, Pipe에서는 아무리 작은 거리를 모사하는 Pipe에 대해서도 지진이 발생하는 순간에 이미 Pipe로 전달 받은 질량에 대해서는 지진에 따른 유량 률 증가의 영향을 받지 않는 부분이 여전히 남기 때문이다. GMT는 처분 시스템 안전성 평가를 위한 핵종 거동 모사에 매우 유용한 도구임은 분명하지만 이러한 예와 유사한 경우에 대한 세심한 유의가 필요하다.

5. 참고문헌

[1] 이연명, 정종태, 파이로처리 방사성폐기물 처분 시스템 원계 영역 핵종 이동 모델링 방안, 2012 추계 방폐학회 논문요약집, 377-378, 부산, 2012.

[2] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.

[3] Youn-Myoung Lee et al., "A GoldSim model for the afety assessment of an HLW repository," Progress in Nuclear Energy, 51, 746-759, (2009).

[4] Youn-Myoung Lee et al., "Evaluation of Nuclide Release Scenarios for a Hypothetical LILW Repository," Progress in Nuclear Energy, 53, 760-774, (2011).

[5] Youn-Myoung Lee, "An Evaluation of an Earthquake Scenario for a Pyroprocessed Waste Repository," Progress in Nuclear Energy (in press).

가상의 처분장에서 누출된 핵종의 이동 시간 계산 및 변화 분석

고낙열*, 황영택
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물 처분장에 대한 안전성 평가에서 처분장을 빠져나와 지하 공간을 이동하는 방사성 핵종의 이동 경로 및 경과 시간은 매우 중요한 입력 자료가 된다. 방사성 폐기물에서 누출되는 핵종들은 일정한 시간을 지나면 다른 핵종으로 바뀌거나 붕괴되어 방사선적 영향을 더 이상 나타내지 않게 되어 인간 및 주위 환경의 안전에 영향을 끼치지 않게 되기 때문에 그에 대한 면밀한 평가가 요구되는 것이다.

우리나라의 경우, 고준위 폐기물의 처분장 선정 방안을 연구하기 위해 원자력연구원 내의 지하 환경 연구시설인 KURT에서 측정된 자료를 이용하여 안전성 평가를 시도하고 있다. 지질 및 수리지질 환경에 대한 수년에 걸친 조사를 통해 KURT 주변 지하수계가 분석되고 있으며, 그 결과를 이용하여 지하 환경에서 나타날 수 있는 핵종의 이동 특성에 대한 연구가 이루어지고 있다.

이 연구에서는 가상의 처분장에서 누출되는 핵종의 이동 시간을 TDRW 기법을 이용하여 계산하였다. 핵종의 이동 및 붕괴를 고려하여 계산하였고, 누출 위치에 대한 영향도 고려하였다.

2. 지하수 유동 경로 계산

2.1 연구 대상지의 지하수 유동 환경

핵종 이동에 이용된 수리지질 자료는 한국원자력연구원의 지하연구 시설인 KURT 부지의 자료를 이용하였다. 대상 부지의 지하수 흐름은 지형의 영향을 크게 받으며, 단열대의 영향도 나타나고 있다.

2.2 도출된 지하수 유동 경로

지하수 유동 모의 결과를 이용하여 가상의 처분장에서 흘러나오는 지하수의 유동 경로를 계산하였다. 핵종 이동 모의에는 단열대를 통과하는 세 경로가 선택되었는데 다른 경로보다 핵종이 빠르게 이동할 것으로 생각되었기 때문이다.

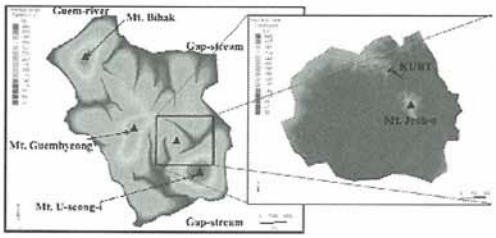


Fig. 1. The hydraulic head distributions around the KURT site [1]

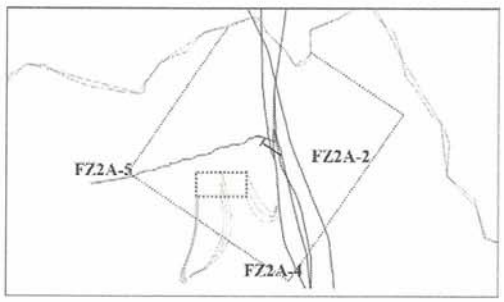


Fig. 2. The groundwater pathways from the repository simulated by the distribution of the hydraulic heads in the groundwater flow model[1]

3. TDRW 기법을 이용한 핵종 이동 시간 계산

3.1 TDRW를 이용한 용질의 이동 시간 계산

지하수 유동 경로를 따라 이동하는 핵종의 경과 시간을 계산하기 위해 이류-분산 방정식을 시간 영역에서 계산하는 TDRW (Time-Domain Random Walk) 기법을 이용하였다. 이송-분산 방정식에 의한 핵종의 이동 이외에 흡착이나 기질 확산(matrix diffusion) 등에 의한 시간 지연도 고려하여 식을 구성하였다[2].

3.2 입력 자료 및 이용된 핵종 붕괴 사슬

TDRW 모의에 이용된 입력 자료인 이동 거리, 지하수 유동 시간 등은 지하수 유동 모의 결과를 이용해 작성하였다. 누출은 세 지점에서 일어난다고 가정하였고, 지하수 유동 경로는 일정한 지하수 유속이 유지되는 다수의 부분(segment)로 나

누어 경과 시간 모의에 이용하였다.

모의에 이용된 방사성 핵종의 붕괴 사슬은 $^{241}Pu \rightarrow ^{241}Am \rightarrow ^{237}Np \rightarrow ^{233}U \rightarrow ^{229}Th$ 이며, 각 핵종의 반감기, 분배계수 등의 자료는 KURT 현장 자료와 SKB 자료 등을 참고하였다[3,4].

3.3 핵종 이동 시간 계산 결과

각 누출 지점에서 Table 1과 같이 누출이 일어난다고 가정하고, 세 지점에서 누출된 핵종이 지표 부근 지하수까지 도달했을 때의 양을 계산하였다. 그리고 하나의 누출 지점에서의 나오는 핵종 중 그 양이 가장 많은 ^{241}Am에 대한 상대값을 도시하였다.

Table 1. Parameters used in the TDRW simulations[3,4]

Nuclide	Half-life (yr)	K_d (m^3/kg)	Initial mass (mole)
^{241}Pu	1.44×10^{1}	1.50×10^{-2}	2.02×10^{-2}
^{241}Am	4.32×10^{2}	2.00×10^{-2}	1.37×10^{-1}
^{237}Np	2.14×10^{6}	2.00×10^{-1}	7.41×10^{-2}
^{233}U	1.59×10^{5}	4.30×10^{-2}	9.32×10^{-7}
^{229}Th	7.34×10^{3}	1.31×10^{-1}	7.33×10^{-11}

^{241}Pu와 ^{241}Am은 흡착, 기질 확산에 의한 시간 지연으로 모두 붕괴되어 이동 경로를 빠져나오는 양이 없는 것으로 나타났다. 반감기가 가장 긴 ^{237}Np가 가장 많이 나오고, 분배계수가 가장 작은 ^{233}U가 다른 핵종보다 먼저 빠져나오는 것으로 나타났다.

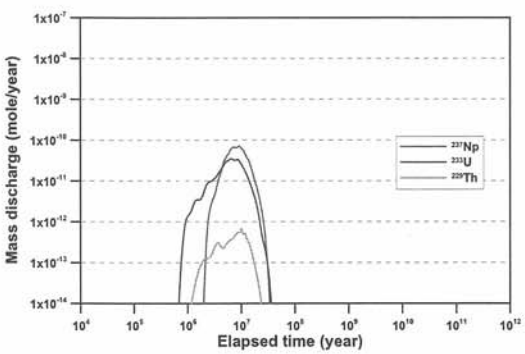


Fig. 3. The TDRW simulation results

4. 결론

KURT 부지 환경에 가상의 처분이 있고, 그곳에서 누출되었다고 가정된 방사성 핵종에 대한 이동 시간을 TDRW 기법을 이용하여 계산하였다. 핵종 이동 경로는 지하수 유동 경로 분석을 통해 계산하였고, 세 곳의 누출 지점에서 나오는 핵종의 이동을 흡착과 기질 확산과 같은 지연 기작과 방사성 붕괴를 고려하여 계산하였다. 계산 결과를 보면, 지표 부근까지 이동하는 핵종 중에서 반감기가 긴 핵종의 양이 상대적으로 크고, 분배계수가 작은 핵종이 보다 빨리 이동하는 것으로 나타났다. 이 연구에서 쓰인 방법을 다른 누출 지점 및 붕괴 사슬에 적용하면, 안전성 평가에 더욱 유효하게 이용될 수 있을 것으로 생각된다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드린다.

6. 참고문헌

[1] N.-Y. Ko, K.W. Park, K.S. Kim, and J.W. Choi, "Groundwater Flow Modeling in the KURT site for a Case Study about a Hypothetical Geological Disposal Facility of Radioactive Wastes," Journal of the Korean Radioactive Waste Society, vol. 10(3), pp. 143-149 (2012). (In Korean).

[2] Y. Hwang, N.-Y. Ko, J.W. Choi, and S.-S. Jo, "Radionuclides Transport from the Hypothetical Disposal Facility in the KURT Field Condition on the Time Domain," Journal of the Korean Radioactive Waste Society, vol. 10(4), pp. 295-303 (2012). (In Korean).

[3] KAERI, "Geological Disposal of Pyroprocessed Waste from PWR Spent Nuclear Fuel in Korea," KAERI/TR-4525/2011, KAERI (2011).

[4] SKB, "Data report for the safety assessment SR-Site," TR-10-52, SKB (2010).

고열효율 완충재의 수리특성

이민수*, 이종표, 최영철, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
minm@kaeri.re.kr

1. 서 론

처분장의 처분밀도를 좌우하는 주요인자는 처분용기 표면온도, 즉 완충재의 최대 온도이다. 왜냐하면 벤토나이트 완충재의 팽윤성을 부여하는 몬모릴로나이트가 100 ℃ 이상 고온에서 비팽윤성의 일라이트로 변성되어 팽윤압이 감소되고, 결국 완충재의 수리전도도가 증가됨으로 인해 완충재가 지녀야할 핵종이동 억제능력이 약화되기 때문이다[1]. 벤토나이트 완충재의 열전도도를 높이는 방안으로는 완충재에 모래, Graphite, 혹은 CNT (carbon nano tube) [2] 등의 열전도도가 높으면서 화학적으로 안정한 첨가제를 소량 섞는 것이 유력하다. 선행 연구에서 고열효율 완충재를 제작하기 위해 연구한 결과, 3 wt%의 Graphite가 20%의 열전도도 상승효과(1.0 W/mK)를 효과적으로 얻을 수 있음이 밝혀졌으며, CNT의 경우에도 적은 양의 첨가로 높은 열전도도 상승효과가 있음을 추가적으로 밝혀내었다[2].

본 연구에서는 고열전도도 첨가재가 포함된 고열효율 완충재가 첨가재로 인해 기존 완충재가 지녀야할 물성 즉, 높은 팽윤압, 낮은 수리전도도에 나쁜 영향을 미치고 있지 않은지 실험을 통해 확인하고자 하였다.

2. 실 험

실험에 사용된 고열효율 완충재는 Graphite와 CNT가 각각 3 wt% 첨가된 경주산 천연 Ca 벤토나이트 압축블록을 사용하였다. 벤토나이트와 Graphite의 혼합은 Roll Mill 방식을 이용하였다 (Fig. 1). 금속 원통에 벤토나이트와 Graphite 분말을 섞어 넣고 약 2시간 동안 Roller를 100 RPM으로 회전시켜 균일하게 건식으로 섞었다. CNT의 경우에는 벤토나이트와 밀도차가 커서 일반 Roll mill 방식으로는 균일하게 혼합이 되지 않으므로, 원통에 약 직경 10 mm의 스테인리스 볼들을 함께 넣고 Ball Mill Mixing을 이용하여 약 2시간 원통을 Roller 위에 올려놓고 100 RPM으로 회전시켜 혼합하였다[3].

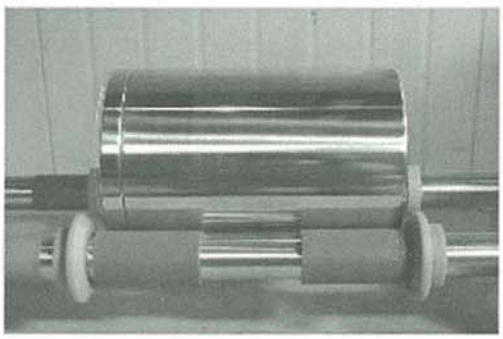


Fig. 1. Mixing cylinder for Roll Mill

팽윤압 측정을 위해 사용된 모듈의 구조는 Fig. 2와 같다. 팽윤압 측정에 사용된 압축 블록의 크기는 직경 30 mm, 높이 20 mm 이었다. 측정 모듈 내적 대비 사용된 벤토나이트의 밀도는 약 1.4, 1.5, 및 1.6 g/cm^{3}으로 달리하였다. 여기서 고열전도도 첨가제의 양은 밀도계산에서 제외하였다. 외부에서 금속 필터를 통해 물을 내부 압축블록에 공급하면, 압축블록이 팽창하게 되며, 이때 팽윤압을 상단의 로드셀에서 측정하게 되어 있다.

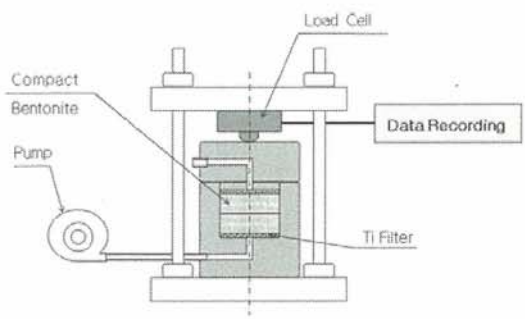


Fig. 2. Schematic diagram of swelling pressure measuring apparatus

수리전도도 측정을 위해 사용된 모듈의 구조는 Fig. 3과 같다. 팽윤압 측정에 사용된 압축 블록의 크기는 직경 50 mm, 높이 10 mm 이었다. 사

용된 벤토나이트의 건조 밀도는 팽윤압 측정과 마찬가지로 1.6 g/cm^{3}으로 하였다. 측정 모듈 양단에는 정압정량펌프를 설치하여 압축 블록 양면 사이의 압력차를 일정하게 유지하였다. 한편, 수리전도도는 시간에 따른 유량의 변화를 측정하여 계산하였으며, 압력차는 100 kPa, 200 kPa로 달리하면서 측정하였다.

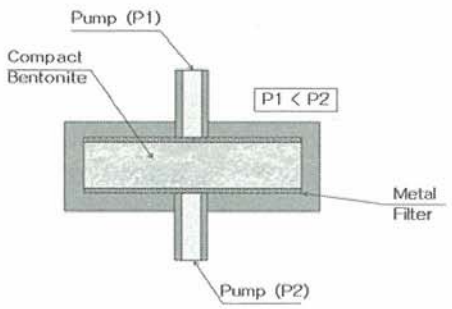


Fig. 3. Schematic diagram of hydraulic conductivity measurement device

3. 결 과

팽윤압 측정 결과를 Fig. 4에 나타내었다. 그림 4에서 B, D, F는 아무것도 첨가하지 않은 순수 벤토나이트의 팽윤압이다. 그래프에서 보듯이 첨가재가 3wt% 정도 포함된 경우에는 팽윤압의 저하가 나타나지 않았으며, 건조밀도 1.6 g/cm^{3}에서는 첨가재가 있어도 박테리아 증식억제를 위해 요구하고 있는 약 2 MPa를 상회하는 약 4MPa이상의 팽윤압은[3] 유지하는 것으로 나타났다.

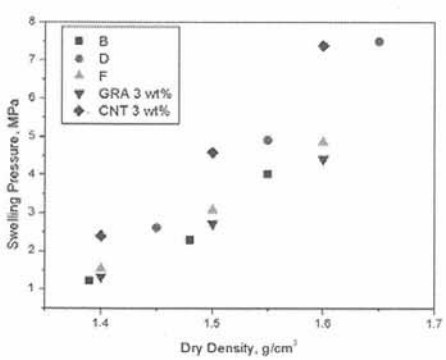


Fig. 4. Swelling pressure of pure bentonite(B, D, F) and high-thermal bentonite(GRA 3wt%, CNT 3wt%) with different dry density

수리전도도 측정을 한 결과(Fig. 5), Graphite 3 wt% 첨가 완충재는 약 1.5 x 10^{-13} m/sec로서 순수 벤토나이트 완충재의 수리전도도 7.6 x 10^{-14} m/sec보다는 약간 감소하였다. 하지만, 완충재의 기준 요구 수리전도도인 1.0 x 10^{-12}m/sec보다는 충분히 낮은 값[3]을 보여 주었다.

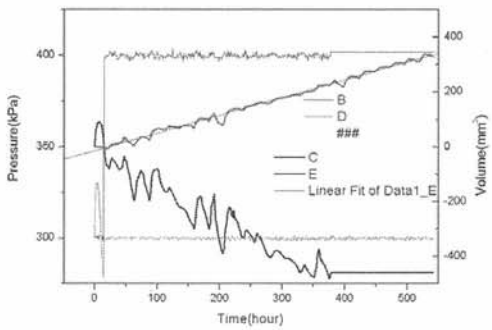


Fig. 5. Volumetric measurement of water flow through the compact bentonite containing 3wt% graphite with time at pressure difference of 100 kPa

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업 과제로 수행된 것으로서, 본 연구의 재정지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] Jae Owan Lee and Won Jin Cho, "Hydrothermal Behaviors and Long-term Stability of Bentonite buffer material", J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol 5(2), 145 (2007).

[2] Jong-pyo Lee, Heui-Joo Choi, Jong-Won Choi, and Minsoo Lee, "Increasing of Thermal conductivity from Mixing of Additive on a domestic Compacted Bentonite Buffer", J. Korean Radioact. Waste Soc. Vol11(1), 11 (2013).

[3] SKB Technical report, TR-06-09, "Long-term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar - a First Evaluation: Main Report of the SR-Can Project" (2006).

Aspo Prototype Repository의 열-수리-역학적 모델링

이재완*, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jolee@kaeri.re.kr

1. 서론

International Engineered Barrier System Task Force Modeling Group (EBS TF)에서는 고준위 폐기물처분장 공학적방벽 모델링연구의 일환으로 Aspo prototype repository (APR)에 대한 열-수리-역학적 모델링을 수행 중에 있다. APR은 스웨덴 KBS-3 심지층처분장의 공학적 방벽과 근계영역 암반의 종합적 성능을 현장조건에서 실규모의 실증을 위한 시험시설로서, Aspo HRL (Hard Rock Laboratory)에 설치되어 있다. 스웨덴, 캐나다, 일본, 체코가 참여하고 있는 이 모델링 연구 프로젝트는 3단계로 계획.추진되고 있으며, 현재는 'post-installation T/H/TH- modeling' 단계의 모델링을 수행 중에 있다. 이와 관련하여, 본 연구에서는 'post-installation T-modeling'을 수행하고 그 결과를 보여 주고자 한다.

2. 대상시스템

APR은 지하 심부 450 m 암반에 위치하고 있으며, 실험 갱도 (drift)의 길이는 65m, 반경은 5m이다. Fig. 1에서 보는 바와 같이, APR은 2개의 sections로 구성되어 있다. Section 1은 2001년 여름과 가을에 걸쳐서, 그리고 Section 2는 2003년 봄과 여름에 걸쳐서 완성되었다. 갱도 바닥에 굴착한 처분공은 길이 8.37m, 반경 1.75m로 모두 6개이다. Section 1은 4개의 full-scale deposition holes, 벤토나이트-분쇄암석의 혼합물로 뒷채움된 deposition tunnel 및 concrete plug로 된 차단벽으로 구성되며, 각 deposition hole에는 전열 히터가 장착된 copper canister, 벤토나이트 블럭 및 벤토나이트-분쇄암석 혼합물이 상부에 들어가게 된다. Section 2는 2개의 full-scale deposition holes로 구성되며, 나머지는 section 1과 동일하다. 온도, 상대습도, 공극수압, 전압력, 캐니스터의 변위 등을 측정하기 위한 센서들은 deposition hole 1, 3, 5, 6의 bentonite buffer, backfill 및 주변 암반에다 설치되었고, 관련 센서로부터의 전송되는 데이터들은 DAS 시스템을 통해 수집 분석되었다.

3. 모델조건 및 물성자료

본 모델링 연구에서는 FEM (finite element method)의 COMSOL 코드를 사용하였다. 해석모델의 xyz 방향 크기는 213m x 150m x 140m로 하였으며, y축의 대칭을 감안하여 3D 1/2 모델링을 수행하였다. 모든 구성요소 물질은 균일 (homogeneous)하고 등방성 (isotropic)을 갖는다고 가정하였다. 암반의 초기온도는 16 ℃, 그 밖의 구성물질들은 대기온도를 사용하였다. 모델의 경계조건으로, y=75m인 xz면에서는 대칭 (symmetry)을, 나머지 경계면은 모두 adiabatic condition을 사용하였다. APR 터널 중 Section 2의 콘크리트 플러그 차단벽 바깥쪽에서는 대류냉각 (convective cooling)이 일어난다고 간주하였다. 그리고 각 캐니스터 히터에서의 열 발생량은 실측값을 사용하였다. 모델의 구성요소 물질로 사용된 화강암 (granite), 완충재 (buffer material), 벤토나이트 펠릿 (bentonite pellet) 및 뒷채움재 (dense backfill, light backfill)의 물성자료는 EBS TF에서 제공하는 값을 사용 데이터 값을 사용하였다. 유한요소 격자망은 모델의 안쪽 EBS 구성요소가 밀집되어 있는 곳에서는 상세격자망 (finer meshes)으로, 그리고 바깥쪽에서는 정규격자망 (normal meshes)으로 구성하였다.

4. 모델 해석결과

Section 1의 캐니스터 (canister) 히터 (#1, 2, 3, 4)는 2001년 9월 17일 - 10월 2일 사이에서 순차적으로 가동하였다. 그리고 Section 2의 히터 (#5, 6)는 2003년 5월 8일 - 5월 23일 사이에 가동을 시작하였다. Fig. 2는 해석결과의 일례로서 Section 1만 가동 했을 때의 온도 등고선 (temperature contour)을 나타낸 것이다. 이 그림에서 알 수 있듯이, 598일 경과 했을 때 온도분포는 가동 중인

Section 1의 히터 주변에서는 높고, 바깥쪽으로 갈수록 온도가 낮아지는 분포를 보이고 있다. 그리고 Section 2의 히터는 가동되지 않기 때문에 초기온도와 비교 했을 때 거의 변화가 없음을 알 수 있었다. Section 1과 Section 2의 히터가 모두 가동될 때에는 Section 1 뿐만 아니라 Section 2의 히터 주변에서도 높은 온도를 보이며, 앞에서와 마찬가지로 히터에서 거리가 멀어질수록 온도가 차츰 낮아지는 분포를 보였다. APR 실측값과 모델 계산결과의 비교는 여러 측정지점에 대해서 수행되었다. Fig. 3은 일례를 보인 것이다. 이 그림에서 알 수 있듯이, 두 결과 사이에는 약간의 온도차가 있지만 거의 비슷한 경향을 보여 주고 있음을 알 수 있다. 모델 계산결과가 실험결과보다 2-5 ℃ 정도 높은 값을 보이는데, 이것은 모델링 계산에서 암반을 제외한 완충재, 벤토나이트 펠렛, 뒷채움재 내의 수리학적 및 역학적 거동을 고려하지 않았기 때문으로 판단된다. 이러한 온도 차이는 향후 모델에 대한 열 계산을 수리학적 거동과 역학적 거동을 연계해서 수행하면 보다 나은 결과를 얻을 수 있을 것으로 예상된다.

5. 결론

본 연구에서는 COMSOL 코드를 이용하여 APR 'post-installation T-modeling'을 수행하였다. 모델링 결과, COMSOL 코드는 다양한 모델계산조건에서도 APR의 열적거동 해석에 만족할 만한 결과를 제공 할 수 있었다. APR 실측치와 모델계산치를 비교한 결과, 모델 계산결과는 실험 측정결과와 동일한 패턴을 보여 주었으며, 온도값은 측정위치에 따라 약 2-5 ℃ 정도의 차이를 보였다. 이것은 모델 계산에서 암반을 제외한 완충재, 벤토나이트 펠렛, 뒷채움재 내의 수리학적 및 역학적 거동을 고려하지 않았기 때문으로 판단되었다.

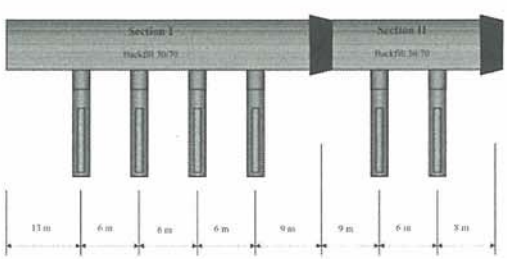


Fig. 1. Aspo prototype repository

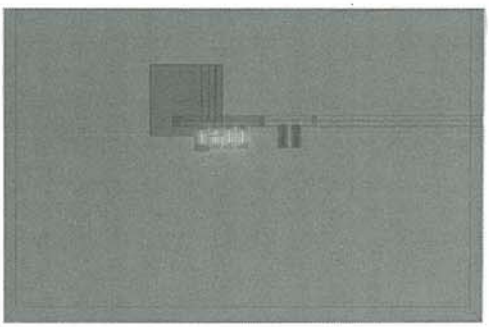
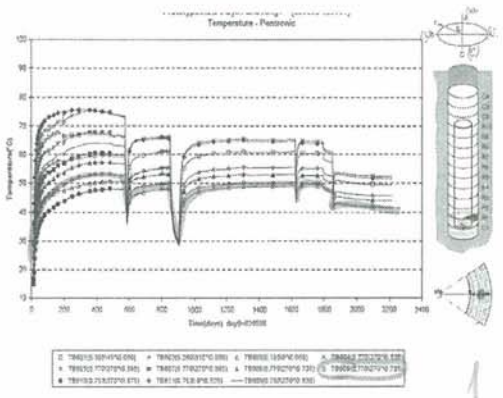


Fig. 2. Model calculation results of temperature contour (time t=598 days)



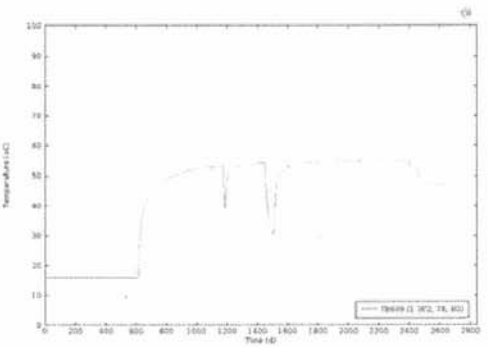


Fig. 3. Comparison of measured (upper) and calculated (bottom) results for the position TB609 near deposition hole #6

물리검층을 통한 미세 수리 단열 특성화 한계점

이항복*, 김진섭, 최희주, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hblee@kaeri.re.kr

1. 서론

근래에 들어 신선한 수자원의 공급이나 지열을 이용한 에너지 축적 또는 폐기물 처분 후보지 등의 이유로 암반대수층 내 지하수에 대한 관심과 필요성이 집중되고 있다. 암반대수층은 높은 수리적 흐름을 보이는 단열부분과 투수성이 낮은 모암부분으로 구성되며, 따라서 실제 지하수 흐름을 관장하는 단열의 존재와 수리특성에 관한 파악이 무엇보다 중요하다. 이에 발맞추어 코어 분석, 유량유속계, 추적자 시험, 양수시험, 시추공 물리검층 등의 다양한 수리지질학적 기술들이 적용되고 있다. 비록 이러한 많은 방법들이 단열의 존재를 확인하는데 효율적으로 사용되고 있지만 실제 지하수 흐름이 발생하는 수리적 단열의 특성을 파악하기 위해서는 물리검층과 수리시험이 밀접하게 연계되어 수행되어야 한다.

본 연구에서는 다양한 물리검층과 수리시험 통해 수리적 단열을 특성화하는데 있어 물리검층 방법들의 한계점과 장점에 관해 분석해보았다. 기존의 검층분석들은 대부분 커다란 규모에서 단열대나 큰 단층을 구분하는 데에 많이 사용되었지만 작은 규모의 수리적 단열을 확인하고 특성화하는 점에 있어서는 정밀한 연구가 많이 이루어지진 않은 실정이다.

2. 본론

연구 지역은 한국원자력연구원 부지 내의 심부 지하 연구시설인 KURT 내에 위치하였다 (Fig. 1). 지하 깊은 곳의 지질 조건에서 천연방벽(암반)의 지연 및 희석 기능과 공학적 다중방벽 (처분용기, 완충재 등)의 격리 성능을 실험적으로 검증하고 처분장 건설과 운영에 필요한 공학적 기술의 타당성과 적합성을 입증하기 위한 순수 지하처분 연구시설로 이용되고 있다. 굴착 길이는 총 255 m (본선 177 m, 회차구간 8 m, 좌측모듈 27 m, 우측모듈 43 m)이다. 터널의 갱구부는 산사면을 절토하여 EL. 100 m에서 단면 6(W) X G(H) m (마제형), 굴착방향 N56°W, 하향 5.7°로 굴착되었다. 시험공은 우측모듈 끝부분에 위치하고 있고 수직으로 착공하였으며 단열을 관찰할 수 있는 장비의 공내 삽입이 가능하도록 공의 지름은 6인치로 하였다. 조사공은 HM으로 명명하였다. 10 m 깊이로 굴착하였고 코어 확인 결과, 공의 모암은 복운모 화강암으로 확인되었으며 지하 100 m에 위치한 터널 안에서 착공하였기 때문에 토양층 및 풍화대는 관찰되지 않았다 (Fig. 1). 맨 윗부분은 자갈과 모래로 이루어진 혼합층이고, 그 아래로 신선한 암반이 존재한다. 시추공은 자분정으로 터널바닥으로부터 10 m정도 위에 안정수위가 위치한다.

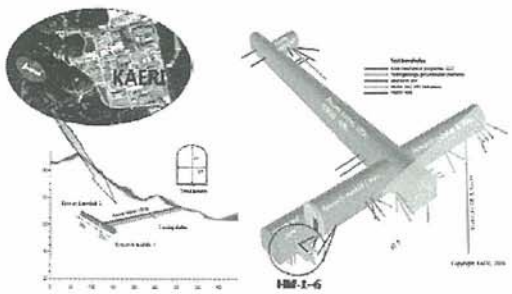


Fig. 1. Layout of the KURT and the location of the test borehole, HM

HM 시추공에 대해 여러 물리검층 방법이 적용되었다 (Fig. 2). 시추공으로 지하수가 흐를 경우 일반적인 지온구배의 경향을 보이지 않고 순간적으로 증가하거나 감소하는 경향을 보일 수 있어 온도 검층 결과는 투수성 단열대의 지시자로 활용하기에 아주 효과적인 검층 방법이다. 하지만 본 시추공에서는 10 m 깊이 내에서 특별한 온도 차이가 나타나지는 않는 모습이다. 전기전도도 검층 결과는 일반적으로 공내 지하수에서 이온의 희석 효과에 의해 일정하게 증가하거나 감소하는 경향을 보이지만, 시추공으로 지하수가 흐를 경우 그 지하수의 전기전도도 값으로 순간적으로 증가하거나 감소하는 경향을 보일 수 있어 투수성 단열대의 지시자로 활용하기에 효과적인 검층방법

이다. 깊이에 대한 전기전도도 변화치를 분석해보니 3~5 m 구간에 값의 변화가 뚜렷하였다. 음파검층 결과와 비교해보면 비슷한 위치에 개구성 단열의 존재가 확인된다. 밀도 검층의 경우 감마선의 계측을 통해 풍화된 지역을 파악하는데, 0.5~1 m, 7.5~8 m, 9.5~10 m 구간에서 낮은 밀도 값을 보여 파쇄대로 인지되었다.

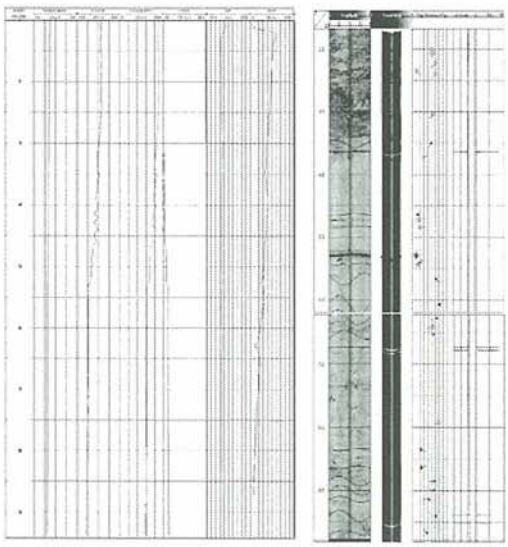


Fig. 2. Results of geophysical loggings: temperature, EC, gamma-gamma, BHTV

구간별 수리적 특성을 파악하기 위해 1~4 m, 4~7 m, 7~10 m으로 구간을 나누어 수리시험이 수행되었다. 정압주입/수위강하시험이 실시되었고 이중패커를 이용하여 일정하게 3 m 씩 구간별로 시행되었다. 시험은 주입단계와 주입 후 수위하강 단계로 구분하여 계측되었다. 본 연구에서는 일반적으로 이용되는 Moye에 의한 식과 주입시험 종류 후 시간에 따른 수위(수압)변화 자료에 대한 부정류 해석법으로 알려진 Horner도시법을 사용하였다 (Fig. 3). 각 구간에서 차례로 1.56E-06 m/s, 5.75E-07 m/s, 4.83E-10 m/s의 수리전도도 값을 보였다. 온도나 EC 검층 등에서는 파악되지 않았지만 음파검층 결과를 보면 중간부분 이외에 2~3 m 부분에 개구성 단열이 많이 발견되는데 이 단열들의 수리적 흐름이 우수하여 시추공 상부에서 높은 수리전도도값을 나타냈다.

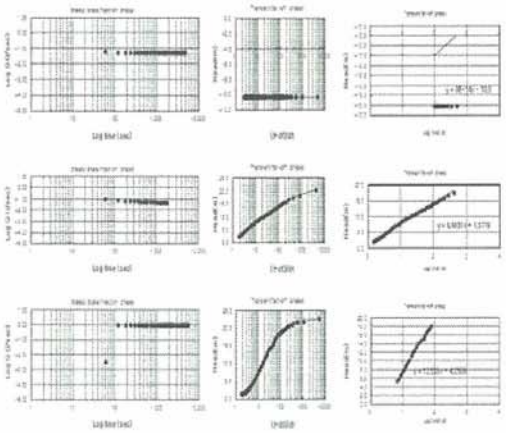


Fig. 3. Results from hydraulic tests

음파검층이나 밀도검층의 경우에는 시추공 내 열린 공간이나 파쇄된 부분을 찾아내는 데는 효과적이지만 그 부분이 어떠한 수리적 특성을 지니는지에 관해서는 알기 힘들다. 온도나 EC의 경우 지하수의 특성을 탐지하기 때문에 수리적 연결성 파악에 유리한 면을 가질 수 있지만 지하수가 시추공외부로 유출되는 단열이 존재하거나 외부로 유입되는 지하수의 물리적 특성이 시추공 내부와 같은 경우에는 역시 탐사에 어려움을 보인다.

3. 결론

암반대수층 내 수리적 단열을 파악하기 위해 여러 물리검층 방법들이 적용/비교되었다. 온도, EC, 밀도 등 기존의 검층방법들은 작은 규모에서 정밀하게 단열의 존재 및 수리특성을 파악하는데 한계를 보였다. 가시적인 음파검층을 통해 단열의 존재를 가장 확실하게 구분할 수 있지만 역시 각 단열이 수리적 특성을 지니는지에 대해서는 파악하기 어려웠다. 작은 규모의 시추공에서 수리시험 이전에 보다 정밀하게 수리적 단열을 탐지하는 방법에 대한 연구가 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

URL시설 확보를 위한 부지선정요건 분석

정민영*, 송종순
조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375
anstjdrh12@nate.com

1. 서론

방사성폐기물 처분분야에서 지하처분 연구시설(Underground Research Laboratory, URL)이라 함은 방사성폐기물 처분시설 개발 프로그램을 지원하기 위한 제반 행위로서 처분시스템의 현장실증시험, 예비안전성평가, 처분장 건설 및 운영 엔지니어링 기술실증, 지하심부 지질특성 조사기술 개발, 전문가 양성, 대국민 교육홍보 등이 종합적으로 이루어지는 시설이라고 OECD/NEA, 2001에 정의하고 있다.

현재 몇몇 선진국에서는 방사성폐기물 처분장 건설과 더불어 URL시설을 구축하고 있으며, 우리나라 또한 독자적인 고준위폐기물처분시스템 개발 및 실증을 목적으로 2006년 말 건설된 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)을 1단계 건설하여 일부 연구를 수행하고 있다. 원자력발전으로 인한 방사성폐기물이 늘어나고 있는 시점에서 우리나라는 방사성폐기물처분장을 건설하게 되었으며, 이에 따른 국내에 적합한 기술개발을 위한 URL시설의 확장 및 추가건설이 필요한 시점에 다다르게 되었다.

우리나라의 KURT의 경우 소규모의 Purpose Built Generic 지하연구시설로 분류가 되며 1단계 건설을 하여 일부 연구를 수행하고 있다. 하지만 현재의 1단계 KURT 시설에서는 규모 및 심도를 고려할 때 기초적인 연구 수준을 벗어날 수 없는 단계이므로, 실질적인 처분시스템 안전성 실증을 위하여 처분장 예상심도의 지질환경 확보가 필요하다. 또한, 처분 시스템 안전성 실증에 장기간 소요되므로 처분장 개발 프로그램의 적기에 지하연구시설 확보가 필요하다. 이러한 지하연구시설에서 이루어지는 장기적인 실증시험 및 처분시스템 최적화 과정은 처분장 건설 전에 마무리 되어야 하므로 조기에 처분장 예상심도의 지하연구시설을 확보하는 것이 시급하다.

2. 본론

2.1 처분안전성 규제

URL의 경우, 방사성폐기물 처분에 관련된 제반 기술들(처분시스템의 현장 실증 시험, 예비안전성 평가, 처분장 건설 및 운영 엔지니어링 기술 실증 등)이 실시되는 곳으로 무엇보다 안전성확보와 시설에 대한 신뢰성, 객관적인 수용성이 매우 중요하다. 이에 따라 ICRP 권고, IAEA의 안전 표준, NEA등 수많은 실무자회의 및 주요 현안들에 관하여 검토를 하여 크게 시설의 성능과 인간보호 기준 두가지 측면으로 분류하여 다음과 같이 제시하였다.

2.1.1 성능기간의 시간 범위

성능기간은 사용후핵연료의 처분안전성 확보를 위해 요구되는 처분시스템의 선능 유지기간을 나타내는 시간 범위로서, 안전성평가 시 요구되는 최소한의 평가기준으로 시간적 범위를 나타낸다. 처분사업 선행국가들을 중심으로 수많은 규정과 안전사례는 백 만년에 달하는 평가기준 기간을 제안하고 있는데, 미국의 경우 유카산처분장 안전성 평가를 위해 10,000년으로 지정하였으나, 법원의 장기적 안전성에 대한 이의제기로 성능시간 범위를 1,000,000년으로 적용하였다. 스웨덴의 경우 처분장 폐쇄후 1,000년, 100,000년, 100,000년 이상 등 세가지로 분류하여 적용하였고 프랑스는 10,000년까지 적용하여 평가하도록 규정하였다.

2.1.2 인간보호를 위한 선량·위험도 기준

선량과 위해도 두 측면에서 위해도는 방사성폐기물처분의 분석에 관한 한 잠재적인 노출의 최종적인 추정치이며 노출의 발생 가능성 변화정도가 다양하기 때문에 근본적인 개념으로서 선량치에 비해 기준으로서 적용이 더 적합하다고 볼 수 있다. 하지만 위해도의 경우 난해하고 먼 시간의 특정사건에 대한 적용시 불활실성의 노출가능성들이 높아 진화시나리오와 가장 흡사한 경우에 대하여 주요 지표 혹은 기준으로서 선량치를 사

용할 것을 권고하고 있다.

· 미국
- peak dose로 0.15mSv/y(10,000년 이내)와 1mSv/y(1,000,000년 이내)로 이원화 적용

· 핀란드 / 프랑스
- 일반인에 대한 선량한도를 0.1Sv/y로 제시, 자연현상등으로 야기되는 상한치를 5mSv/y를 제시, 프랑스는 0.25mSv/y로 제시

· 스웨덴
- 선량개념이 아닌 위해도를 적용 10^{-6}/y 수준이하로 제한

2.2 천연방벽의 기능과 요건 체계

URL시설의 실질적인 처분시스템 안전성 평가를 위해서는 처분장 예상심도의 지질환경이 필요하며, 실제 처분 유사환경은 450m 심도의 연구터널에서 확보 가능할 것으로 예상된다.

이런 시설의 안전성확보를 위한 기본원칙은 다중방벽개념에 의한 접근을 할 수 있는데 우선적으로 인간 및 자연환경으로부터 격리기능을 확보하는 것이고, 핵종이 시설로부터 누출되었을 경우 생태계에 이르는 환경에서 충분한 지연기능을 확보하는 것이다. 천연방벽의 기능은 처분시스템의 다양한 성능의 유지에 직/간접적으로 영향을 미치며, 또한 이들 성능의 수준을 결정하는 인자로서 작용한다. URL시설의 안전성확보를 위한 부지의 요건은 처분방벽의 성능이 반드시 만족되어야 할 항목들로 구성되며 다음과 같다.

· 천연방벽의 안전성 관련 지질환경 관련 인자
· 천연방벽의 격리기능 관련 지질환경 관련 인자
· 천연방벽의 기연기능 관련 지질환경 관련 인자

방벽성능에 대한 분석 업무는 수많은 지질환경 인자를 포함하며, 임의의 기능의 확보에 기여하는 일부 인자들에 대한 충분요건은 분석과정이 끝난 후, 개별인자에 관한 충분요건으로 세분된다. 그러나 일반적으로 처분안전성 기능은 다양하고 수많은 인자들 간의 상호작용하는 조건에 좌우되며 일부 기능은 측정 인자들의 조합으로 그 기능의 확보가 가능한 경우도 있다.

2.3 국내외 URL요건 현황 분석 및 검토

· GTS
: Grimsel Test Site
스위스 마이링겐 지역에 위치한 방사성폐기물의 심지층 처분연구를 위한 지하시험 시설로서 전반적으로 균질한 결정질암에 분포, 연구에 적합한 단열대 또한 분포하고 있다.

· MIU
: Mizunami 초심지층연구소
두 개의 암종 퇴적암 지역과 화강암 지역에 시설이 위치해 있으며, 충분히 안정한 지하처분장 구축을 하기 위하여 선행 건설한 고준위 방사성폐기물 처분기술 연구시설.

· 뷰어
2000년에 Meuse, Haute-Marne지역에 건설된 고준위폐기물 심지층처분을 위한 지하연구시설로써 점토암질에 위치하고 있다.

· KURT
: KAERI Underground Research Tunnel
우리나라 고유의 독자적인 고준위폐기물처분 시스템 개발 및 실증을 목적으로 2006년 말 건설된 1단계 지하처분연구시설이며 화강암분포지역에 심부시추공을 이용하여 건설.

3. 결과

방사성폐기물처분시설 개발 프로그램을 지원하기 위한 처분시스템의 현장실증시험, 예비안전성 평가 및 엔지니어링기술 실증과 대국민 교육홍보·이해증진 등이 종합적으로 이루어지는 지하연구시설은 실제 처분심도를 확보하여 연구를 수행하는 것이 가장 바람직하다. 이러한 URL이 확보되면, 한국형 처분시스템 실증으로 상용처분사업 기반기술을 구축하고, 국내 전문기술수준의 향상과 국제 협력프로그램 활성화를 통한 기술수준 선진화에 활용될 것이다. 또한, 국가정책 수립과 방사성폐기물 처분 관련 수용성등에 유용하게 활용될 것이다.

구리 치환 벤토나이트의 수착 특성

이재광*, 이승엽, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

벤토나이트는 팽윤압이 높고 양이온성 방사성핵종을 잘 수착하기 때문에 방사성폐기물 처분장의 완충재 물질로 고려되고 있다. 심부 처분환경에서 처분용기가 부식될 경우 처분용기로 부터 용출된 구리가 벤토나이트의 층간 양이온과 치환되어 벤토나이트의 특성이 변화할 수 있다. 심부 지하환경에서 핵종 이동의 지연과정 중에서 광물표면에 대한 수착은 핵종의 이동을 지연시키는 중요한 역할을 한다[1]. 본 연구에서는 벤토나이트의 층간 양이온이 구리로 치환될 때, 벤토나이트의 물성 변화를 관찰하였다. 또한, 벤토나이트의 핵종 수착에 미치는 구리 치환의 영향을 이해하고자 하였다.

2. 실험재료 및 방법

2.1 실험재료

벤토나이트의 구리치환 및 핵종 수착실험을 위하여 $CuCl_2$(Aldrich), $NaClO_4 \cdot H_2O$ (Sigma-Aldrich), $HClO_4$ (Sigma-Aldrich), NaOH(Fluka) 그리고, $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$(Merck) 등의 시약을 사용하였다. 경주 벤토나이트(Volclay Korea Co.)의 주 화학조성은 SiO_2 (63.3%), Al_2O_3(17.1%), Fe_2O_3(3.6%), CaO(3.0%), MgO(3.0%), Na_2O(2.3%), K_2O(0.9%), TiO_2(0.36%) 이다. 양이온교환능(Cation exchange capacity, CEC)은 57.6 meq /100 g 이다[2].

2.2 구리 치환 벤토나이트 조제

$CuCl_2$를 증류수에 용해하여 경주벤토나이트의 CEC 기준으로 각각 0.5, 1.0, 2.0 CEC에 해당하는 구리 용액을 준비하여 1 g/100 mL의 비율로 벤토나이트와 $CuCl_2$ 용액을 혼합하여 6일동안 실온에서 교반하며 반응시켰다. 화학분석을 위하여 ICP-MS(Varian, Ultramass 700)를 이용하여 상등액의 칼슘, 나트륨 그리고, 구리의 농도를 분석하였다. 벤토나이트의 물성변화 측정을 위하여 XRD(Cu-Kα/Rigaku D/MAX 2200) 패턴변화를 관찰하였다.

2.3 수착실험

벤토나이트의 핵종 수착에 미치는 구리 치환의 영향을 평가하기 위하여 구리(0.5 CEC) 치환 벤토나이트와 미처리 벤토나이트에 대한 우라늄 수착에 대한 회분식 실험을 수행하였다. $NaClO_4$를 이용하여 이온강도가 각각 0.01 및 0.1 M 일 때, pH 4~9의 범위에서 실험을 수행하였다. 고액비는 5 g/L, 초기 우라늄 농도는 10^{-6} M로 하였다. 3일간 진탕교반 후, 고액분리(Φ=0.22 μm) 하여 용액 중 우라늄 농도를 측정하였다.

3. 결과 및 논의

3.1 구리치환 벤토나이트

0.0, 0.5, 1.0 그리고, 2.0 CEC의 농도로 구리를 주입하였을 때, 벤토나이트의 d_{001}면에 대한 XRD 패턴은 구리 주입량이 증가할수록 5.89, 5.91, 5.97 그리고, 6.22 (2θ)으로 증가하였다(Fig. 1). 또한, d_{001} 면 거리는 15.0, 14.9, 14.8 그리고, 14.2 Å으로 감소하였다. 벤토나이트의 층간 이온들은 구리로 치환될 경우 수화에너지의 차이로 인하여 d_{001} 면 거리가 감소한 것으로 판단된다.

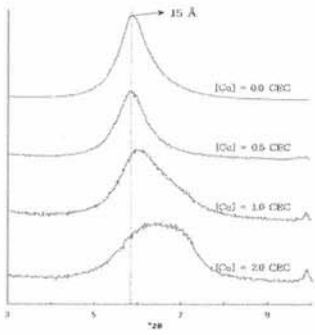


Fig. 1. XRD patterns of bentonite as a function of Cu^{2+} concentration

3.2 구리 치환 벤토나이트의 우라늄 수착

미처리 벤토나이트의 우라늄 수착은 0.5 CEC의 구리로 치환된 벤토나이트에 비하여 pH와 이온강도에 의존적인 것으로 평가되었다. 미처리 벤토나

이트는 중성영역에서 우라늄의 수착양이 가장 많았으나 산성영역이나 알칼리영역에서 수착이 약간 감소하였다(Fig. 2). pH에 의존적인 수착은 우라늄이 이온강도 조절에 사용한 나트륨과 경쟁관계에 있음을 의미한다. 또한 미처리 벤토나이트는 알칼리영역에서 칼슘이 2.5×10^{-5} mol/L 이상 용출되는 것으로 측정된 반면에 구리 치환 벤토나이트의 칼슘용출은 뚜렷하게 나타나지 않았다.

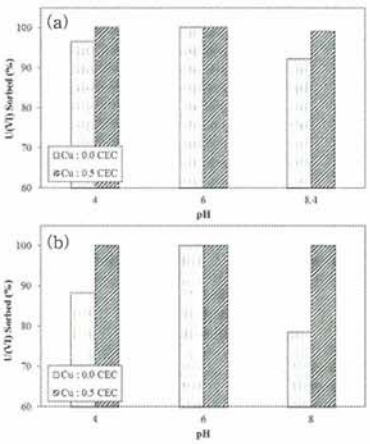


Fig. 2. U(VI) sorption by raw and Cu^{2+}-exchanged bentonite([U(VI)]=10^{-6} M); (a) I=0.01 M, (b) I=0.1 M

칼슘은 pH 8 이상의 알칼리영역에서 칼슘-우라닐-탄산 착물을 형성하는 것으로 알려졌다[3]. 수착실험 조건에서 우라늄의 화학종 형성을 이해하기 위하여 지화학코드(MINTEQA2)를 이용하여 우라늄 화학종을 계산하였다. 대기조건(pCO_2=3.16 $\times10^{-4}$ atm)에서 우라늄 농도가 10^{-6} M 일 때, 우라늄 화학종 분포를 Fig. 3에 나타내었다. 우라늄은 pH 5 이하의 영역에서 주로 UO_2^{2+}의 형태로 존재하며, pH 5~8의 영역에서는 UO_2OH와 $(UO_2)_2(CO_3)(OH)_3^-$로 존재한다. 그러나 우라늄 화학종 분포는 pH 8~9 범위에서 칼슘의 영향을 많이 받는 것으로 나타났다. 칼슘이 없을 때, 우라늄은 주로 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$의 형태로 존재한다(Fig. 3a). 하지만 칼슘이 2.5×10^{-5} mol/L 있을 때, 수착친화도가 낮은 $CaUO_2(CO_3)_3^{2-}$의 형태로 존재한다(Fig. 3b).

수착실험결과와 화학종계산을 통하여 미처리 벤토나이트에 대한 우라늄 수착은 낮은 pH 구간에서는 벤토나이트 수착점의 전하특성에 영향을 받고, 알칼리 영역에서는 칼슘의 영향을 받는 것으로 판단된다. 구리 치환 벤토나이트는 pH와 용출이온에 대한 영향이 적은 것으로 확인되었다.

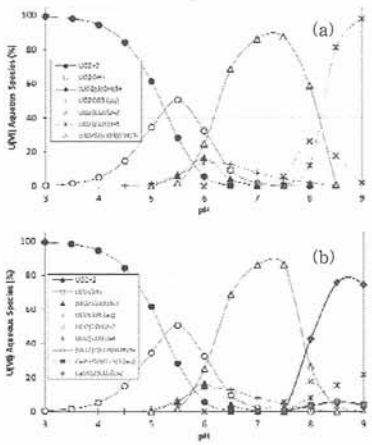


Fig. 3. Aqueous U(VI) speciation (pCO_2=3.16×10^{-4} atm, [U(VI)]=10^{-6} M); (a) [Ca^{2+}]=0 M, (b) [Ca^{2+}]=2.5×10^{-5} M

4. 결론

경주 벤토나이트의 층간에 존재하는 양이온들이 구리로 치환되면 물성을 변화시켜 우라늄 수착에 영향을 주는 것으로 판단된다. 수착 실험 결과는 미처리 벤토나이트의 경우 층간이온인 칼슘이 용출되면 우라늄 화학종 형성에 영향을 주어 우라늄 수착을 저감시켜 이동성 증가할 수 있음을 시사한다. 그러나 벤토나이트 층간 이온들이 구리로 치환되면 벤토나이트의 물성이 변화하여 우라늄 수착이 전반적으로 증가하는 경향을 나타내었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

6. 참고문헌

[1] N.A. Chapman, I.G. McKinley, and M.D. Hill, The geological disposal of nuclear waste, John Wiley & Sons, Chichester, 1987.

[2] J.O. Lee, W.J. Cho, C.H. Kang, Effect of dry density on technetium diffusion in compacted bentonite", *Envrion. Eng. Res.*, **7**, 219-225, 2002.

[3] P.M. Fox, J.A. Davis, J.M. Zachara, The effect of calcium on aqueous uranium(VI) speciation and adsorption to ferrihydrite and quartz, *Geochim. Cosmochim. Acta*, **70**, 1379, 2006.

지하처분연구시설 근계암반 손상대에서의 수리특성 변화

조원진*, 김진섭, 이창수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
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 수직 또는 동굴 벽에 수평으로 원통형 처분공을 굴착한 후, 처분공 내에 고준위폐기물을 포장한 처분용기를 정치시키고 처분공 내 벽과 처분용기 사이의 공간은 완충재로 충전시킨다.

처분공 및 처분동굴 주변의 암반을 근계암반(near-field rock)이라고 하며, 근계암반 중 처분공이나 처분동굴에 밀접한 영역에는 처분장 굴착 중의 발파 충격이나 굴착 후의 응력 재분포 현상으로 인해 미세 균열이 형성된다. 이 미세 균열로 인해, 암반의 물성이나 상태가 굴착 전과 달라진 암반영역을 손상대라 한다. 손상대는 처분동굴의 구조적 안정성을 저하시킬 수 있을 뿐만 아니라, 지하수의 이동을 촉진시켜 처분된 폐기물로부터 방사성핵종이 생태계로 유출되는 이동 경로를 제공할 가능성이 있다. 그러므로 손상대에서의 수리특성의 변화를 규명하는 것은 심지층 처분장의 방사선적 안전성을 확보 측면에서 매우 중요하다.

손상대의 크기와 손상대에서의 수리특성 변화 정도는 암반의 상태와 적용되는 굴착 방법에 따라 달라진다. 일반적으로 굴착 대상 암질이 양호할수록 손상대의 크기가 작으며, 터널 보링 머신(TBM)을 사용하여 굴착하면, 발파 방식을 사용할 때보다 손상대의 발생이 작기 때문에 수리특성의 변화도 작다.

이 논문에서는 한국원자력연구원의 지하처분연구시설 (KURT)의 근계암반에서 수행된 손상대에서의 수리특성 변화 현장측정 실험 결과를 요약하였다.

2. 지하처분연구시설

지하처분연구시설 (KURT)은 한국원자력연구원 내에 위치하고 있는 T 자형의 지하터널 구조물이로서, 크게 진입터널과 연구모듈로 구성된다. 진입터널은 하향경사 10%, 길이 180 m인 직선형이며, 진입터널의 막장 부근에 좌우로 연구모듈이 배치되어 있다. 연구모듈은 우측 모듈의 길이가 45 m, 좌측모듈의 길이가 30 m로 총 75 m이다. 진입터널과 연구모듈은 모두 폭과 높이가 각각 6 m인 말굽형 단면을 가지고 있다. 지하처분연구시설은 결정질 화강암반에 위치하고 있으며 연구모듈은 암반이 노출되어 있어, 각종 현장실험을 수행할 수 있다.

3. 현장실함

손상대에서의 수리특성 측정실험은 우측 연구모듈에서 수행되었다 (그림 1). 손상대에서 미세균열의 존재에 따른 투수계수 변화를 규명하기 6개의 시추공이 굴착되었으며, 터널 벽으로부터 암반 내부로의 거리에 따른 투수계수의 변화를 조사하였다.

손상대는 터널 벽 표면으로부터 암반 내로 얕은 깊이에 국한되어 형성되어 있으므로, 손상대에서의 투수계수 변화를 측정하기 위해 물 대신 질소 기체를 이용하였다. 시추공 내에서 길이 0.2 m인 시험 구간 양단에 설치된 두개의 고무 가스켓을 팽창시켜 시험 구간을 격리시킨다 [1]. 격리된 실험 구간 내에 350 - 360 kPa 의 압력으로 질소 기체를 주입하면, 구간의 벽면에 존재하는 균열을 통해 질소가 주위 암반으로 누출된다. 시험구간 벽면을 통해 누출되는 질소의 양으로부터 손상대의 투수계수를 구한다. 투수계수 측정은 터널 표면으로부터 시추공을 따라 깊이 4 m 지점까지 0.2 m 의 간격으로 연속적으로 측정하였다.

측정 결과 일반적으로, 터널 벽으로부터 암반 내로 들어 갈수록 투수계수는 감소하는 것으로 나타났다. 이것은 손상대가 터널 표면 근처에 심하게 나타나며, 터널 표면으로부터 암반 내로 어느 정도 이상 들어가면 손상대의 영향이 감소하기 때문이다. 따라서 암반 내 깊은 지점에서 투수계수를 측정하면, 손상되지 않은 암반의 투수계수

가 관측된다. 비록 측정된 투수계수 데이터의 변이가 심하기는 하나, 일반적으로 터널 벽면으로부터 약 2 m 정도의 깊이까지는 투수계수가 감소하였으나, 그 이후에는 거의 일정한 값을 나타내었다. 따라서 수리특성 변화의 관점에서 보면, 손상대의 크기는 표면으로부터 약 2 m 정도라고 할 수 있다. 손상대의 투수계수는 무결암의 경우보다 약 2 승수(orders) 정도까지 증가하는 것으로 나타났다.

Goodmanjack 실험에서 측정된 손상대의 깊이는 터널 벽에서 0.6 - 1.8 m이므로 [2], 투수계수 관점에서 본 손상대 크기가 변형계수로부터 추정된 손상대 크기보다 크다. 이것은 손상대에 존재하는 미세한 균열이 암반의 역학적 강도에는 큰 영향이 없더라도 지하수의 이동을 촉진시키는 요인이 되어 방사선적 안전성에는 중요한 영향을 미칠 수 있다는 것을 시사해 준다.

4. 결론

한국원자력연구원에 위치한 지하처분연구시설(KURT)에서 손상대에서의 수리특성 변화를 규명하기 위한 현장실험이 수행되었다. 암반의 투수계수는 터널 벽면으로부터 약 2 m 정도의 깊이까지는 감소하고, 그 이후에는 거의 일정한 값을 보여주었다. 손상대의 투수계수는 손상을 받지 않은 암반의 투수계수에 비해 두 승수까지 높게 나타났다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] Choi, J.W., Cho, W.J., Kwon, S., Lee, J.O., Park, J.H., Kang, C.H., Kim, J.S., Choi, Y.C., Ji, S.H., Chung, J.T., Lee, C.S., " Validation of the Performance of Engineered Barriers," KAERI/RR-3419/2011, Korea Atomic Energy Research Institute, 2012.

[2] Kwon, S., Lee, C.S., Cho, S.J., Jeon, S.W., Cho, W.J., Kim, J., "An investigation of excavation damaged zone at the KAERI underground research tunnel," Tunnelling and Underground Space Technology, 24, 1-13 (2009).

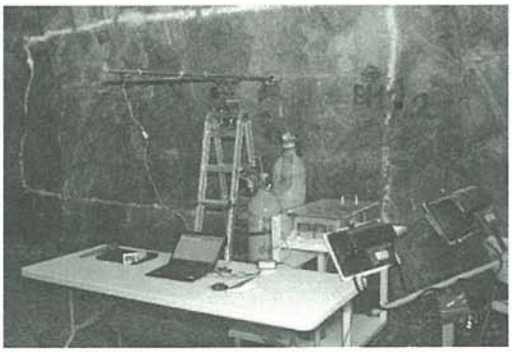


Fig. 1. In-situ measuring system for permeability in EDZ

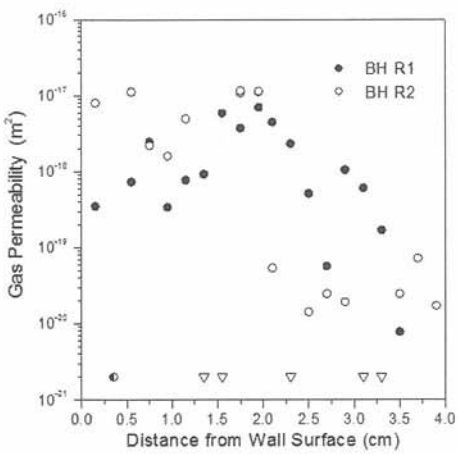


Fig. 2. Permeability in rock as a function of the istance from the tunnel wall

KURT 내 시추공히터시험 결과 분석을 위한 암반 열해석과 Over-coring

윤찬훈*, 이창수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
chyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 세계 각국은 방사성 붕괴열이 발생되는 고준위 폐기물을 안전하게 관리하고 처리하기 위해 지하 심부 암반에 처분하는 것을 가장 타당한 방안으로 고려하고 있다. 이러한 추세에 따라 국내의 경우, 한국원자력연구원에서 지하처분연구시설(KURT)을 건설하여 지하 처분에 대한 다양한 연구를 수행하고 있다. 심지층 처분을 위해서는 심부 암반에 작용하는 높은 응력과 지하수압 그리고 폐기물에서 발생하는 높은 붕괴열로 인한 처분장 주변 환경의 변화에 대해 장기적으로 열-역학적 거동을 분석하고 예측하여 처분시스템에 적용하여야 한다. 이에 본 연구에서는 KURT 내 우측 연구 모듈에서 수행된 시추공히터시험(BHT, Borehole Heater Test)의 결과를 이용하여 암반 내 열적 거동과 ABAQUS 6.10을 이용한 열해석 결과를 비교하였다. 그리고 추가적으로 시추공히터시험 결과의 검증을 위해 2개(A1, B1)의 관측공을 대상으로 Over-coring 작업을 실시하여 그라우팅 상태와 삽입된 센서의 개수, 위치를 확인하였다. 그리고 관측공 주변의 지하수 유입 상태, 암질, 절리 분포를 조사하였다.

2. 본론

2.1 시추공히터시험

시추공히터시험은 Fig.1과 같이 한국원자력연구원 내에 위치한 지하처분연구시설(KURT) 우측 연구모듈 벽면에 히터와 100여개의 온도 및 압력 센서를 암반 내부에 삽입하여 암반의 열-역학적 장기 거동 모니터링을 목적으로 한 현장실험이다. 히터를 비롯하여 온도 및 압력센서들은 Fig.2와 같이 히터를 중심으로 약 30cm 간격으로 4방향으로 설치하였다. 그리고 온도센서들은 각각의 관측공에 삽입한 후 그라우팅 처리를 하였다. 2007년 12월부터 2008년 6월까지 히터온도를 20℃부터 5℃ 단위로 평균 90℃까지 증가시켰으며, 2010년 9월 까지 90℃로 유지시켰다. 그 이후 히터의 온도를 120℃까지 상승시켰고 2011년 8월에 히터의 작동을 정지시켰다.

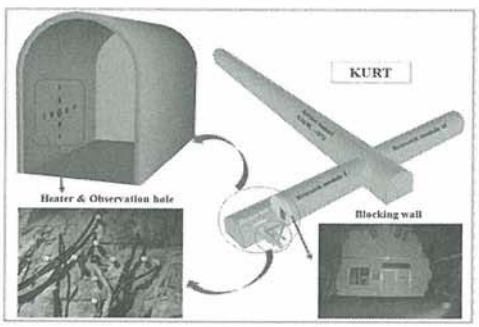


Fig. 1. Borehole heater test at KURT

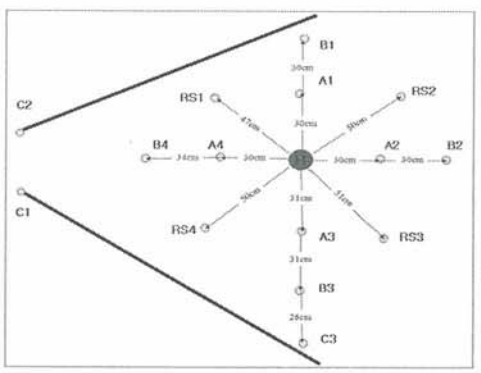


Fig. 2. Location of heater and sensors[1]

2.2 암반 내 온도분포 및 열해석

시추공히터시험 결과를 비교하기 위해 유한요소해석 프로그램인 ABQQUS를 이용하여 해석을 수행하였다. 해석모델의 크기는 30m×30m×30m로 설정하였다. 암반의 열전도도는 실내 암석실험 결과인 3.03W/m·K을 적용하였으며[2], 굴착으로 인한 EDZ 구역을 터널 벽면으로부터 2m로 가정하여 열전도도를 2.43W/m·K으로 적용하였다. 그리고 터널 벽면에는 대류열전달 효과를 고려하여 대기온도 15℃, 열전달계수 4.73 $W/m^2 \cdot K$을 사용하였다[3]. Fig.3의 (a)는 해석에 사용된 격자모델을 나타내고 있으며, (b)~(d)는 각 관측공의 센서들에게서 획득한 결과와 수치해석 결과를 비교하여 도시하였다.

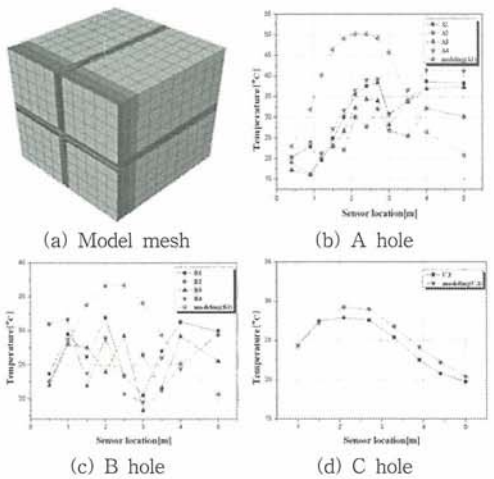


Fig. 3. Results of simulation

A 관측공의 경우, A4 에서 최대온도인 41.29℃, 최저온도는 A3 에서 16.06℃를 나타냈다. 그리고 터널 벽면으로부터 약 3m ~ 3.5m 지점에서 급격히 온도가 감소하는 경향을 보였다. 모델링 결과는 예상대로 히터가 삽입된 1.2m ~ 3.2m 구간에서 최대온도를 보였으며, 실험 결과에 비해 약 30% 증가된 50.17℃를 나타냈다. B 관측공의 경우, 일정한 패턴을 찾아보기 어려웠으나 A 관측공과 마찬가지로 3m 부근에서 급격히 온도가 감소하는 현상이 나타났다. 모델링 최대온도는 실험결과보다 약 15% 증가된 36.72℃를 나타냈다. 이 같은 차이는 암반 내부에 무수히 존재하는 절리나 대수층 때문인 것으로 추측된다. A, B 관측공 결과와는 달리 히터로부터 약 0.9m 이격된 C 관측공의 열해석 결과는 약 4% 차이로서 상당히 유사한 결과를 나타냈다. 이러한 이유는 히터로부터 멀어질수록 암반온도의 변화폭이 적고, 히터로부터 이격거리가 증가하면서 암반의 위치에 따른 특성이 평균화되었기 때문인 것으로 판단된다.

2.3 Over-coring

열해석 결과, A와 B 관측공에서의 실험 결과와 상당한 차이를 나타냈다. 이에 암반과 센서들의 상태를 확인코자 A1과 B1 관측공에 대해 Over-coring 작업을 결정하였고, Fig.4와 같이 2012년 11월 21일 부터 23일 까지 작업을 실시하여 Fig.5와 같이 코어를 회수하였다. 직경 38mm인 관측공을 150mm 직경으로 약 1m 간격으로 A1과 B1 각각 5m, 1.6m 굴착을 하였다.



Fig. 4. Over-coring operation

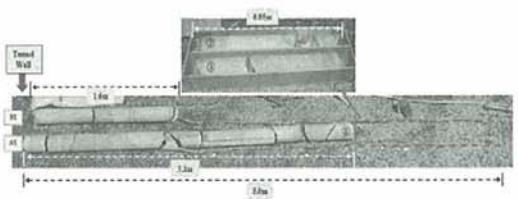


Fig. 5. Recovered core(A1, B1)

Over-coring 결과, 센서들의 위치 및 개수는 정상적으로 설치되어 있었으나 관측공 내 그라우팅의 상태가 불량인 것을 확인하였다. 그리고 A1 관측공이 중심에서 우측방향으로 약 1.5° 각도로 빗나가 약 3m 이후로는 코어 내에 관측공을 확인할 수 없었다. 코어 내 우세한 절리는 A1의 경우 약 10여개 이상 발견되었고, 지하수와 장기간 접촉한 부분도 다수 포함되어 있는 것으로 판단하였다.

3. 결론

본 연구에서는 KURT 내에서 수행된 시추공히터시험의 실측결과를 바탕으로 암반의 열적 거동을 분석하고자 열해석을 수행하였다. 그리고 실측결과와 큰 차이를 나타내는 이유를 확인하고자 Over-coring 작업을 실시하였다. 회수된 코어를 면밀히 분석하여 열해석에 적용한다면, 실험결과와의 격차를 상당 부분 줄일 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 권상기, 이창수, 윤찬훈, 전석원, 조원진, "지하처분연구시설(KURT)에서의 시추공 히터 시험", 한국암반공학회, 터널과 지하공간, vol. 21(3), pp.225~234(2011).

[2] 조원진, 권상기, 최종원., "지하처분연구시설 부지 화강암의 열전도도", 한국암반공학회, 터널과 지하공간, vol. 18(3), pp.219~225(2008).

[3] Chanhoon Yoon, Sangki Kwon, Jin Kim, Heuijoo Choi, "An experimental study regarding the determination of seasonal heat transfer coefficient in KURT by convection conditions", Safety Science, Vol 51, pp.241~249, (2013).

열역학모델을 이용한 벤토나이트에 Sr(II) 이온의 흡착기작 규명

민제호*, 김정우, 이재광, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jhmin1031@gmail.com

1. 서 론

방사성폐기물 처분 시스템에서의 핵종이동관련 연구에서 열역학모델은 핵종과 매질간의 흡착 메커니즘 및 경로를 이해하는데 좋은 도구로 사용되고 있다[1].

방사성폐기물처분장에서 완충재로 사용되는 벤토나이트는 모서리부분에 의한 Surface Complexation(SC), 층간부분의 Ion-Exchange(IE) 반응으로 양이온 핵종이동을 지연시킬 수 있다. 이에 본 연구에서는 열역학모델을 이용하여 Sr(II)와 벤토나이트의 흡착기작에 따른 Sr(II)의 흡착을 정량화하였다.

2. 모 델

벤토나이트의 특성은 열역학모델의 주요 입력자료 중 하나로써 전 세계적으로 다양한 관점에서 연구가 이루어진 MX-80 벤토나이트 자료를 사용하였다 (Table 1). 모델링 조건으로 10^{-5} mole/L $SrCl_2$ 10 mL 용액과 0.01~10 g MX-80 벤토나이트를 반응시킨 회분식 실험을 고려하였다. 모델에 사용된 평형상수(Log K)는 Table 2에 나타내었다.

Table 1. Parameters used in the thermodynamic model

Parameters	MX-80	Ref.
BET area (m^2/g)	31.5	[1]
CEC (meq/g)	0.750	[2]
Initial ≡XNa (meq/g)	0.606	[2]
Initial $\equiv X_2Ca$ (meq/g)	0.096	[2]
Initial ≡XMg (meq/g)	0.041	[2]
{≡Bento^s_OH}tot (meq/g)	0.0016	[3]
{≡Bento^w_OH}tot (meq/g)	0.033	[3]
Dissolved Species(mole/L)		
CO_3	2.56E-03	[4]
Na	2.55E-01	[4]
Ca	1.53E-02	[4]
Mg	6.65E-03	[4]
K	9.17E-04	[4]
SO_4	5.53E-02	[4]
Cl	1.66E-01	[4]
Si	1.02E-04	[4]

3. 결과 및 토론

pH 조건에 따라 벤토나이트와 Sr(II)의 흡착 후 용액 중에 용해되어 있는 $[Sr(II)]_{total}$의 농도를 Fig. 1에 나타내었다. 여기서, $[Sr(II)]_{total}$은 Sr^{2+}, $SrHCO_3^+$, $SrCO_3$(aq), SrOH의 몰농도 합으로 계산되었다.

0.01~0.1 g의 벤토나이트는 용액 중 대부분의 Sr(II)을 제거하지 못하였다. 이는 흡착 전 벤토나이트에서 용해된 상당량의 경쟁이온(Na, Ca, K 등)들이 Sr(II)의 흡착에 방해인자로 작용한 것으로 추정된다. 하지만 벤토나이트가 1 g 이상 존재 할 때는 풍부한 흡착사이트에 의해서 Sr(II)의 제거가 나타기 시작하였고, 이는 pH에 따른 다른 경향을 보이는 것으로 나타났다.

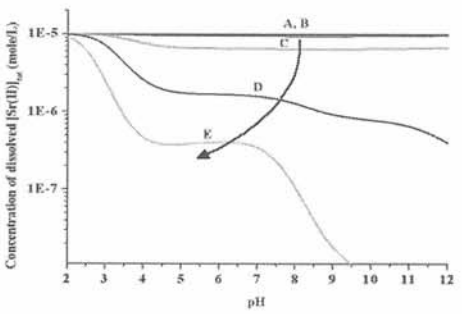


Fig. 1. Concentration of [Sr(II)]total remained in aqueous solution after isotherm with bentonite (A=0.01 g, B=0.1 g, C=1 g, D=10 g, E=100 g); increasing the amount of bentonite following the arrow

Sr(II)의 흡착기작과 양을 IE와 SC 반응으로 나누어 Fig. 2에 나타내었다. 0.1~1 g의 벤토나이트에서는 IE 반응이 주 기작이고, 10~100 g의 벤토나이트에서는 약 pH 7 이하에서 IE(X_2Sr) 반응이, 약 7 이상에서 SC (≡Bento^w_OSr$^+$) 반응이 주로 일어나는 것으로 나타났다. 수소이온의 농도는 IE 반응에서 경쟁이온 으로만 작용하지만 SC 반응에서는 Sr(II)과 흡착 할 수 있는 벤토나이트 SC 표면(≡Bento^w_O$^-$ 혹은 ≡Bento^w_OH)을 형성하는 주요 인자로 작용한다. 따라서 벤토나이트에서 Sr(II)의 SC 반응은 pH에 상당히 의존한다.

Table 2. Log K used in the thermodynamic model

Reaction	Log K	Ref.
Ion-Exchange(IE)		
$XNa + K^+ \rightarrow XK + Na^+$	0.60	[4]
$2XNa + Mg^{+2} \rightarrow X_2Mg + 2Na^+$	0.34	[4]
$XNa + H^+ \rightarrow XH + Na^+$	3.00	[4]
$XNa + CaOH^+ \rightarrow XCaOH + Na^+$	2.50	[3]
$2XNa + Ca^{+2} \rightarrow X_2Ca + 2Na^+$	0.41	[4]
$2XNa + Sr^{+2} \rightarrow X_2Sr + 2Na^+$	0.66	[5]
Surface Complexation(SC)		
$\equiv Bento^s_O^- + H^+ \rightarrow \equiv Bento^s_OH$	10.5	[1]
$\equiv Bento^s_OH + H^+ \rightarrow \equiv Bento^s_OH_2^+$	6.00	[1]
$\equiv Bento^w_O^- + H^+ \rightarrow \equiv Bento^s_OH$	7.90	[1]
$\equiv Bento^w_OH + H^+ \rightarrow \equiv Bento^w_OH_2^+$	4.50	[1]
$\equiv Bento^w_OH + Ca^{+2} \rightarrow \equiv Bento^w_OCa^+ + H^+$	-4.40	[5]
$\equiv Bento^w_OH + Sr^{+2} \rightarrow \equiv Bento^w_OSr^+ + H^+$	-5.20	[5]

0.01~1 g 의 벤토나이트에서는 SC 반응 사이트 부족으로 IE 반응이 Sr(II) 제거에 주요 기작으로 작용하였다. 하지만 이러한 실험실 규모의 회분식 실험과 달리 실제 방사성폐기물처분장 현장에서는 Sr(II) 제거에 다량의 벤토나이트(10~100 g 조건과 유사함)가 충분한 SC 반응사이트를 제공하여 SC 반응이 주요 기작으로 작용 할 것으로 예측된다.

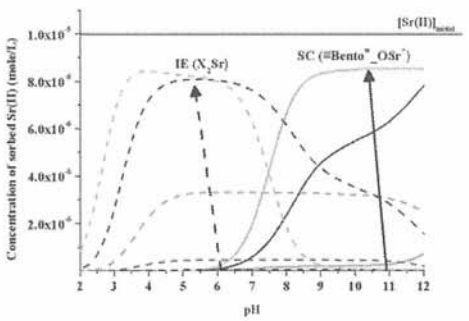


Fig. 2. Concentration of sorbed Sr(II) as a function of pH, sorption mechanism (IE and SC), and the amount of bentonite(following the arrow)

벤토나이트와 흡착 후 용액 중 남아있는 $[Sr(II)]_{total}$의 화학종을 Fig. 3에 나타내었다. 대부분의 pH 영역에서 Sr^{2+}이 주요화학종으로 용해되어 있고, pH 6 이상에서 소량의 Carbonate 혹은 Hydroxyl 형태의 Sr(II) 화학종이 형성되었다. 이는 현재 모델에서 $SrHCO_3^+$, $SrCO_3(aq)$, $SrOH^+$와 벤토나이트의 반응 평형상수가 고려되지 못하였기 때문에 용해된 상태로 계속 존재하는 것이다.

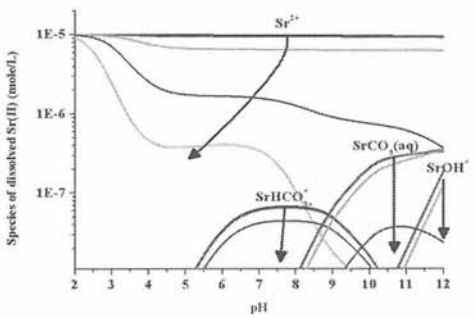


Fig. 3. Concentration of Sr(II) species after isotherm with bentonite as a function of pH and amount of bentonite; increasing the amount of bentonite following the arrows

4. 결 론

본 연구에서는 방사성폐기물 처분시스템에서 완충재로 사용되는 벤토나이트와 Sr(II)의 흡착기작을 규명하기 위하여 Surface Complexation과 Ion-Exchange를 고려한 열역학모델링 연구를 수행하였다. 그 결과, 실험실 규모에서는 IE가 흡착의 주요 기작으로 작용하였지만, 현장 규모에서는 SC이 주요 흡착 기작으로 작용할 것으로 예측되었다.

5. 참고문헌

[1] M H Bradbury, B A Baeyens, J. Cont. Hydro. 6, 27, 223 (1997).
[2] E. Wieland, H. Wanner, Y. Albinsson, P. Wersin, O. Karnland, SKB Technical Report TR 94-26, Stockholm, Sweden (1994).
[3] G. Montavon, E. Alhajji and B. Granbow, Environ. Sci. Technol., 40, 4672-4679 (2006)
[4] Bradbury M.H., Baeyens B. PSI Report N. 02-10, Nagra NTB, 01-08, (2002).
[5] T. Missana, M. Garcia-Gutiérrez, Physics and Chemistry of the Earth 32, 559-567 (2007).

고준위폐기물 심부시추공 처분시스템 요소기술 현황 분석

이종열*, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라에서는 1978년부터 원자로 상업운전을 시작하였으며, 이들 원자력발전소로부터 발생하는 사용후핵연료를 고준위폐기물로 관리하는 방안을 가정하여 사용후핵연료를 직접처분하기 위한 연구는 1997년부터 시작하였다. 그 결과로 국내 환경에 적합한 사용후핵연료 기준 처분시스템 개발을 완료하였으며, 현재는 사용후핵연료로부터 재활용 가능물질을 회수하는 재활용주기를 가정한 파이로공정 발생 고준위폐기물에 대한 심지층 시스템 개발 및 검증연구를 수행 중에 있다.

본 논문에서는 현재 개발 중인 500 m 정도 깊이의 지하매질에서의 Repository 형태의 처분 시스템에 대한 대안으로 심도있는 연구를 고려하고 있는 시추공 형태의 처분 시스템에 필요한 시추공 건설, 처분용기 개발, 밀봉 및 성능/안전성평가 등 주요 요소기술을 개념적으로 분석하였다.

2. 심부시추공 처분개념

2.1 심부시추공 처분개념

심부시추공 처분은 지표에서 지하 5 km 심도까지 시추공을 뚫어 3~5 km 구간에 공학적방벽 개념으로 사용후핵연료를 포함하는 고독성 장반감기 방사성폐기물을 처분하고, 처분구간 위쪽부터 지표까지 (지표~3 km)의 구간은 벤토나이트, 아스팔트 등으로 밀봉하여 지표 생태계와 완전하게 격리시키는 개념이다(Figure 1).

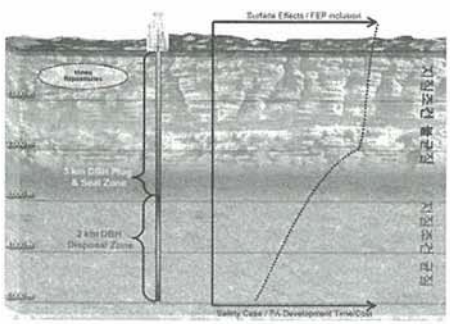


Fig. 1. A concept of VDBD Technology

2.2 심부시추공 처분과 심지층처분 비교

현재 스웨덴, 핀란드 등에서 상용화를 위하여 건설인허가 심사중인 심지층처분기술과 심부시추공 처분에 대한 처분개념, 처분심도, 핵종 용해, 핵종 이동, 폐쇄후 사후관리, 안전성 및 회수성에 대한 간략한 비교는 아래 Table 1 에 나타내었다.

Table 1. Comparison between VDBD and DGD

심부시추공처분기술 (VDBD)	심지층처분기술 (DGD)
3~5 km	500 m 내외
· 처분용기 부식 또는 핵종용해 가능 거의 없음.	· 처분용기 수명 1,000년 예상, 핵종 부분 용해 가능성
· 지각변동 영향 무시 · 지질구조 상태균질/단순 · 고염분 층상 지하수체는 지표 가까운 지하수체와는 혼합되지 않아 지표부로 상승 흐름 불가능, 지하에 정체된 상태로 부존	· 지각변동 직간접영향 · 지질구조불균질/복잡 · 지하 500m까지의 지하수체는 지형과 강우의 직접적인 영향으로 핵종의 주 이동경로가 됨.
· 부지감시 필요 없음.	· 장기간 대규모 부지감시활동
· Safety case 단순, 예비평가 결과 DGD 대비 피폭선량 10^{-10} 이하	· Safety case 복잡, 불확실성 다수
· 회수 가능성 없음.	· 회수 → 재활용 가능

3. 심부시추공 처분 요소기술 및 현황

3.1 시추공 건설기술

시추공 건설기술은 석유개발 및 연구시추와 더불어 발달해 왔다. 공경은 심부 시추공 처분 개념에서 요구하는 것보다 작지만, 현재 호주, 프랑스, 미국에서 화강암반 내 4.5 - 5.0 km까지 시추가 행해진 바가 있다. 국내의 경우 지열개발 연구를 위하여 심도 2 km 정도의 시추공을 굴착하고 있다. 이에 따라 방사성폐기물을 심부시추공에 처분하는 것에 대한 관심이 높아지게 되었다.

3.2 처분용기 개발 및 취급

심부시추공 처분에 있어서 처분용기는 시추공 직경의 제한으로 인하여 핵연료 다발의 연료봉을 밀집하여 포장하는 것을 기반으로 한다. 또한 심부에서의 정수압 및 온도환경 등을 견딜 수 있도록 하여야 한다. 미국 SNL에서는 심부시추공 처분을 위한 고온 및 저온 처분용기를 설계하여 시추공 처분개념을 도출(Figure 2)하였으며, 이의 취급 및 적치를 위한 분석을 수행하였다.

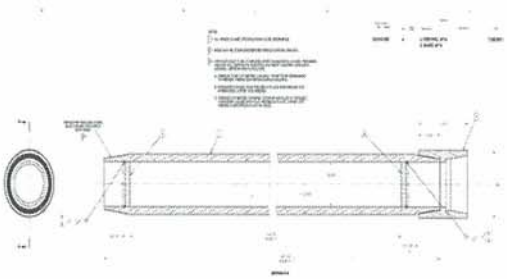


Fig. 2. A design of disposal canister for VDBD

3.3 시추공 밀봉기술

처분시추공의 밀봉은 시추공내 지하수 흐름에 대해 낮은 침투력을 가진 방벽 역할을 해야 한다. 미국에서는 처분공 밀봉영역의 구성요소를 분석하여 케이싱 내에 벤토나이트, 시멘트 등을 기반으로 하는 밀봉(Sealing & Plugging) 시스템 개념과 밀봉절차를 도출한 바 있다(Figure 3).

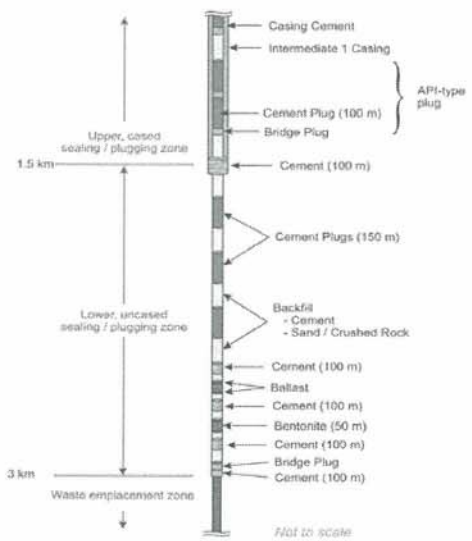


Fig. 3. A concept of sealing, plugging for VDBD

3.4 성능 및 안전성 평가 기술

방사성폐기물을 처분하는 시스템은 구성요소의 요건 및 기준에 따른 성능을 유지하여야 하며, 운영 안전성 및 폐쇄후 안전성이 확보되어야 한다. 따라서, 심부시추공 처분 시스템의 개념에 따른 성능 및 안전성 평가가 필요하다.

최근 미국은 시추공 처분 개념의 예비 성능평가 및 예비 안전성평가를 위해 유카산부지와 WIPP 부지에 적용한 것과 비슷한 총 374개의 FEPs를 선택하고 처분환경에 대해 투수도, 공극률, 열구배 및 염도 등 가상의 처분환경을 가정하여 평가를 수행하고 그 가능성을 분석하였다.

4. 결론

최근 심부지층에 Repository형 처분시스템의 대안 개념으로 보다 안전하고 효율적인 심부 시추공 처분기술에 대한 연구가 의미있게 진행되고 있다. 본 연구에서는 이러한 심부 시추공 처분기술에 대한 개념을 살펴보고 이를 구성하는 주요 요소기술에 대한 현황을 개념적으로 분석하였다. 분석 결과는 향후 국내환경에서의 심부 시추공 처분기술을 연구하는데 기초자료로 활용될 것이며, 이들 요소기술에 대한 심도있는 분석이 필요하다.

5. 참고문헌

[1] 김경수 외, "고준위방사성폐기물 심부시추공 처분개념 기술현황 분석보고서" 한국원자력연구원, KAERI/AR-929/2012, 2012.

[2] 지성훈 외, 고준위 방사성폐기물의 시추공 처분개념 연구 현황, 방사성폐기물학회지. Vol. 10(1), 2012.

[3] Brady, Patrick, et al., Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste, SAND2009-4401, Sandia National Laboratories, NM. 2009.

고준위폐기물 완충재인 벤토나이트의 자생미생물 생존력 및 영향 평가

이승엽*, 이지영, 백민훈, 정종태, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전의 부산물로 발생되는 고준위방사성폐기물을 환경적으로 안전하게 격리하는 방법 중의 하나는 암반 심지층(대략 500m 이하)을 뚫고 폐기물을 일정한 간격으로 처분하는 방법이 있다. 이 방법은 폐기물을 금속용기에 담아 벤토나이트라는 자연산 점토를 완충재로 채워 장기적으로 안전하게 보관하는 방법이다.

심지층 처분환경 조건에서 자연산 벤토나이트에 대한 물리화학적 그리고 광물학적 완충기능에 관한 수많은 연구들이 수행되어 왔다. 하지만, 지금까지 국내외적으로 벤토나이트의 생물학적 특성 및 그에 따른 영향에 관한 연구는 아주 미미한 실정이다. 이러한 주된 이유로는 처분환경에서 미생물의 영향이 과소평가되어 왔고 미생물의 생존여부도 불확실한 측면이 많았기 때문이다[1].

본 연구에서는 벤토나이트 자생미생물(indigenous bacteria)이 처분환경조건에서 생존 가능한지의 여부 및 여러 특징 등을 심지층 공학적방벽과 유사한 조건에서 실험하고 관찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

우리나라 경주시 부근에서 대량으로 산출되는 자연산 벤토나이트를 파쇄하여 200 mesh 이하의 분말로 만든 후 실험 재료로 사용하였다. 그리고, 고준위폐기물 완충재의 특성상 벤토나이트를 압축하여 사용하므로 벤토나이트 분말시료를 고압(>1.6 g/cm^3)으로 압축하였다. 본 실험에서 처분장 환경과 유사한 조건을 모사하여 크게 3가지 조건(고압축, 고온, 방사선)에서 벤토나이트를 테스트 하였다. 고압축 조건은 벤토나이트 분말의 밀도를 1.6 g/cm^3 이상으로 하였고 고온 조건은 최대 100℃, 그리고 방사선은 선량율을 최대 100 Gy/h으로 하여 실험하였다. 이와 같은 가혹실험 이후 벤토나이트 시료로 부터 배양된 미생물을 채취하여 유전자 분석을 실시하였고 벤토나이트 자생미생물의 종을 확인하였다.

2.2 고온 및 방사선 조건

분말상태의 벤토나이트 시료에 프레스를 가하여 압축(>1.6 g/cm^3)하고 이후 배양하였을 때, 약 1주일이 지나면서 검은색의 침전물이 만들어지기 시작하였다. 또한, 같은 시료를 100℃까지 가열하고 배양하였을 때 6 일이 지나면서 역시 검은색의 침전물이 생성되었다. 특히, 30℃ 조건에서보다 이틀정도 빨리 검은색으로 변질되는 특징을 보여주었다(Fig. 1).

방사선 조사를 통한 벤토나이트 미생물의 생존여부를 알아보는 실험에서는 초기 선량율을 각각 1, 10, 그리고 100 Gy/h로 하였다. 1 Gy에서는 8일 후에 검은색의 황화물이 형성되었고 100 Gy에서도 10일 후에 역시 황화물이 만들어졌다.

본 실험에서 벤토나이트를 처분장 환경과 유사한 고온 및 방사선 조사를 실시하였을 때, 대부분의 벤토나이트 미생물들은 부분적으로 성장의 제약을 받았으나 완전 사멸되지는 않았다. 또한, 미생물이 활동하면서 검은색의 황화물이 생성되었는데, 이는 벤토나이트 자체 미생물에 의해 주위 용존황산염이 환원되면서 이차적으로 생성되는 산물로 확인되었다.

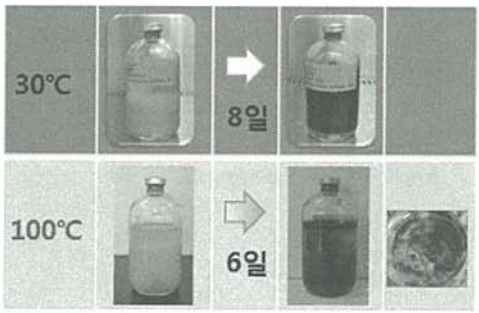


Fig. 1. Color changes of serum bottles that contained bentonite and growth nutrients, which were affected by high temperature showing a newly-developed black sulfides

2.3 벤토나이트 자생미생물 동정

가혹한 조건(고압, 고온 및 방사선)하에서 변질된 벤토나이트의 일부를 채취하여 생존 미생물의 유전자 분석을 실시하였다. 분석 결과 8 종류의 살아있는 황산염환원박테리아(SRB)를 확인하였고, 그 중에서 100℃ 이상 고온에서도 생존가능한 호열성(thermophile) SRB 4 종류가 벤토나이트에 존재하는 것으로 확인되었다.

3. 결론

고준위폐기물 완충재로 사용되는 자연산 벤토나이트에 대해서 가혹한 조건(지하처분장 유사환경)의 실내 실험을 수행하였다. 실험 결과, 고압, 고온 및 방사선 환경에 따라 벤토나이트 자생미생물들이 부분적으로 영향을 받았으나 완전 사멸되지는 않았다. 그리고, 생존 확인된 미생물들은 대부분 SRB 박테리아로써 이들의 활동에 의해 이차산물로 다량의 황화물이 생성되었다. 향후, 장기실험을 통해 처분장 완충재의 미생물에 의한 고준위폐기물의 생지화학적인 영향을 지속적으로 살펴볼 필요가 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Masurat, P., Eriksson, S., Pedersen, K., 2010, Microbial sulphide production in compacted Wyoming bentonite MX-80 under in situ conditions relevant to a repository for high-level radioactive waste. Applied Clay Science, 47, 58-64.

극환원 조건의 벤토나이트 변이 특성

이지영*, 이승엽, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ljy7522@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력은 경제적이고 환경친화적인 에너지원인 반면 부산물인 방사성폐기물은 필연적으로 발생한다. 현재 우리나라 방사성폐기물은 용기에 밀봉하여 지하심부에 처분하는 것으로 계획되어 있으며, 벤토나이트를 완충재 물질로 고려하고 있다. 이에 따라 벤토나이트와 관련된 연구가 많이 수행되어 왔다[1,2].

완충재인 벤토나이트의 물성 및 광물화학적 특성 등을 조사하고 실험할 때, 일반적으로 대기 산화상태에서 수행한다. 하지만, 실제 벤토나이트는 지하심부 처분장의 환원환경 조건에 놓이게 된다. 따라서, 지하심부에 위치하게 될 벤토나이트의 광물 및 화학적 특성 등은 극환원 조건에서 관찰하고 분석해야 한다. 하지만, 지금까지는 산화 혹은 대기 조건에서 벤토나이트의 물성을 측정하거나 분석한 자료 밖에 없는 실정이다.

본 실험에서는 경주벤토나이트를 환원 및 극환원으로 만들어 2 개월간 숙성시킨 후 환원상태에서 벤토나이트 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 시료

본 연구에 사용된 벤토나이트는 경주시 양남면 광산에서 채취한 벤토나이트로써, 이후 본 논문에서 "경주벤토나이트"라 칭한다. 경주벤토나이트는 칼슘벤토나이트로써 주 화학적 조성은 SiO_2 56.8 %, Al_2O_3 20.0 %, F_2O_3 6.0 % 및 소량의 기타 성분으로 구성되어 있다. 경주벤토나이트의 양이온교환능은 57.6 meq /100g이다[2].

2.2 실험방법

본 실험에서는 환원조건을 형성하기 위해 배양액에 전자공여체(sodium lactate)를 넣어주었다. 극환원 조건의 경우(약 -400 mV), 전자공여체와 더불어 경주벤토나이트 토착미생물을 첨가하였다.

자세한 실험과정을 설명하면 먼저 125 ㎖ serum bottle 내부에 멸균된 3차 3 mM $NaHCO_3$ 버퍼용액 100 ml와 벤토나이트 10 g을 넣고 질소로 purging한 다음, 하루동안 교반시켰다. 3 mM $NaHCO_3$ 버퍼용액과 2 mM NaCl이 혼합되어 있는 100 ml 배양액을 질소로 purging한 후, 이전에 준비한 벤토나이트 수용액을 10 ml 넣어주었다. 각각의 조건에 따라 전자수용체 2 mM와 전자공여체 10 mM, 그리고 벤토나이트 토착미생물 1 ml 을 달리하여 넣어준 후, 인큐베이터에서 30 ℃ 조건으로 2개월 동안 숙성시켰다. 경주벤토나이트 토착미생물은 경주벤토나이트로부터 미리 농화배양시킨 것으로 구체적인 실험과정은 이지영 외(2012)에 기술되어 있다[3].

2.3 실험결과

다양한 환원조건에서 2개월간 숙성시킨 벤토나이트를 관찰한 결과, 그림 1과 같이 약산화의 경우 아무런 변화가 없는 반면 환원 및 극환원으로 갈수록 벤토나이트가 점차 검은색으로 변하였다.

색상이 달라진 벤토나이트의 광물학적 변화를 관찰하기 위해 XRD 분석을 실시한 결과, 환원 및 극환원으로 갈수록 일라이트형 10Å피크가 발달하고 벤토나이트의 층간 구조가 2~3Å 이상 수축되었다(그림 2). 이러한 현상은 환원환경에서 벤토나이트를 구성하는 주 구성광물인 스멕타이



Fig. 1. Serum bottles with Gyeongju bentonite under reducing conditions

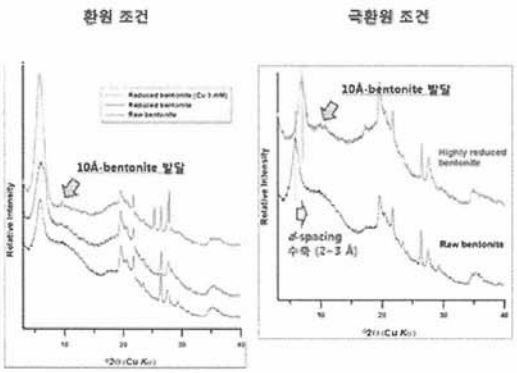


Fig. 2. X-ray diffraction patterns for the Gyeongju bentonites that were altered under reducing conditions

트 팔면체판의 Fe(Ⅲ)가 Fe(Ⅱ)로 환원되면서, 판상의 층간간격이 좁아지기 때문이다. 또한, 벤토나이트 자생미생물의 영향에 의해 광물의 산화/환원 변화가 촉진되면서 초기 벤토나이트의 변화가 심화되는 것으로 보인다.

3. 결론

본 실험에서 벤토나이트가 산화조건에서 극환원 조건으로 점차 환경이 바뀌면 벤토나이트의 기본 특성(화학 및 광물)이 변한다는 것을 알 수 있다. 벤토나이트의 색 변화 뿐만 아니라 광물 구조 내 Fe 산화수 변화, 그리고 층간 간격의 변화 등 광물화학적 변화가 동반된다. 더불어, 벤토나이트 자생미생물의 산화/환원 변화에 의해 광물 변이가 심화되는 것을 확인할 수 있었다. 이는 처분장에 위치하게 될 압축벤토나이트의 기본 물성(예 : 수리전도도) 및 특성 등이 바뀔 수 있음을 의미한다.

4. 참고문헌

[1] R. Pusch and T. Carlsson, 1985, The physical state of Na-smectite used as barrier component. Eng. Geol., 21, pp. 257-265.

[2] J.O. Lee, W.J. Cho and C.H. Kang, 2002, Effect of Dry Density on Technetium Diffusion in Compacted Bentonite. Environ. Eng. Res., 7, pp. 219-225.

[3] 이지영, 이승엽, 정종태, 최종원, 2012, 처분장 재료인 벤토나이트 내 미생물 생존 여부 및 환경적 의미. 한국방사성폐기물학회 학술논문요약집, pp. 373-374.

자연 방벽 평가를 위한 지구과학 요소 특성 분류

이정환*, 정해룡, 정재열, 이은용, 윤시태
한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 한국원자력연구원 내
oathway@krmc.or.kr

1. 서론

심지층 처분(Geological disposal)은 원전에서 발생하는 고준위폐기물을 인간과 생태계로부터 영구히 경납 및 격리, 지연하는 가장 안정적인 방법으로 평가받고 있으며, 현재 전세계적으로 가장 선호되는 방법 중에 하나이다[1]. 심지층 처분은 지하 갱도 혹은 공학적 시설, 기존 광산 및 심부 시추공 처분 등의 다양한 지층 처분방식들을 포함한다[2].

많은 원자력발전 선진국들은 고준위폐기물 심지층 처분을 위한 부지선정 작업을 수행 중에 있으며, 특히 스웨덴 및 핀란드와 같이 심지층 처분 부지를 선정한 국가들은 약 30년 이상의 조사 기간 소요와 연구 인력을 투입하여 전 국가적인 부지조사 및 평가·해석 기술들을 확보하여 왔다. 그러나, 우리나라는 아직까지 관리정책에 대한 사항은 결정된 것이 없으며 현재 사회적 의견수렴을 거치는 단계에 있다.

따라서, 본 연구는 심지층 처분의 자연방벽 요건 평가를 위해 여러 가지 지구과학 요인들의 특성 분류에 대해서 논의하고자 한다.

2. 자연 방벽 평가를 위한 지구과학 요인 특성 분류의 필요성

지구과학 요인들은 심지층 처분을 위한 다중방벽 시스템 중에서 자연방벽 안전성확보에 직접적으로 영향을 미친다. 따라서, 자연방벽의 안전성 확보를 위한 요구되는 사항은 격리기능과 지연기능이다.

격리기능은 방사성폐기물을 인간과 환경으로부터 격리시킴을 목적으로서, 완충재는 캐니스터와 자연환경과의 직접적 접촉을 방지하여 캐니스터의 건전성을 확보하며 암반은 캐니스터 자체와 완충재의 공학적, 역학적 및 화학적 등의 구조적 안정조건을 유지시키는 역할을 한다. 이러한 격리기능은 수리적으로 지하수 유동이 매우 느려서 유입 규모가 제한되고 화학적으로 지하수 이온 강도가 낮은 경우가 보다 유리하다. 또한 암반역학적으로 균질하고 등방성의 암반으로 상태이고 구조물 굴착에 최소의 영향을 미치는 응력조건을 가지는 것이 유리하다.

한편, 만약 경납 및 격리 기능이 자연적인 요건에 의해 파괴될 경우, 고준위폐기물이 지하매질을 통하여 이동되어 최종적으로 생태계로 도달하기 전에 무해한 수준으로 저감될 수 있도록 하는 것이 자연 방벽의 지연기능이다. 이러한 지연기능은 지하수의 화학성분, 암반 내의 지하수 유동 및 핵종 이동 특성에 의해 영향을 미친다. 따라서 격리와 지연 기능은 일차적으로 지구과학적 특성 요인에 의해서 크게 영향을 받는다[3].

3. 자연 방벽 평가 요건 체계

1978년 IAEA에서는 방사성폐기물 관리를 위한 제도적 확립을 위해서 11개 조항의 처분 부지 요건을 제시하였다[4]. 또한 IAEA는 4단계의 부지선정 절차와 10가지(지질, 자연변화, 수리지질, 지화학, 인간활동, 건설/공학, 운반, 환경보호, 토지, 사회적 영향)의 부지선정 지침을 제안하였다[5]. 위의 부지선정 지침 중에서 SKB는 지구화학 요인들을 크게 지질 특성, 암석역학 특성, 열적 특성, 수리지질 특성, 지구화학 특성, 핵종 이동 특성과 관련된 지질환경 요소들로 제안하였다[6].

한편, 지구과학 요인들이 심지층 처분의 자연 방벽에 어떠한 규모와 특성을 가지고 영향을 미치는가에 대한 규명이 필요하게 된다. 따라서 지구환경 인자들의 요건을 확립하기 위해 다음과 같은 용어를 제안하였다[6].

- 처분기능(function) : 성능 목표를 달성하기 위한 법적 규정/지침을 만족하기 위한 기능
- 요건(requirement) : 요소가 반드시 충족되어야 하는 안전성 조건
- 선호조건(reference) : 요소 중에서 항시 만족할 필요는 없지만, 유연하게 적용 가능한 요건
- 기준 (criteria) : 요소들에 대한 정량화된 수치 혹은 조건이나 단계별로 다른 조건 적용 가능

4. 지구과학 요소별 특성 분류

4.1 지구과학 요소 분류

지질 특성에는 지형, 토양, 암종, 소성 변형 특성, 취성 변형 특성이 포함된다. 지질학적 정보는 암석역학, 열적 특성, 수리 및 화학적 특성을 결정하기 위한 기초자료로 이용될 수 있지만, 심지층 자연 방벽 기능에 직접적으로 영향을 미치는 것은 일부분이다.

암석역학 특성은 격리 및 지연의 처분기능에 중요한 영향을 미친다. 또한 지하 구조물 형상과 건설에 직접적인 영향을 미친다. 초기 암반 응력, 균질한 암석의 역학적 특성, 단열 및 파쇄대 특성, 암반의 역학 특성, 열팽창계수, 미래 외부 요소가 포함된다.

암석의 열적 특성은 격납 처분기능에 중요한 영향을 미치며, 열전단 매개변수, 주변 온도 분포 및 구배 특성이 요소로 포함된다.

암석의 수리지질 특성 격납 및 지연 처분기능에 모두 영향을 미치며, 투수계수, 공극률 및 저류계수, 지하수 물리적 특성, 주변지표 생태계 환경, 획득 자료의 경계 조건 등의 요소들이 포함된다.

지구화학 특성은 화학적 격납과 지연의 처분 기능에 중요한 영향을 미치며, 용존 산소의 산상, pH, TDS, 유기물 및 주요 이온 생성 특성 등의 요소들이 포함된다.

핵종이동 특성은 지연 처분 기능에 직접적인 영향을 미치며, 심부 지하수 유동 특성, 유동로 특성, 유동로의 기질 특성 요소가 포함된다.

4.2 지구과학 요소들의 요건 체계 분류

지구과학 요소들의 기준 요건 체계는 각국의 방폐물 정책과 자연 방벽 특성에 따라 서로 다르게 설정하고 있다. 따라서 본 연구에서는 요건에 대해서만 제시 하도록 한다.

지형 요소의 요건으로는 지형 경사가 크지 않아야하며, 선호조건은 지형경사가 가능하한 낮은 지역을 선호한다. 암종 요소의 요건은 광상 가능성이 없어야 하고 공간 확보가 가능해야 하며, 선호조건은 모암이 가능하한 단일 암종이거나 균질해야 하고 처분장을 충분히 포함하는 암반 체적을 가진 지역을 선호한다. 구조지질 요소의 요건은 광역규모 및 국지규모 단열대가 통과하거나 인근에 위치하면 안되며, 선호조건은 암반 내 가능하한 단층대가 없거나 적고 단열의 간격이 넓으며 광역적인 소성전단대가 가능하한 지역이 선호된다. 암석의 열적 특성 요소의 요건은 지열 에너지 건설 가능 지역은 배제하며, 처분지역 주변의 최대 온도는 100℃보다 낮은 지역을 선호한다.

5. 결론

원자력 선진국들은 자연 방벽 평가를 위해 고유의 지구과학 요소의 요건 분류와 기준 설정을 마련하고 있다. 따라서 우리나라에서도 자연 방벽 평가를 위한 지질환경 요소의 정량 및 정성적인 분류 체계 도출 연구가 필요할 것으로 사료된다.

6. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 2012171020001A).

7. 참고문헌

[1] Ahn J., Apted.A.J., Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste, CRC Press, 762p (2010).

[2] 배대석, 고용권, 박주완, 박진백, 송종순, 사용후핵연료 심지층처분장부지 지질환경 기본요건 검토, 한국방사성폐기물학회지, 10(1), pp. 63-75 (2012).

[3] SKB, Geosphere process report for the safety assessment SR-Site, Technical Report, TR-10-48, 272p (2010).

[4] International Atomic Energy Agency (IAEA), Site Selection factors for repositories of solid high-level and alpha-bearing wastes in geological formations, Technical Report Series No. 177, 73p (1978).

[5] International Atomic Energy Agency (IAEA), Siting of geological disposal facilities, Safety Series No. 111-G-4.1, 48p (1994).

[6] SKB, Geoscientific suitability indicators and criteria for siting and site evaluation (TR-00-12), SKB, 143p (2000).

장심도 관정에서의 파쇄대 파악을 위한 지구물리검층 활용

이대형*, 박경우, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길111
leedh@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 방사성 폐기물 처분장의 경우 지하 심부에 위치하므로, 심부결정질암반에 대한 연구가 필요하지만 공간적, 경제적 제약으로 인해 이러한 연구들이 미미한 실정이다. 우리나라의 경우 대수층의 대부분이 결정질 암반으로 구성되어 있어, 핵종들의 주 이동통로는 절리 및 단층대와 같은 파쇄대이며 지하수의 흐름을 통해 먼 곳까지 이동하게 된다.

단열의 투수성 여부를 판단할 수 있는 직접적인 방법으로는 시추공 내 패커시험이나 양수시험이 있는데, 이러한 시험은 대수층의 수리전도도 또는 유출입되는 유량을 규명하여 대수층 자체의 수리적 특성을 직적접으로 파악할 수 있는 장점이 있으나. 시추공 전 심도에 걸쳐 분포하는 단열에 대해 정량적으로 투수 여부를 결정하는 것은 많은 시간과 경비가 필요하다[2][3]. 반면 시추공에서 간접적으로 단열의 투수성을 유추할 수 있느 방법으로 시추공 내부 암반의 물성 측정을 통하여 암반의 수리적 특성을 유추하는 물리검층 자료를 이용한 방법이 있다.

본 연구에서는 다양한 지구물리검층 방법을 통해 연구지역 내 장심도 관정에서 파쇄대 및 지하수 유동로를 추정하여 보았다.

2. 본론

대전 유성지역의 한국원자력연구원 부지내에는 심부지질환경 해석과 지하수체계의 장기적 모니터링을 목적으로 다수의 NX 크기의 수직 및 경사 조사공이 설치되어 있다[1].

본 연구에 활용된 관정은 YS-03 관정으로 연구소 부지 내 서쪽에 위치하고 있으며, 주로 중생대 복운모 화강암으로 이루어져 있고 심도는 300 m 이다.

이들 시추공들은 단열분포특성 조사 및 단열구간별 수리특성을 조사하기 위하여 초음파 텔레뷰어 검층 및 다양한 수리시험을 수행한 바 있다. 본 연구지역은 비교적 단열이 많이 발달된 지역으로 암반의 투수성도 이에 상응하는 특성을 갖는 것으로 추정된다.

본 연구에서 파쇄대 파악을 위해 이용한 지구물리검층은 시추공영상촬영(BIPS), 온도, 전기전도도/전기비저항 검층, 자연감마 검층, 자연전위 검층, 음파검층이 있으며, 각각의 검층법을 비교, 분석하여 단열을 구분해 보았다.

온도, 전기전도도/전기비저항 검층 결과는 Fig. 1과 같다. 온도의 경우 심도가 깊어짐에 따라 일정하게 증가하는 경향을 보이나, 전기전도도나 전기비저항 값이 경우 특정 심도에서 급격하게 증가하거나 감소하는 경향을 보인다. 이 구간은 지하수 유동이 있을 것이라 추정하고 파쇄대로 구분하여 총 6구간의 이상대를 찾을 수 있었다.

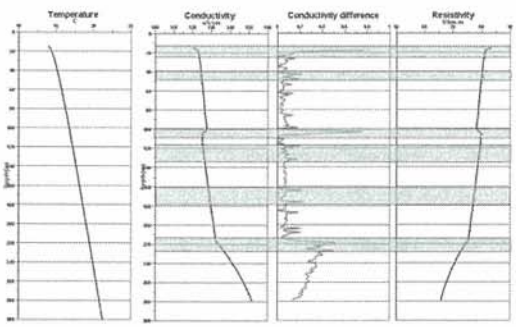


Fig. 1. Geophysical well logs for Temperature, Conductivity, Resistivity in YS-03

음파 검층 결과 YS-03 관정에서 획득된 자료의 연결성, 파형 및 속도의 변화, 계산된 포아송비를 이용하여 이상대를 판단한 결과 총 7 구간을 확인할 수 있었다. 특히, 약 110 m 부근에서 P파와 S파 , 포아송비가 급격하게 낮아지는 것은 대규모 파쇄대일 가능성이 있다. 그리고 BIPS에서 관찰된 절리수를 바탕으로 이상대를 구분한 결과 총 5 구간을 확인할 수 있으며 음파 검층 결과과 마찬가지로 약 110 m 부근에서 절리의 빈도가 급격하게 증가하는 양상을 보인다(Fig. 2).

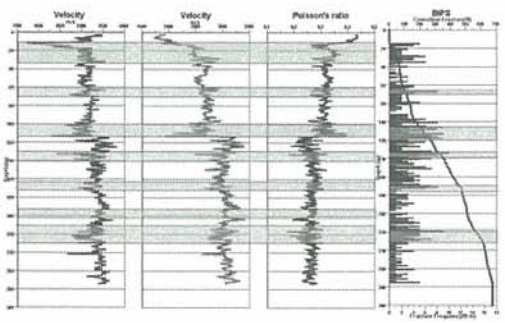


Fig. 2. Geophysical well logs for Full wave sonic, BIPS in YS-03

자연감마 검층은 일반적으로 암종을 구분하는데 이용되나, 본 연구에서는 공내에서 상대적으로 낮은 자연 감마 값을 나타내는 구간이 파쇄대로 인한 공경의 축소와 확대에 의한 영향인 것으로 판단하여 총 6구간의 이상대를 확인할 수 있었고, 자연전위(SP) 값은 전체 심도에 걸쳐 음의 값을 나타내고 있으나, 감소하거나 증가하는 구간을 지하수 유동의 증거라고 추정하여 총 3구간의 이상대를 확인하였다.

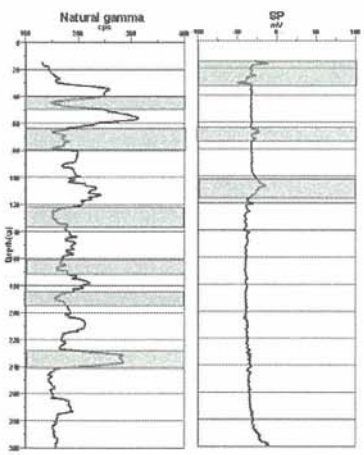


Fig. 3. Geophysical well logs for Natural gamma, SP in YS-03

3. 결론

본 연구에서는 한국원자력연구원 내에 위치하는 연구용 시추공 YS-03 관정에서의 시추공영상촬영, 온도 검층, 전기전도도/전기비저항 검층, 자연감마 검층, 자연전위 검층, 완전파형음파 검층을 적용하여 관정 내 파쇄대를 추정해 보았다.

이들 물리 검층 결과 확인되 이상대를 비교 분석한 결과 앞서 수행한 모든 물리 검층 결과에서 이상대로 확인된 10 ~ 25 m, 107 ~ 117 m, 163 ~ 175 m, 220 ~ 230 m 구간을 파쇄대 구간으로 결정할 수 있으며, 전기 검층결과 상대적으로 뚜렷한 변화를 보이는 10 ~ 25 m, 107 ~ 117 m, 220 ~ 230 m 구간이 지하수 유동이 일어날 가능성이 높다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발중장기연구사업의 일환으로 수행되었음을 밝힌다.

5. 참고 문헌

[1] 김건영, 고용권, 배대석, 김천수, 방사성폐기물 처분연구를 위한 유성지역 화강암내 심부 시추공 단열충전광물의 광물학적 특성, 한국광물학회지, 17(1), pp.99-114, 2004.

[2] Keys, W.S. and MacCary, L.M., Application of borehole geophysics to water-resources investigations, U.S. Geological Survey Tech. Water Resources Inv., 2(1), pp.126, 1971.

[3] Paillet, W.S., Borehole geophysics applied to ground-water investigations, U.S. Geological Survey Tech. Water Resources Inv., 2(2), p.150, 1990.

KURT 부지 내 유동성 배경단열의 통계적 특성

지성훈*, 이대형, 박경우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
shji@kaeri.re.kr

1. 서론

부지 특성화 과정 중 부지 내 단열망의 수학적 개념화 과정에는 추계적 개념화 방법과 결정적 개념화 방안이 있다. 실제 부지 적용 시 부지 내 모든 단열을 결정적으로 개념화하는 것은 사실상 불가능하므로 일반적으로 추계적 개념화 방법을 많이 적용하며, 이 추계적 개념화 방법 적용 시 같은 통계적 지수들을 가지고 무한대의 다른 단열망들을 생성시킬 수 있으므로, 추계적으로 생성된 단열망을 이용하여 지하수 유동 및 용질 이동 모델링한다면 모의 결과에 불확실성이 발생할 수 있다. 본 연구에서는 한국원자력연구원 내 KAERI Underground Research Tunnel (KURT) 부지의 유동성 배경단열 특성을 분석하고 이를 통하여 부지의 단열망 모델을 제안하고자 한다.

2. 수리암반영역의 구분

KURT 부지의 단열 분포 특성을 확인하기 위해 KURT 굴착 시 터널 벽면의 단열들을 도시한 매핑 자료와 KURT 내 500 m 심도의 시추공인 DB-1의 자료를 이용하였다. 주어진 자료를 이용하여 먼저 단열 밀도의 공간적 분포와 방향성 분포의 공간적 분포, 투수도의 공간적 분포를 분석하고 이를 토대로 수리암반영역을 구분하였다. 먼저 단열대를 제외한 모든 배경 단열에 대해 단열 밀도의 수직적 분포를 분석하였다. 단열 밀도는 지하 150 m 부근과 지하 290 m 부근을 경계로 하여 변하는 경향이 있어, 상부층은 약 3의 P10을 보이다가 중간층에 약 6 정도로 증가하며, 하부층에서 1 미만의 값을 보인다. 깊이 별로 배경 단열의 방향성 분포를 분석한 결과는 다음과 같다. 지하 25 - 40 m 구간에는 수평적인 단열들이 많지만 중간층의 단열들은 NW 방향의 단열들이 많다. 그리고 지하 290 - 500 m 구간에는 다시 수평방향의 단열들이 많아진다. 단열대를 제외한 배경 단열 구간에 대해 20 m 간격으로 이중패커를 이용한 수리시험을 수행하였다. 수리시험은 정압배출시험과 회복 시험을 수행하였으며 그 결과는 표 1과 같다. 분석 결과, 지하 290 m 부근을 경계로 해서 상부는 $10^{-7}m^2/s$ 차수의 투수량계수를 갖지만 하부는 $10^{-8}m^2/s$ 차수의 투수량계수를 갖는다. 전술한 단열 밀도, 단열 방향성, 투수도의 공간적 분포를 토대로 KURT 부지는 2개의 수리암반영역으로 구분할 수 있었으며 그 경계는 지하 290 m였다. 이에 지하 290 m 상부는 HRD1, 지하 290 m 하부는 HRD2로 정의하였다.

Table 1. Estimated interval transmissivities from the hydraulic tests at DB-1

Test interval (meters from TOC)	Estimated interval transmissivity [m^2/s]			
	Constant head withdrawal test			Recovery test
	Moye	Jacob-Lohman	Straight line	Horner
65 - 85	1.6E-7	1.3E-7	7.4E-8	1.5E-6
125 - 145	1.1E-7	6.3E-8	4.6E-8	5.7E-7
161 - 181	1.1E-7	9.1E-8	8.2E-8	4.0E-7
251 - 271	1.7E-7	5.8E-8	6.3E-8	1.0E-6
291 - 311	5.9E-8	3.0E-8	2.9E-8	5.6E-8
311 - 331	3.1E-8	1.3E-8	1.5E-8	6.1E-8
331 - 351	5.7E-8	3.1E-8	3.5E-8	1.5E-7
351 - 371	5.6E-8	3.3E-8	3.2E-8	3.5E-7
371 - 391	6.0E-8	4.1E-8	3.4E-8	4.4E-7
391 - 411	5.9E-8	3.0E-8	3.3E-8	1.8E-7
411 - 431	4.9E-8	3.0E-8	3.4E-8	3.4E-7
431 - 451	4.1E-8	5.1E-8	2.5E-8	4.5E-7
451 - 471	5.5E-8	5.4E-8	3.4E-8	2.8E-7
471 - 491	5.3E-8	7.6E-8	3.3E-8	3.7E-7

3. 배경단열의 통계적 분포 특성

먼저 배경 단열의 방향성 분포를 분석하였다. HRD1의 경우 NW 방향의 단열들이 좀 우세하기는 하지만 여러 방향의 단열들이 골고루 발달되어 있으며, HRD2는 NW 방향의 단열들과 수평방향의 단열들이 잘 발달되어 있다. FracMan의 ISIS 모듈을 이용하여 각 수리암반영역 내 배경단열 방향성의 통계적 특성을 분석하였다 [1]. 그 결과, HRD1의 배경 단열들은 1개의 단열군으로 분류할 수 있으며 최적의 분포 형태는 K1=4.6, K2=1.8의 특성지수를 갖는 타원형 피셔 분포 (Elliptical Fisher distribution)로 분석되었다. 이때 평균 pole의 trend는 43.9, plunge는 26.0이었다. HRD2의 배경 단열에 대해서도 그 방향성에 대해 통계 분석을 수행하였다. 이에 최적 분포 형태는 K1=67.3, K2=29.6의 특성지수를 갖는 이변량 정규 분포 (Bivariate Normal distribution)로 분석되었으며 평균 pole의 trend는 38.9, plunge는 47.8이었다.

표 1의 구간별 투수량계수를 이용하여 각 수리암반영역에 대해 단열의 투수량계수 분포를 예측하였다. 예측에 이용한 프로그램은 FracMan의 OxFilet 모듈을 이용하였다. 먼저 관측된 구간별 투수량계수 분포와 불투수성 구간으로 가정된 구간의 비율을 가지고 복합적 포아송 분석 과정을 통해 투수성단열의 투수량계수를 예측하였다. 그리고, 이를 이용하여 구간별 투수량계수 분포를 다시 예측한 다음, 예측한 구간별 투수량계수 분포와 관측한 구간별 투수량계수 분포를 비교하고, 전술한 일련의 과정을 반복함으로 최적의 단열투수량계수 분포를 구하게 된다. HRD1 투수성 배경단열의 투수량계수 분포를 유추한 결과, 분포형태는 대수정규분포가 최적으로 나타났고, 평균과 표준편차는 각각 $2.52\times10^{-8}m^2/s$, $4.14\times10^{-8}m^2/s$로 계산되었다. 그리고 투수성단열의 P10은 0.18 1/m로 예측되었다. HRD2에 대해서도 마찬가지로 단열 투수량계수 분포를 분석하였다. HRD2 투수성 배경 단열의 투수량계수 분포를 유추한 결과, 분포형태는 대수정규분포가 최적으로 나타났고, 평균과 표준편차는 각각 $3.39\times10^{-8}m^2/s$, $5.98\times10^{-9}m^2/s$로 계산되었다. 그리고 투수성단열의 P10은 0.06 1/m로 예측되었다.

단열의 크기를 직접 측정하는 방법은 아직 없다. 이에 본 연구에서는 몇 가지 가정아래 단열의 크기 분포를 간접적으로 예측하였다. 본 연구에 적용한 가정은 단열은 원에 접하는 6각형 형태의 평평한 평면이며, 단열의 공간적 분포는 각 수리암반영역에 대해서 해발고도에 독립적이어서 KURT 벽면에서 관찰한 트레이스 지도를 통해 그 크기 분포를 유추할 수 있다는 가정이다 [2]. 먼저 KURT 천정과 양측면 벽에서 매핑된 배경단열들의 트레이스 길이와 트레이스 지도 면적으로 정규화된 배경 단열의 누적개수를 도시하였으며, 이를 통해 배경 단열의 트레이스 길이 분포는 멱법칙 분포를 따르는 것을 확인하였다. 이에 본 연구에서는 Fox et al.(2007) [3]을 따라 멱법칙 분포를 표현하기 위한 특성지수를 유추하여, KURT 부지 내 배경 단열의 크기 분포를 분석하였다. 분석 결과, D_d=3.45, 최소 단열 크기 $R_{\min}$ 9.47 m, P32는 2.83로 추정되었다.

4. 결론

KURT 부지 내 유동성 배경단열의 통계적 특성을 도출하기 위해 단열분포 특성을 이용하여 수리암반영역을 구분하고 각 수리암반영역에 대해 배경단열의 분포 특성을 분석하였다. 본 연구 결과는 향후 KURT 부지 내 지하수 유동 시스템을 모의하는데 이용될 것이다.

5. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(핵연료주기사업, No. 2013000789).

6. 참고문헌

[1] Dershowitz, W., Lee, G., Geier, J., Foxford, T., LaPointe, P., and Thomas, A., 1998, FracMan Interactive Discrete Feature Data Analysis, Geometric Modeling, and Exploration Simulation, User Documentation. Golder Associates Inc., Seattle.

[2] 지성훈, 박경우, 김경수, 김천수, 2008, 중·저준위 방사성폐기물 처분 부지 내 배경 단열의 통계적 특성 분석, 한국방사성폐기물 학회지, 6(4), 257-263.

[3] Fox A, LaPointe P, Hermanson J, Ohman J (2007) Statistical geological discrete fracture network model: Forsmark modeling stage 2.2. R-07-46. SKB, Stockholm.

중·저준위 폐기물 처분장의 수문분야 부지감시

권장순[1*], 김우석[1], 오승주[1], 이대형[1], 고용권[1], 하창용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북부동 116-3
jskwon@keari.re.kr

1. 서론

처분시설 부지는 우리나라 동남쪽 해안에 위치하고, 행정구역상으로 경상북도 경주시 양북면 봉길리 일대에 위치한다. 처분시설 부지 남쪽으로 '83년부터 운영중인 월성1호기를 비롯하여 211㎡의 부지에 총 4기의 가압중수로형 (PHWR/CANDU) 원전이 운영중이다.

관련 고시에 근거하여 처분장의 부지선정, 건설, 운영, 폐쇄 및 폐쇄 후 일정 기간 동안 처분장의 안정성을 위하여 관련 부지특성 항목에 대하여 운영 전, 운영 중, 폐쇄 후 단계로 나누어 부지 감시 및 조사계획이 수립되었으며, 2013년 현재 처분장 건설 중 부지 감시의 업무가 진행중이다.

부지감시의 목적은 운영 전, 운영 중 및 폐쇄 후 변화가 예상되는 주요 부지특성을 지속적으로 감시할 있는 계획을 수립하여 시행함으로써 처분시설의 성능평가 및 설계에 필요한 기초자료를 제공하기 위함이다.

2. 본론

2.1 연구지역

수문분야는 지표수, 지하수 및 해수 감시로 나누어지며, 부지감시 및 조사계획은 감시내용, 감시지점 및 감시주기를 포함한다. 현재 분기별 지표수 3개 지점, 다심도관측용 지하수 7개 지점, 부지반경 10km 이내 암반지하수 13개 지점, 해수 2개 지점에서 지하수위 및 지구화학 분석을 실시하고 있다(Table 1, Fig. 1).

2.2 지표수

지표수에 대한 총용존고체함량(TDS)은 96-395mg/L의 범위를 나타내었으며, 대부분 Ca-Na-HCO_3형을 나타내고 주요 양·음이온 함량은 계절에 따라 일정한 값을 나타내었다. 월성원전 감시지점인 나아에서는 4.38-11.3Bq/L 범위의 삼중수소 함량을 보이는 반면, 비교지점인 경주에서는 최소검출하한치 미만으로 측정되었다.

Table 1. Hydrogeochemical surveillance function

감시 구분		감시 항목	감시 지점	감시 주기 (운영 전)
지표수		·지구화학분석	3개 지점	계절별 1회
지하수	부지내	·지하수위	7개 지점	연속관측
		·지하수위 ·전기전도도	3개 지점	연속관측
		·특정구간 지하수압	8개 지점 : 다중패커시스템 설치공	연속관측
		·지구화학분석		계절별 1회
		·사일로내의 지하수 유입량	6개 지점 : 각 사일로 배수관로	연속관측
		·지구화학분석		계절별 1회
	부지반경 10km	·지하수위 ·간이수질분석	13개 지점	계절별 1회
해수		·조석	부지내 검조소	연속관측
		·지구화학분석	2개 지점	계절별 1회

* 지구화학분석은 간이수질(온도, pH, Eh, EC, DO)과 무기성분이 포함됨



Fig. 1. Monitoring plan for the Wolsung site

2.3 지하수

처분시설 건설에 따른 지하수 유입량 분석을 위해 31번 국도터널, 운영터널, 건설터널 및 수직구 굴진누계에 대한 지하수 유입량을 파악한 결과, 평균 지하수 유입량은 각각 405톤/일, 461톤/일, 2,896톤/일, 176톤/일로 나타났다.

GM-2의 경우 2011년 중반부터 해수유입에 따른 영향을 뚜렷하게 나타내며, 2012년 하반기를 기점으로 증가한 용존 이온들의 농도가 다시 감소하였다. GM-4의 경우 사일로 심도 구간에 비해 상부에서 더욱 해수유입의 영향을 강하게 받고 있으나, GM-5의 경우 사일로 심도에서 GM-4에 비해 2배 이상의 해수유입의 영향을 받고 있다. 2011년 9월 및 2012년 3월 이래 자료의 수집이 시작된 GM-7 및 GM-8 공의 경우, 처분시설 건설에 따른 특이한 화학적 변화는 관찰되고 있지 않다.

부지반경 10km 이내 13개 지하수공에 대한 지하수위 관측 및 간이수질측정 결과, 지하수위는 대체로 계절에 따른 지하수 충진과 관련이 있는 것으로 파악되었지만 지하수 관정간 뚜렷한 계절변화를 나타내고 있지는 않다. 지하수위는 각 관정별로 계절에 따라 각기 다르게 변화하는 양상을 보이는 반면, 간이수질은 뚜렷한 변화를 나타내지 않았다.

다심도 관측공(GM-1~8)에 대한 지하수압 관측 결과, 심도별로 일정하게 증가하는 경향을 나타내었다. 처분시설의 건설에 따라 지하수압은 감소하였으나, 2012년 하반기 처분시설을 위한 사일로까지의 굴착이 완료되면서 압력의 감소는 일어나지 않고, 점차 지하수위 또한 안정화되고 있는 것으로 나타났다. GM-5 공은 지속적인 해수의 유입이 관찰되며, 2012년 3월부터 자료를 취득한 GM-8 공은 점차 압력이 증가하는 양상을 나타내었다.

2.4 해수

처분시설 건설에 따른 해수의 화학특성변화 파악을 위해 주요 항목에 대해 부지특성조사 결과와 부지감시 결과를 함께 비교한 결과, 처분시설 건설 기간 동안 해수의 주요 화학특성에 변화는 없는 것으로 나타났다.

분기별로 실시한 삼중수소 분석결과, 부지주변 해상에서 <0.986-5.58Bq/L로 분석되었고, 비교지점에서는 최소검출가능농도 미만으로 측정되었다.

3. 결론

수리수문학적인 감시의 결과, 지하 처분시설 건설활동에 따라 지하수위의 하강과 더불어 지하수압 감소로 부지가 해안지역에 위치하는 특성으로 해수의 유입이 진행되고, 특정구간의 이온교환반응 등과 같은 지구화학반응, 그라우팅 등과 같은 인위적인 활동으로 인하여 수질의 특성이 결정되었으며, 건설의 마무리 단계에서 지하수위 및 수질의 회복을 다심도 관측정 특정구간에서 확인하였다. 하지만 이는 다른 관측공을 포함한 향후 추가 자료 획득을 통하여 신중하게 해석될 필요가 있다. 또한 각 관측공의 사일로 심도 구간의 배경치를 제시함으로써 처분시설 건설활동에 따른 지구화학적 변화 뿐 아니라 향후 운영중, 폐쇄 후 기간 동안 발생할 수 있는 이상치를 쉽게 파악할 수 있도록 하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원으로 수행되었으며, 연구용 추가 분석 등은 2013년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원(핵연료주기사업, No. 2013000789)을 받아 수행되었습니다.

KURT(지하연구시설) 내 철산화 반응에 따른 불균질-이방성 단열암반 대수층의 수리적 특성 변화

김병우[1*], 김건영[1], 고용권[1], 류지훈[1], 김경수[1], 오세중[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국석유공사, 경기도 안양시 동안구 관평로 212번길 57
bwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

단열암반층에서 공업용수 주입시 철산화 반응에 의해 생성된 철산화 침전광물 Lepidocrocite, Goethite, Ferrihydrite 등은 단열 틈을 메우는 Clogging 현상으로 나타나, 대수층의 투수성을 감소시킨다. 그 뿐만 아니라 대수층의 불균질-이방성을 가중시키는 원인이 되기도 한다. 따라서 본 연구는 지하연구시설 내 심부 지하저장시설 부근에 투수성이 낮은 12개 저심도공(GL.(-)10m)으로부터 공업용수 주입에 따른 펄스반응 시험(pulse response test)을 통하여 불균질-이방성 단열암반 대수층의 수리특성 변화가 되는 물질의 원인과 수리특성 변화 특성을 분석하는데 목적을 두었다.

2. 본론

2.1 지질특성 및 관측정 위치

한국원자력연구원 내 KURT에서는 국지적으로 흑운모가 우세한 운모류로 산출되면서 흑운모 화강암과 일부 구간에서의 구조작용에 의한 편상 흑운모 화강암의 양상을 보인다. 또한 일부 산화철이 미세 단열을 따라 세맥으로 존재하기도 한다. 이와 관련한 산화-환원 시험에 따른 관측공 CW-01~12호공과 주입공 CW-05호공의 위치는 Fig. 1에서 보는바와 같다.

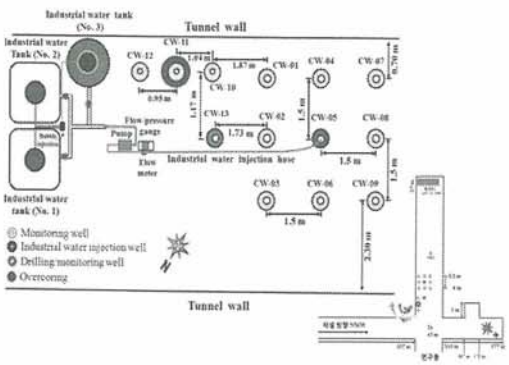


Fig. 1. Location of observation wells

2.2 시험 및 해석 방법

지하연구시설 내 12개 관측공으로부터 지하수 수질환경과 다른 공업용수 주입시 철산화 반응에 따른 불균질·이방성 단열암반 대수층의 수리특성 변화에 영향을 미치는 물-암석 반응의 원인을 분석하기 위하여 CW-05호공에 용수를 주입시켰다. 용수주입은 주입일로부터 70일에 걸쳐 평균 0.73 bar의 주입압력으로 0.53 ℓ/min(0.76 ton/day)를 주입하였다. 용수 주입 이전과 주입종료 이후 공내 내시경검층, 시추시편 및 물시료 SEM/EDX 분석, 그리고 용수주입 시간경과에 따른 펄스반응 시험 7회에 걸쳐 수행하였다. 펄스반응시험 해석은 Bouwer & Rics(1976) 해를 이용하였으며, 분석에 이용된 소프트에어는 AQTESOLV이다[1].

2.3 공내 내시경검층 및 SEM/EDX 분석

용수주입 이전과 주입종료 이후 우물 공벽의 화학적 철산화 반응을 관찰하기 위하여 9개공(CW-01~09)으로부터 공내 내시경검층, 공내 물-암석반응 장치(CW-01~06, -08, -11)로부터 획득된 시추시편과 물시료들을 SEM/EDX 분석하였다.

분석결과 Fig. 2와 Fig. 3에서 보는바와 같이 물-암석반응으로 인한 Lepidocrocite, Goethite, Ferrihydrite의 철산화 침전광물들이 산출되었으며, 이러한 철산화물은 물속 부유물로 성장하여 공벽 내에 철산화 침전물의 쌓임, 단열틈을 통한 이동, 그리고 단열틈 메움의 클로깅 현상으로 나타났다.

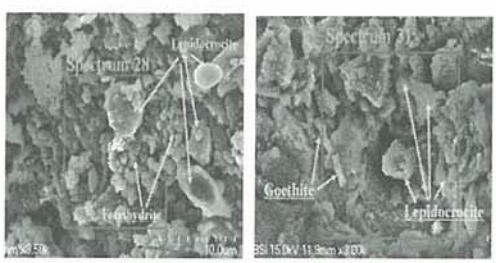
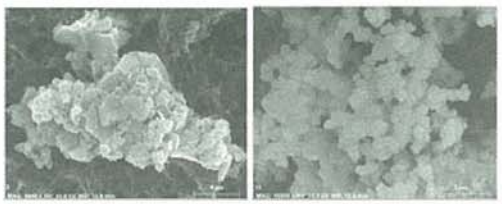


Fig. 2. Analysis of SEM/EDX with core specimen



(a) CW-03 (b) CW-11

Fig. 3. Analysis of SEM/EDX with water sample (Ferrihydrite)

2.4 펄스반응 시험

펄스반응시험은 관측공 내 지표로부터 3m 지점에 단일패커를 설치하여 상부로부터의 지하수의 유입과 유출을 차단하는 가압방식의 시험방법이다. 이러한 펄스반응시험은 공업용수 주입 시작일 2012년 8월 24일부터 2012년 11월 01일 종료시까지 총 7회(1차: 09월 03일, 2차: 09월 13일, 3차: 09월 21일, 4차: 10월 04일, 5차: 10월 10일, 6차: 10월 26일, 7차: 11월 01일)에 걸쳐 실시하였으며, 시험해석 결과는 Fig 4와 같이 도시하였다.

12개 관측공의 펄스반응 시험으로부터 산정된 수리전도도는 1.38×10^{-8} m/sec(CW-01)~4.36×10^{-7}m/sec(CW-08)의 범위를 보였으며, 철산화 침전물에 따른 수리전도도는 최소 0.43배(CW-07), 최대 0.78배, 평균 0.59 배의 감소 요인으로 나타났다.

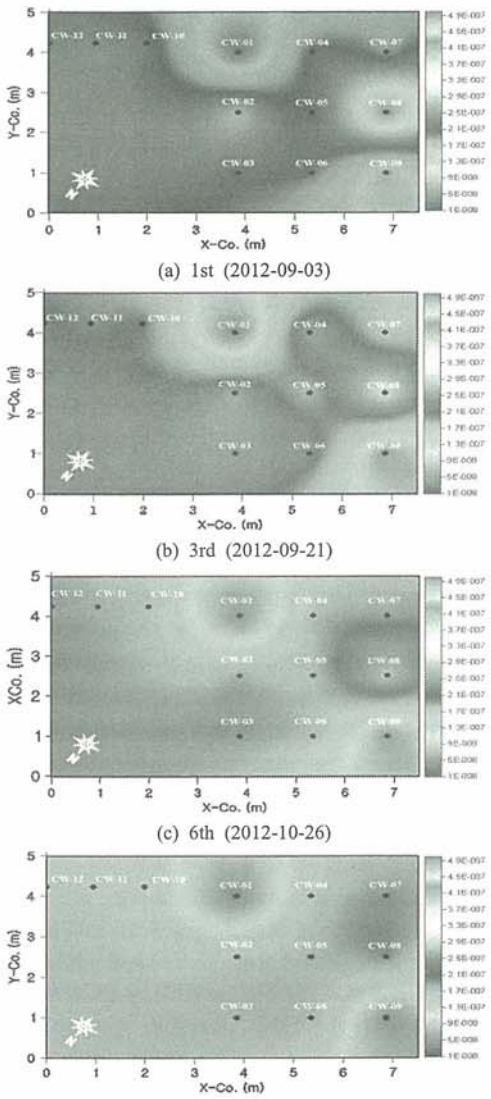
따라서 공업용수 주입시 철산화 반응에 따른 클로깅 현상은 불균질 이방성 단열의 수리특성 분포를 야기시키는 원인으로 분석되었다.

3. 결론

공업용수 주입 시 물-암석 반응에 따른 철산화 침전광물(Lepidocrocite, Goethite)과 부유물(Ferrihydrite)이 단열 틈을 메우므로서, 불균질·이방성 단열암반층의 수리적 특성 변화뿐만 아니라 투수성을 감소시키는 클로깅 현상의 원인으로 나타났다. 따라서 지하연구시설에서 공업용수 주입 시 철산화 반응에 따른 클로깅 현상은 지하 수리시스템의 안정적인 운영을 저해하는 잠재 요인이 될수 있으나, 또 한편으로는 오염물질 및 방사성 물질의 이류 및 확산을 지연시키는 요인이 될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제(No.2012171020001D)와 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다(핵연료주기사업, No. 2013000789).



(a) 1st (2012-09-03)

(b) 3rd (2012-09-21)

(c) 6th (2012-10-26)

(d) 7th (2012-11-01)

Fig. 4. Serial distribution maps of hydraulic conductivity according to industrial water injection

5. 참고문헌

[1] Bouwer, H., and Rics. 1976, Aslug test method for determining hydrulic conductivity of unconfined aquifers with completely or partially penetrating well, Water Resources Research, 12(3), pp.423-438.

일본 MIU 사례를 통한 URL 개념설계시 검토사항

김우석[1*], 배대석[1], 김건영[1], 고용권[1], 이상진[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89
kws@kaeri.re.kr

1. 서론

지하처분연구시설(Underground Research Laboratory: URL)이라함은 방사성폐기물처분시설 개발프로그램(RDF: Repository Development Program)을 지원하기 위한 제반 행위로서, 자국 고유처분시스템의 성능·안전성에 대한 현장실증·시연, 예비안전성평가, 처분장 건설 및 운영 공학기술검증, 심부지질특성 조사기술개발, 전문가 양성, 대국민 홍보 등 종합적 목적을 위한 지하시설로 정의한다[1]. 대부분 선진국에서 이러한 URL시설을 구축하여 시행하고 있다. 근래, 일본은 화강암반내에 미즈나미초 심지층연구소(이하 MIU)를 건설 중에 있다. 이와 관련하여, URL시설의 초기 설계연구단계에서의 수행단계별 업무흐름 및 전체 배치계획안에 대하여 검토해 보았다[2]&[3].

2. 본론

2.1 설계단계별 검토

URL시설을 설계함에 있어 각 수행단계 별로 지하시설의 주요 부분에 대한 사양을 정의하는 요소를 결정하고, 설계순서를 플로우 차트로 정리한다. 필요한 조건과 입력 자료 및 설계 근거는 명확하게 해야 하며, 이러한 주요 부분의 사양에는 다음과 같이 구분하여 검토한다.

a. 진입갱도
b. 환기입갱 직경
c. 지하갱도의 형태
d. 심도별 연구갱도 수와 적정심도
e. 배치계획(안)

이를 세분화 하여 검토하면 다음과 같은 항목을 고려하여야 한다. 즉, 최대 심도, 심도별 연구갱도 수, 평면적, 연구갱도의 단면, 진입터널 방식, 진입갱도의 수, 진입갱도의 단면, 그 외 필요시설로 환기, 공조설비, 급배수설비, 승강설비, 안전설비 등으로 구분한다. 그리고 이에 따른 요건을 도출, 정리하여 그 설계 순서를 제시하는 등 최적의 설계업무 흐름을 구축하여야 한다(Fig. 1).

그리고, 도출한 각 항목간의 관계를 고려하여 지하시설 전체의 평가기준을 설정하여야 한다. 일반적으로 지하연구시설의 개발 및 운영과정에서 설계변경이 불가피할 것이라는 전제 하에 시설 개발 업무를 수행하여야 한다. 일단 착공한 이후에 변경이 불가능한 항목에 대해서는 사전에 설계에 반영하여 향후 시험연구가 진행되지 못하는 일이 없도록 충분히 유의할 필요가 있다. 또한 지하시설 전체에 대한 평가기준 설정을 통하여 지하연구시설 건설시에는 부지의 필요성과 건설비, 건설기간, 굴착토량 및 시공순서 등 여러 가지 부문에서 유연성 있는 큰 계획이 바람직하다. 하지만, 이상적인 연구환경으로 접근하기 위하여 계획변경(배치계획, 건설공정 등)의 유연성이 큰 방안이 제시될 수도 있다. 이를 근거로 하여 지하연구시설 전체에서의 평가 기준을 설정하여야 한다.

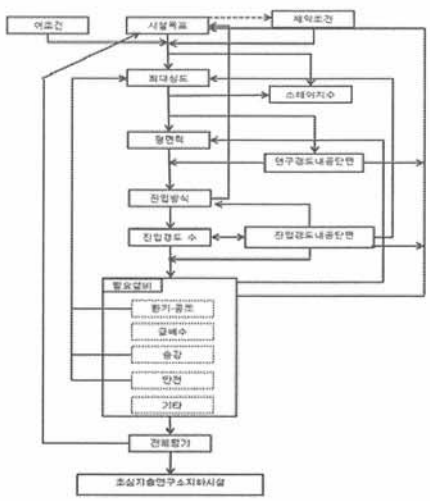


Fig. 1. The relations between consideration article(design)

2.2 전체 배치계획의 검토

URL시설의 개념과 관련한 검토 과정에서, 설계의 기본적인 개념은 조사연구 계획과 정리를 구체화 하여야 하며, 그 외 건설과 운영에 관계되는 시험을 포함하여 개발 또는 실증되어야 할 기술과 구체적인 시험항목을 발굴·도출한다.

여기서 도출한 시험항목에 대하여 조사연구 계획과 조정을 통하여, 그 성과목표를 감안한 최적의 배치계획을 도출하여야 한다. 개개의 배치계획안을 시공순서, 시험의 시행순서 및 영향영역 등을 고려하여 복수의 전체적인 배치계획에 대한 대안을 작성한다.

그 결과, 시공 등의 우선 순위를 반영한 3차원 입체모형을 만들어 지역주민과 관련자들 모두를 위한 대화의 도구로 활용한다. 또한, 조성계획과 진입갱도의 입구 위치에 따라 시공방법의 조정이 예상된다. 이는 URL 조성 및 설계에 큰 영향을 미칠 가능성이 있으므로 진입갱도의 입구 위치에 따른 시공방법을 검토해야 한다.

a. 지하처분연구소 전체 배치계획 검토(Table 1)
b. 진입갱도 위치에 따른 시공방법 검토
c. 3차원모델의 작성

Table 1. The peruse of the whole layout agenda

	엑서스 갱도	연구갱도(m표시는 심도)			합기 입갱	특 징 비 고
		주스테이지	본스테이지	에레스테이지		
1	입갱1	800m부근 최상부 부근	900m부근	약100m마다 설치	1	전역을 균등하게조사. 지표면에서 주공, 공유를 우선
2	입갱1	최상부 부근	800m부근	약100m마다 설치	1	심도500m입도까지 지표면에서 주행을 검증하고, 최상부에서 심지층 연구를 실시
3	입갱1	최상부 부근	800m부근	약100m마다 설치	2	2차 비교하여 최상부에서 원형의 경도를 결정하여 최적의 시험버구 환경을 달성
4	입갱1	최상부 부근	900m부근	약100m마다 설치	1	3레지 탐기입갱을 하다로 한 것. 경락도량에 머무기 생김
5	입갱1	최상부 부근	800m부근. 부존박료로 스파이럴갱도도 설치	약100m마다 설치	2	최상부의 지질구조 등을 입체적으로 검증하기 위해 스파이럴 갱도에서 조사범위를 확대
6	입갱1	800m부근	350m부근. 최상부부근	약100m마다 설치	2	7심에 에어지팅스테이지 설치. 신뢰한계 결계부근에서 전개하는 갱도와 같이면 종류
7	입갱1	800m부근	최상부부근	약100m마다 설치	2	최상부는 최소화하여 그 외의 시험은 많은 심도에서 실시(조기에 가능)
8	입갱2	최상부 부근	800m부근	약100m마다 설치	2	엑서스갱(환전성. 시공속도의 향상에 따른 연구의 조기착수, PA활동 등에 매력. 입갱에 의한 조사범위의 확대

이러한 URL시설전체의 평가지침을 설정하는 항목으로, 시험연구가 가능한 배치방안(지하수, 지구화학, 지질구조, 수리지질 및 암석역학 등)인지, PA활동이 가능한 배치방안인지 혹은, 장래 설계변경에 대해 유연성에 대한 대안(배치계획, 건설공정, 건설비, 건설기간, 시공순서 등)인지에 대하여도 기술지침으로 설정하여야 한다.

이와 같은 세부 항목 등의 검토에 따라 지질/수질 등(환경조건), 현안 연구와 이를 위한 제약조건, 필요 시설·설비 및 개략 규모(최대심도, 심도별 연구갱도 수, 평면적, 진입갱도의 형태와 수) 등이 정의될 수 있으며 이런 평가기술지침에 유의하여 전체 배치계획을 작성 할 수 있다(Fig. 2).

그 밖의 유의사항으로는 지질모델, 갱도 입구 및 시설·설비 등으로 구분하여 접근하여야 한다. 지질모델과 관련하여, 단열(대)(fracture/fracture zone/fault)을 유의하여 생각해야 한다. 수직갱도는 전체 부지의 중앙부에 위치하여 다양한 방향으로의 전개가 가능하여야 하며, 지상시설에 인접하여 지하시설과도 편리하게 연계되어야 한다.

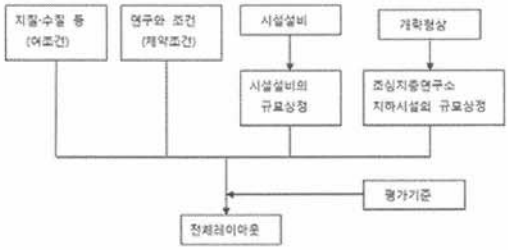


Fig. 2. The consideration flow chart of whole layout

3. 결론

MIU의 경우 URL시설의 설계단계별 업무흐름 및 전체 배치계획에 대한 검토를 통하여 전체적인 연구진행 방법을 설정할 수 있다. 각 연구내용의 검토 결과와 검토 내용간의 상관관계를 고려하여 접근하여야 한다(Fig. 3).

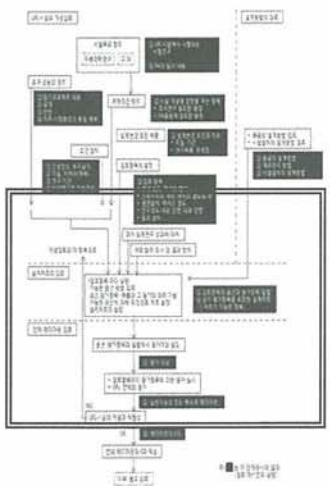


Fig. 3. Flow chart for conceptual design study of URL

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었습니다(핵연료주기사업, No.2013000789).

5. 참고문헌

[1] OECD/NEA, The Role of Underground Laboratories in Nuclear Waste Disposal Programmes, 47p, 2001.
[2] 초심지층연구소 지하시설의 설계연구, 동력로·핵연료개발사업단 위탁연구 성과보고서, 1998년..

방사성폐기물처분을 위한 심부환경 조사용 장심도 drilling program

박경우*, 김건영, 권장순, 고용권, 김경수
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 심지층 처분이 국내 지질 조건에서 가능할 것인지를 가늠할 정량적인 기반자료가 아직 충분히 축적되어 있지 않다. 특히, 선진국의 기술 수준과 비교할 때 지하 1,000m 심도까지의 정밀한 부지특성 조사기술 역시 미비한 상태이다. 현재, 한국원자력연구원에서는 심부 환경에 대한 부지특성 조사기술과 관련하여 2010년부터 2년간 사용후핵연료 심지층 처분을 위한 한반도 심부환경의 정량적 평가 기반이 구축되었으며, 이를 이용하여 2012년부터 3년간 한반도 심부 환경의 연구 대상 지역을 선정하여 심부 환경의 정량적 평가 기술을 개발하고자 한다.

본 논문은 심부 환경의 정량적 평가 기술 확보를 목적으로 심부 영역을 대상으로 수행하는 drilling의 상세 프로그램에 대해 설명하고, 이를 활용하여 심부 환경 평가를 위해 효율적인 부지특성 조사를 수행하기 위해 작성되었다.

2. 본론

2.1 프로젝트와 Drilling program의 목적

본 절에서는 drilling이 수행된 프로젝트의 목적과 drilling program의 전반적 목적에 대해 기술한다. 국내의 경우 장심도 시추공은 상업적 목적의 온천 개발이나 지하자원개발을 위한 광상 조사 및 지열 관련 연구 등 다양한 목적으로 굴착되지만, 방사성폐기물처분의 부지특성조사 일환으로 수행되는 장심도 시추는 위의 경우보다 지하 심부 환경에 대해 과제의 목적에 부합되는 특성화된 자료를 요구한다. 따라서, 본 절에서는 시추조사와 관련된 과제의 전반적인 배경 및 이력에 대해서 기술하여야 하고, 시추조사를 통해서 얻어야 하는 목적을 과제의 최종 목표와 연관시켜 기술한다. 즉, 본 시추조사와 관련되어 수행된 과제의 연도별 주요 연구 항목과 해당 연도에 수행해야할 과제의 주요 연구 내용에 대해 기술한다.

2.2 예비 부지특성모델

본 절에서는 시추조사가 수행되는 지역의 예비 부지특성모델에 대해서 기술한다. 예비 부지특성모델은 지질 모델, 수리지질모델, 지구화학모델, 암석역학 모델을 포함한다. 예비 부지특성모델은 시추조사가 수행되기 이전에 작성되어야 하며, 시추조사 결과 획득된 정보를 이용해 보완할 수 있는 각 부지특성모델에 대한 기본 정보를 제공한다. 예비 부지특성모델은 지질모델이 근간이 되어야 하며, 지질모델 구축을 위해 수행된 각 조사 결과, 예를 들면 선형구조 분석과 지구물리탐사 결과 등, 에 대해서도 본 절에서 기술되어야 한다.

2.3 장심도 drilling

2.3.1 Drilling survey

장심도 시추공의 굴착 방법에 대해서 기술한다. 굴착 방법으로는 케이싱의 심도 및 재질, 코어 회수 방법, 시추 순환수 관리, 시추 중 모니터링, 시추공 보호 방법을 포함한다. 일반적으로 방사성폐기물처분 연구를 위한 부지특성조사에서는 시추과정 중 코아를 회수하는 코아 시추를 수행하며, 특수한 목적의 경우 퍼커션 시추를 할 수도 있다. 이와 더불어 장심도 시추공의 굴착 방향에 대해서도 기술한다. 장심도 시추공은 예비 지질모델에서 도출되어 지하수 유동 측면에서 고려된 주요 수리지질학적 지질구조에 대해 확인하기 위해 굴착한다. 따라서, 주요하게 고려되는 수리지질학적 지질구조에 대한 확인을 수직 방향의 시추공이 아니라 경사를 갖는 시추공이 유리할 경우, 방향을 고려하여 굴착해야만 한다.

2.3.2 Geological investigation

시추 중 수행해야할 지질조사의 목적과 방법에 대해서 기술한다. 지질조사의 방법으로 코어로깅, 암석 시료의 선정 및 분석 방법을 기술하며, 현장조사를 위해 시추 중/후 지질 조사와 관련된 조사계획을 구분하여 기술하도록 한다. 또한, 일일 보고/중간 보고/최종 보고에 대한 항목과 시기를 제시

하여 효과적인 현장 조사가 수행되도록 작성되어야 한다.

2.3.3 Geophysical investigation

심부 환경을 조사를 목적으로 drilling이 완료된 후, 암반 매질의 지질 구조와 암반 역학적 특성을 확인하고, 공내 지하수의 흐름 특성을 파악하기 위해 초음파 주사검층 및 시추공 이미지 검층, 공경 검층, 유향 유속 검층, 자연전위 검층, 온도/전기전도도 검층, 자연감마 검층, 음파 검층과 같은 단열조사를 포함한 지구물리검층의 목적 , 방법, 현장조사 내용에 대하여 기술한다.

2.3.4 Hydrogeological investigation

Drilling 과정 중/후 수행해야 할 현장 수리시험에 대해 목적, 방법, 조사의 일정, 보고서에 대해 구분하여 기술한다.

2.3.5 Geochemical investigation

Drilling 과정 중/후 수행해야 할 수리화학조사에 대해 목적, 방법, 조사의 일정, 보고서에 대해 기술한다.

2.3.6 Monitoring

Drilling 과정 후 수행해야 할 장기 모니터링에 대해 목적, 방법, 조사의 일정, 보고서에 대해 기술한다.

2.4 현장조사 과정 및 책임

2.4.1 현장조사 과정

Drilling과 관련하여 현장조사의 과정에 대해 상세히 기술한다. Drilling 중 수행하는 현장 조사 내용과 Drilling 후 수행하는 현장조사 내용을 구분하여 기술하는데, 한국원자력연구원에서 부지특성조사 중 장심도 시추공을 활용한 현장 조사의 과정은 다음 그림 (Fig. 1 및 2)과 같다.

2.4.2 현장조사 책임 및 일정

각 현장 조사의 책임을 세분하여 기술하고, 장심도 시추공 굴착에서 시추 작업부터 장기 모니터링에 대한 전체 일정에 대해서 기술한다.

2.5 품질보증절차

방사성폐기물처분 연구를 위한 부지특성조사의 일환으로 장심도 시추공을 굴착하여 현장 조사를 수행하기 때문에, 시추 조사로서 도출되는 결과가 연구 지역의 부지특성모델에 직접 입력된다. 따라서, 조사 기술에 대한 기술적 신뢰성이 무엇보다도 요구되므로 품질보증 절차에 따라 각 현장 조사가 수행되어야 한다. 본 절에서는 품질보증절차를 항목별로 제안하여 기술한다.

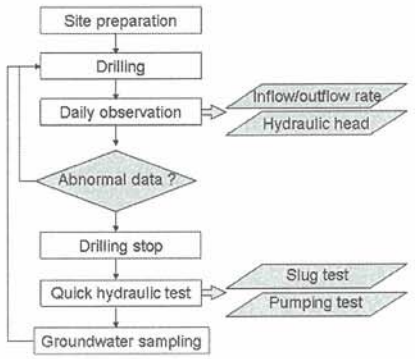


Fig. 1. Investigation procedure during drilling

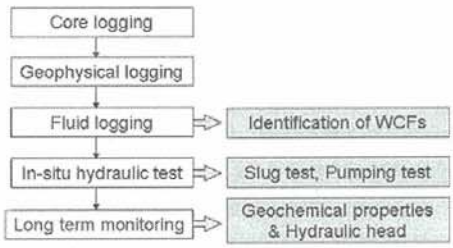


Fig. 2. Investigation procedure after drilling

3. 결론

본 논문에서는 방사성폐기물의 심지층 처분을 위해 수행하는 부지특성조사 중 drilling 에 대한 전반적인 방법론을 요약하여 기술하였다. 비록 각각에 대해 drilling program을 세부적으로 작성할 수는 없지만, 동일한 목적으로 몇 개의 공을 대상으로 하는 drilling 작업이 수행될 때는 반드시 본 drilling program과 같은 지침서가 작성되어야만 효율적인 연구가 수행될 수 있을 것으로 판단되며, 따라서 본 논문은 이에 대한 지침으로 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No.20121710200001D).

한국원자력연구원의 처분드럼 핵종평가 시스템 구축 및 운영방안

장원혁*, 곽경길, 홍대석, 강일식, 신기백
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
whjang@kaeri.re.kr

1. 서론

연구원내에 처분 전 중간저장 되어 있는 중·저준위 방사성폐기물은 영구처분시설의 완공이후 연차적으로 이송할 계획이다. 폐기물 인도를 위해서는, 원자력안전위원회에서 고시한 "중·저준위 방사성폐기물 인도규정"에 따라 핵종규명을 해야 한다.

한국원자력연구원은 2009년부터 중·저준위 방사성폐기물의 처분을 준비해 왔으며, 2012년에 핵종평가시설을 건설하였다. 2013년에는 Wide-Range SGS(Segmented Gamma Scanner) 핵종분석장치를 도입하여 처분드럼에 대한 핵종평가 시스템 구축을 완료하였다.

향후, 안정적인 장치 운전을 통해 드럼의 핵종과 방사능농도를 규명할 것이며, 한국방사성폐기물관리공단 인수검사에 사용되는 핵종분석장치와 교차분석을 통해 분석결과의 신뢰성을 확보할 것이다.

2. 본론

2.1 핵종평가시설[1]

2.1.1 크기 및 재원

방사성폐기물드럼 핵종평가시설의 골조는 일반 콘크리트로 구축되었으며 크기는 다음과 같다.

- 면적 : 약 150 m^2
  - 평가시설 : 144 m^2 (6 m × 16 m)
  - 출입통로 : 6.44 m^2 (4.6 m × 1.4 m)
- 높이 : 5.15 m
  - 내부 높이 : 5 m
  - 천장 벽두께 : 15 cm

평가시설의 벽두께는 천장 벽두께를 제외하고 기본적으로 방사선 차폐를 위해 30 cm로 하였으며, 방사선 영향이 아주 적을 것으로 예상되는 지역은 20 cm로 낮추었다. 또한 검출기구역 내에 있는 차폐벽은 핵종분석장치의 효율적인 운영을 위한 외부 방사선 차폐 목적이며 그 두께 또한 30 cm로 설정하였다.

2.1.2 내부 구성

평가시설 내부는 그림 1과 같이 방사선관리구역과 일반구역으로 구분하여 관리구역에는 핵종분석장치가 설치된 검출기구역, 평가대상 방사성폐기물드럼들의 대기를 위한 임시적재구역 등으로 나뉘며, 일반구역은 핵종분석장치를 운전하기 위한 제어실, 관리구역으로 출입을 위한 탈의실 및 기타 회의실 등으로 구성되어 있다. 각 구역별 설치되는 장비 및 취급물은 다음과 같다.

- 임시적재구역 : 측정대상 폐기물드럼
  드럼분석장치 교정드럼
  크레인, RI 보관함
- 검출기구역 : 드럼핵종분석장치
  바코딩 시스템
- 정비구역 및 출입통로 : 지게차
- 제어실, 회의실 및 탈의실

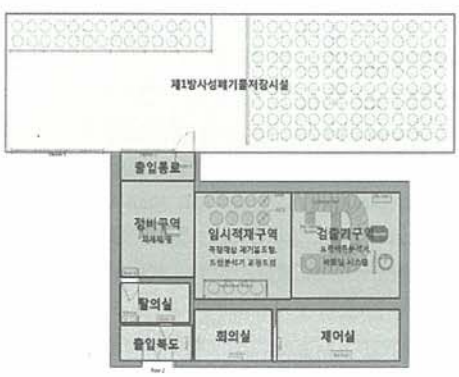


Fig. 1. Internal Configuration of Disposal Drum Assay Facility

2.2 핵종분석장치[2]

2.2.1 개요

Wide-Range SGS(Segmented Gamma Scanner)는 다음과 같은 주요 장치로 구성되어 있다.

- Conveyor (In Feed and Out Feed)
- Detector Plinth
- Transmission Plinth
- Rotary Carriage

• Control Cabinet

장치의 개략적인 구성 모습은 그림 2와 같다.

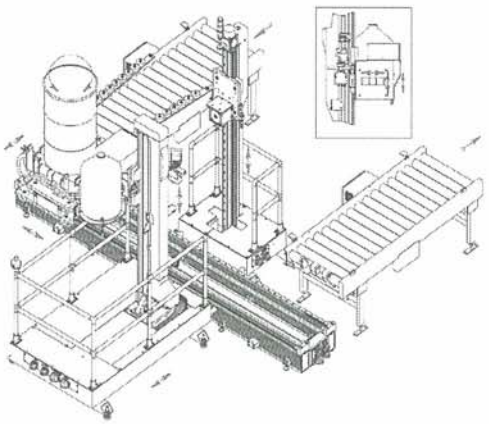


Fig. 2. Birds-eye-view of Disposal Drum Assay Equipment

2.2.2 장치 특성

WR-SGS의 일반적인 특성은 표 1과 같다.

Table 1. General Characteristic of WR-SGS

드럼 크기	200ℓ or 320ℓ
가변적인 Collimator 범위	1 mm-70 mm motorized & automatically
Germanium 검출기 효율	40% + (typical) with LN_2 cooling FWHM 1.85keV@1.33MeV
전송 선원	Eu-152, 10mCi 2ea. (20mCi.) in Tungsten shield
Calibrated verification Sources	1mCi Co-60 1μCi Co-60 / 20μCi Cs-137 20μCi Eu-152 / 1μCi Cd-109
검출 가능 방사능 범위	Up to 10E12 Bq
밀도 범위	Up to 2100 kg/m^3
바코드 리더	2-D reading
표면선량 측정	GM based counter
제조사	ANTECH in England

2.3 운영방안

2.3.1 장치운전

안정적인 장치운전을 통해 영구처분을 위한 핵종과 방사능 농도를 규명해 나갈 것이다. 또한, 분석결과를 축적하여 'IAEA 신분류 기준'[3]에 따라 연구원내의 중·저준위 방사성폐기물을 새롭게 분류해 나갈 계획이다.

2.3.2 분석 신뢰도 확보 방안

처분시설로 인도된 중·저준위 방사성폐기물은 한국방사성폐기물관리공단(KRMC)의 인수절차에 따라 공단의 검사기기를 이용하여 인수검사를 하게 된다. 따라서 그림 3에 보여지는 각각의 장치를 이용한 교정용 모델드럼의 교차분석을 통해 본 기기에서 평가되는 분석결과의 신뢰성을 확보할 계획이다.

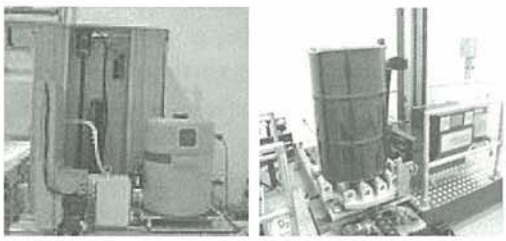


Fig. 3. Disposal Drum Assay Equipment (Left: KRMC, Right: KAERI)

3. 결론

한국원자력연구원은 2009년부터 중·저준위 방사성폐기물의 처분을 위해 준비해 왔다. 2012년에 처분드럼 핵종평가시설을 건설하였으며, 2013년에는 Wide-Range SGS (Segmented Gamma Scanner) 핵종분석장치를 설치한 후 시운전까지 수행하여 핵종평가 시스템 구축을 완료하였다.

안정적인 장치운전을 통해 처분 전 중간저장되어 있는 중·저준위 방사성폐기물의 핵종과 방사능 농도를 규명할 것이며, 분석 결과의 신뢰성을 확보하기 위해 인수시설 핵종분석장치와 교차분석을 할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] 방사성폐기물드럼 핵종재고량 평가시설 방사선 안전성 평가, KAERI/TR-4382/2011.

[2] Operation and Maintenance Manual, A.N. Technology Ltd, 2013.

[3] General Safety Guide No. GSG-1, IAEA, 2009.

Comparison of monitoring technologies for CO_2 storage and radioactive waste disposal

Ryu, Ji-Hun*, Koh, Yong-Kwon, Choi, Jong-Won and Lee, Jong-Youl
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea
jryu@kaeri.re.kr

1. Introduction

Large and diverse tools are available to monitoring methods for radioactive waste and CO_2 storage. They have fundamentals on geophysical and geochemical principles. Many techniques are well established while others are both novel and at an early stage of development. Reliable and cost-effective monitoring will be an important part of making geologic sequestration a safe, effective and acceptable method for radioactive waste disposal and CO_2 storage. In study, we discuss the monitoring techniques and the role of these techniques in providing insight in the risks of radioactive waste disposal and CO_2 sequestration.

2. Monitoring- radioactive disposal

Most of advanced countries in nuclear waste disposal programs are developing in situ investigation methods with their underground research laboratory such as GTS, Switzerland, Äspö and Forsmark, Sweden, and Tokai and Horonobe, Japan etc. According to their national deep disposal programs for nuclear waste, the monitoring and investigations carried out are relevant to an improved understanding of the site. Also they are to offer the basic data for design of radioactive waste disposal facility by monitoring variations of main site properties in different phases such as site characterization including preoperational monitoring, operational and post-operational monitoring.

2.1 Surface-covering methods

Since the radioactive waste disposal site is considered to be in territorial area, mapping of surface and ecosystems is largely done by compiling already available information from surface mappings, aerial photography interpretations and satellite imagery. Seismic refraction can be one of preliminary ground geophysical methods to interpret the regional major structures [1].

2.2 Subsurface / borehole investigations

Each borehole is drilled for a more or less specific purpose to provide fundamental information on geoscientific properties for a certain portion of the rock volume or to verify the occurrence of fracture zones or rock type boundaries and geometrically determine their position and orientation.

The hydraulic property such as permeability of rock, hydraulic conductivity as well as transmissivity in the fracture zones need to get determined by hydrogeological methods [2]. The purpose of the hydrochemical methods is to investigate the chemical composition of the groundwater, rock and fracture filling minerals. The purpose of rock-mechanical methods is to determine the state of stress in the rock mass, and to determine the deformation and strength properties of the intact rock and natural fractures. Data on the thermal conductivity, heat capacity and coefficient of thermal expansion of the rock are determined. Tracer tests can provide some idea of transport resistance, flow porosity, transport pathways, connectivity, and dispersion [3].

3. CO_2 Monitoring

The concept of four distinct phases in the life cycle of a CO_2 storage project was introduced by Benson et al. [4]. Monitoring activities vary among these phases, which are defined as follows:

- Pre-operation Phase: Project design is carried out and baseline conditions are established.
- Operation Phase: Period of time during which CO_2 is injected into the storage reservoir.
- Closure Phase: Period after injection has stopped, during which wells are abandoned and plugged.

Equipments and facilities are removed, and site restoration is accomplished. Only necessary monitoring equipment is retained.

■ Post-closure Phase: Period during which ongoing monitoring is used to demonstrate that the storage project is performing as expected and that it is safe to discontinue further monitoring.

3.1 Atmospheric monitoring

Anomalous surface CO_2 fluxes may be detected using several techniques such as CO_2 detectors, laser system, Eddy covariance, etc. Near-surface geochemical monitoring can be used to detect short term rapid loss or long-term intermittent leakage of CO_2 from gas storage formations. The use of magnetometers is another possible near-surface geophysical technique. Magnetometers measure the strength and/or direction of the magnetic field in the vicinity of the instrument[5]. Electrical resistance tomography (ERT) is a technique of imaging subsurface electrical conductivity. When deployed in time-lapse mode, it is capable of detecting conductivity changes caused by the injection of CO_2 .

3.2 Subsurface Monitoring

Geochemical surveys that monitor the reservoir characteristics have been successfully adopted for use in monitoring carbon sequestration. In a monitoring program, an initial seismic survey contributes to geological site characterization. In addition, the survey provides an initial baseline survey that can be compared to subsequent seismic surveys to create a time lapse image of CO_2 plume migration and to detect significant leakage and migration of CO_2 from the storage site.

4. Comparative analysis

Detailed site characterization is a fundamental requirement for both storage concepts. During the characterization of a potential repository site, the monitoring techniques to be used to characterize the site for radioactive waste disposal are similar to those used for a CO_2 storage reservoir. However, there are significant differences in site characterization in both areas. The near field in which radioactive waste is to be stored is well characterized. In contrast, the characterization of a potential CO_2 storage reservoir is carried out remotely. The monitoring techniques can be differentiated by if the parameters are measured directly or indirectly. The measurement of materials in air, water or soils can be performed by using sensors, remote sensing, geochemical methods and tracers. Indirect measurement methods for targeted materials detection include well logs, geophysical methods (seismic, electromagnetic and gravity) and satellite and airplane based monitoring. Among these geophysical techniques, seismic methods are by far the most highly developed and can cover a large area with high resolution[6]. The monitoring techniques used in radioactive waste disposal have fundamentals of geology, hydrologeology, geochemistry etc, which could be applied to CO_2 sequestration. During the characterization of a potential repository site, the monitoring techniques to be used to characterize the site for radioactive waste disposal are similar to those used for a CO_2 storage reservoir in their fundamentals including geological and hydrogeological, and geochemical analyses.

5. Acknowledgement

This work was supported by the National Research Foundation of Korea (NRF) grant funded by the Korea government (MEST) (No. 2013000789).

6. References

[1] Kwon, S., Cho, W.J., Han, P.S., 2006. Tunnelling and Underground Space Technology, 21, 203-217.

[2] Fransson A. and Höskola C., 2004., SKB- R-04-59

[3] Painter, S, 1999, SKB-R-99-03

[4] Benson, SM, Hoversten, E and Gasperikova, E, 2004. IEA Greenhouse Gas R&D Programme Report PH4/35, p. 108 .

[5] Arts, R.J., Baradello, L., Girard, J.F., Kirby, G., Lombardi, S., Williamson, P., Zaja, A., 2009. Energy Procedia, 1, 2269-2276.

[6] Benson, S.M. and Myer, L. 2002. IPCC workshop on carbon dioxide capture and storage

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-I)

해체 부지의 잔류오염도 조사를 위한 대표시료 평가 방안

홍상범*, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 해체 완료 단계에는 부지 및 건물의 잔류 오염을 제거하기 위한 복원활동을 수행하고, 잔류오염도가 부지의 재이용을 위한 개방기준(Release Criteria)을 만족함을 증명하기 위한 조사 및 평가가 이루어져야 한다. 미국에서는 MARSSIM을 개발하여 최종현황조사를 위한 대표시료 확보방안을 수립하여 다양한 해체 시설에 적용하고 있다. 이 방법은 조사설계(Survey design)를 위한 차등접근법을 적용하여 특성조사를 통해서 도출된 잠재적 오염도(평균 및 표준편차)를 이용하며, 조사단위 별로 단순한 통계학적 평가(Sign/WRS test) 방법을 적용하고 있다.

본 연구에서는 부지 오염 특성을 반영한 대표시료를 평가하기 위해 지질통계학적 방법을 적용하여 부지 전체에 대한 오염도 분포를 예측 평가하고, 조사결과의 정규화 과정을 통해 대표 시료의 개수를 저감하여, 도출된 결과의 신뢰도를 향상시킬 수 있는 평가 방법론을 개발하여 우라늄 변환시설을 대상으로 적용 평가하였고, 조사설계를 용이하게 수행하기 위한 프로그램을 개발하였다.

2. 본론

2.1 MARSSIM 평가 방법

MARSSIM은 개방기준(Derived Concentration Guideline Levels; 유도농도지침한계)에 충족함을 증명하기 위해 개방기준은 측정 결과와 동일한 단위(Bq/g, dpm/100㎠)를 사용하여 조사대상 부지를 조사단위(Survey unit)로 구분하여 각각에 조사단위 별로 조사설계를 통해 측정된 결과와 개방기준을 비교 평가하여 개방여부를 판정하게 된다. MARSSIM에서는 조사설계를 위한 차등접근법(Graded approach) 방법을 적용하고 있으며, 이는 효율적으로 부지조사를 수행할 수 있도록 표준화에 기초한 방사선학적 오염도 조사절차를 수립하고 잠재적 오염도(Potential contamination)에 따른 부지의 등급(Class)을 부여하여 조사단위별로 오염도에 대한 평균 및 표준편차를 이용하여 통계학적 평가(Sign/WRS test) 방법을 적용하고 있으나, 실시간오염도 측정결과 및 능동적인 조사전략을 결합하여 부지의 오염특성 및 불확도를 고려한 시료 대표성 평가기술이 요구된다.

2.2 공간분석 기법 적용

지질통계학의 공간분석(Spatial analysis)은 공간자료의 분석을 목적으로 자료를 각기 다른 형태로 가공하여 의미 있는 결과를 추출하는 기술로 정의되며, 이것은 자료의 공간적 상관성(Association), 군집성(Cluster), 이례지점(Outlier) 및 국부오염(Hot spot)의 패턴을 찾아내고 이질성(Heterogeneity)의 형태와 영역을 분석하기 위한 기술로 공간적 패턴의 변화를 탐색하고 지리적 자료 분포를 이해하기 위한 분석방법이다.

베리오그램(Variogram)을 이용하여 측정결과의 공간적 분포에 대한 결과를 지질통계 기법을 적용하여 공간적 상관관계를 분석하면, 관심 있는 지역의 특성값을 예측하기 위해 이미 측정된 결과 값들의 선형조합으로 그 값을 예측할 수 있는 방법이 크리깅(Kriging)이다. 크리깅은 주위에 알려진 자료들의 가중선현조합으로 미지의 값을 예측하는 기법으로 오차분산을 최소화로 하면서 편향되지 않은 추정값을 도출할 수 있다. 이러한 크리깅은 자료의 분산이 큰 경우 예측값의 분산을 줄이고 다양한 확률적 등가치를 생산하여 민감도를 분석할 수 없는 한계를 가지고 있다. 이를 위한 대안이 조건부 시뮬레이션(시뮬레이션)이다. 이러한 일련의 과정을 통해서 측정결과를 바탕으로 공간적 분포의 특성 데이터를 이용하여 관심구역 및 부지 전체에 대한 오염지도를 작성하고, 이른 근거로 최종현황조사에 필요한 의사결정의 효율성을 향상시키고, 조사기간 및 비용을 절감할 수 있는 방법으로 방사성 오염뿐만 아니라 다양한 분야에 적용하였다. 자료의 평가를 위해서 지질통계적인 의사결정을 위한 ISATIS Software를 사용하였으며, 통합된 평가도구로 표면 및 깊이

분포 데이터 분석, 평가와 시뮬레이션을 위한 포괄적인 방법을 제공하고 있으며 프랑스의 Geovariance(사)에서 개발하여 석유, 광물등 자원 평가에서 적용범위를 확대하여 CEA의 다양한 해체부지의 복원 및 평가를 위해 적용하고 있다. 우라늄변환시설을 대상으로 평가한 결과 부지 전체에 대해 450개의 자료를 생산하였고, 평가된 결과를 분석한 결과 오염도가 정규분포로 전환되었으며 평균은 유지하면서 표준편차는 1.65에서 0.90으로 저감하였고, 이를 통해 MARSSIM에서 제시하고 있는 통계학적 평가방법(WRS test)를 적용하여 요구되는 시료의 개수를 35%를 저감하였다.

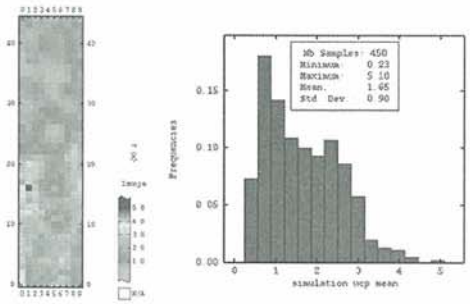


Fig. 1. Evaluation results of simulation of the contamination level at UCP site.

2.3 부지 조사설계 프로그램 개발 및 적용

부지의 최종현황조사를 위한 조사설계를 효율적으로 수행하기 위해서 VSDP 프로그램을 개발하였다. 이 프로그램의 주요 특징은 부지의 오염분포 특성을 반영한 대표 시료의 개수를 계산할 수 있고, 시료채취 지점을 다양한 격자법(삼가, 사각 및 원형) 방법을 적용하여 시료채취 위치를 지도상에 표현하여 위치 좌표를 결과로 도출할 수 있도록 제작하였으며, 연구로 해체 부지와 같이 건물이 많이 존재하는 경우, 시료채취 지점에서 제외하기 위해서 마스킹(masking) 기능을 추가적으로 부여하였다. Fig.2 는 연구로 부지를 대상으로 VSDP의 평가결과를 보여주고 있다.

3. 결론

광역의 해체 부지의 시료 대표성 평가를 위해서 MARSSIM의 평가방법을 적용하고 있으나, 부지의 잠재적 오염도 분포를 이항분포(binomial distribution)로 가정하여 단순한 통계적 계산을



Fig. 2. Developed program for the final status survey design.

적용하고 있으나, 해체 후 부지의 잔류오염도 분포는 다양하여 이러한 평가의 부정확성을 보완하기 위한 부지 특성을 반영한 능동적인 평가를 위한 공간분석 기법을 적용하여 평가를 수행하였다. 부지 오염도의 공간적 상관관계를 분석 및 예측 기법을 적용하여 부지 전체의 오염도를 평가하고, 가우시안 시뮬레이션을 통한 오염분포의 정규화에 따른 평균 및 표준편차 정량적으로 평가하고, MARSSIM의 통계방법(Sign/WRS test)의 적용하여 대표 시료의 개수를 정량적으로 평가할 수 있는 평가방법과 조사설계를 효율적으로 수행할 수 있는 프로그램을을 개발하였다. 우라늄변환시설 부지복원 잔류오염도 조사 결과를 이용하여 MARSSIM 방법과 개발된 평가 방법을 비교 평가하여 대표 시료의 개수 저감 및 신뢰도 정량적 평가를 통해 조사에 소요되는 비용 및 기간을 절감할 수 있는 효율적인 평가방법으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] U. S. NRC, EPA, DOE: MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575, Rev1, EPA 402-R-97-016, Rev.1, DOE/EH-0624, Rev.1, 2000.

[2] 최종근, "공간정보 모델링; 크리깅과 최적화 기법", 구미서관, 2004.

무 착화성 화학제염제에 의한 마그네타이트 용해

원휘준*, 최왕규, 이우성, 박상윤, 정종헌, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소를 장기간 가동하면 발전소가 노후화되며 원전에 대해 수명 연장을 할 것인지 해체할 것인지 결정하게 된다. 발전소 해체 시 일차 냉각계통을 제염함에 의해 발전소 해체 작업자의 피폭을 크게 줄일 수 있으며 이를 통한 경제적 이득도 대단하다. 원자력 발전소 일차 냉각계통을 제염함에 의한 경제적 이득은 1000 만 US$ 단위 이상으로 알려져 있다[1]. 또한 원자력발전소의 정기 유지보수기간 중에도 계통에 대한 화학 제염 작업이 수행된다. 계통 제염에 적용되는 주요 상용 제염제는 캐나다의 CAN-DEREM 및 독일의 CORD 공정이 있다. 현재 BWR 원전에 CORD 공정이 활발히 적용되고 있으며 미국에서는 Indian Point 2 PWR 원전에 대해 CAN-DEREM을 적용한 경험이 있다. 그리고 영국의 LOMI 제염 공정도 일부 부품 및 sub-system 에 대해 적용되고 있다. 상기 제염기술은 모두 제염제 조합 중에 유기산 착화제를 포함하고 있다. 이 유기산 착화제는 처분 안전성을 크게 저하시키며 CORD 공정의 oxalic acid는 계통 재질에 IGA를 유발시킨다고 알려져 있다. 냉각계통 오염의 주요 원인은 가동 중 생성되는 스피넬구조의 오염 산화막에 존재하는 Co-60에 기인한다. 그러므로 오염 산화막을 용해시킴에 의해 방사선원인 Co-60 도 함께 제거된다. 본 연구에서는 오염 산화막의 주요성분인 마그네타이트를 대상으로 무 착화성 화학 제염제의 용해실험을 수행하였다. 무착화성 화학제염제의 주 성분으로 질산 용액에서 히드라진의 영향을 파악하였으며 히드라진-질산 계에서 마그네타이트의 용해속도에 영향을 미치는 금속이온 도출 및 이를 평가하는 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

마그네타이트 용해 실험은 온도조절이 가능한 water-bath 내에서 수행되었다. 100 ℃ 이상에서의 용해 실험은 200 ml 용량의 소형 autoclave를 사용하여 수행하였다. 실험 전 30분간 고 순도의 질소기체를 용액 내에 bubbling 하여 용액 내에 존재하는 산소 기체를 제거하였다.

2.2 실험 조건

모든 실험은 마그네타이트에 존재하는 철 성분이 완전히 용해되었을 때, 철 이온의 농도가 6.6 X 10^{-4} M (35.5 ppm)이 되도록 한 상태에서 수행되었다. 용해실험 후, 용액 내에 존재하는 철 이온 농도를 Atomic Absorption Spectrometer (AA)를 사용하여 분석하였다.

2.3 실험 결과

2.3.1 히드라진의 영향

용액의 pH가 변화됨에 따른 마그네타이트의 용해율 변화를 살펴보았으며 그 결과를 그림 1에 나타내었다. pH 1~ 3 범위에서, hydrazine을 첨가함에 따라 용해 반응이 빠르게 진행되지만 pH 변화에 따라 용해속도의 변화가 미미하다. pH 4 이상 및 150 ℃에서, hydrazine의 존재 여부에 관계없이 두 시간의 반응에 의해 마그네타이트가 거의 용해되지 않는다.

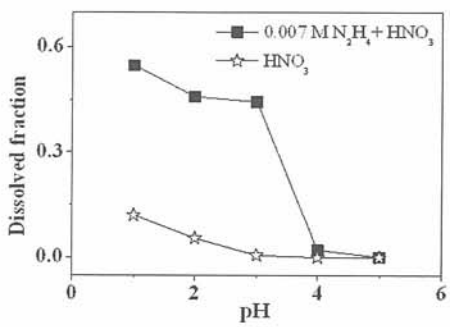


Fig. 1. Dissolved fraction of iron against the solution pH (2hrs, 150℃)

2.3.2 금속이온의 영향

Hydrazine 농도를 0.07 M로 유지한 상태에서 마

그네타이트 용해속도에 영향을 미치는 금속이온을 찾기 위한 실험을 수행하였으며 그 결과를 그림 2에 나타내었다. 모든 금속이온에 대해 농도가 0.0005M 이 되도록 하였다. 첨가된 금속 이온 중, 구리 이온은 이를 첨가하지 않은 조건에 비해 1.4배 이상 증가하는 경향을 보여준다. 니켈이온을 첨가한 경우에는 반응속도가 오히려 감소하는 경향을 보여준다. 철 이온을 첨가한 경우, 반응속도는 1.1배 증가하는 것으로 나타났으며 코발트, 아연, 망간의 경우 반응속도에 영향을 미치지 않음을 보여준다.

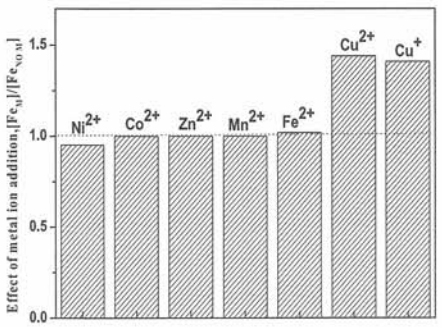


Fig. 2. Effect of metal ion on the dissolution of magnetite (2 hrs, 95℃, $[M^{n+}]$ = 0.0005M, $[N_2H_4]$=0.07M, pH=3)

2.3.3 Cu^+ 이온의 영향

Hydrazine + HNO_3 + Cu^+ 계의 pH 및 $[Cu^+]$ 변화에 따른 마그네타이트 용해속도에 미치는 영향을 파악하기 위한 실험을 수행하였으며 그 결과를 그림 3에 도시하였다.

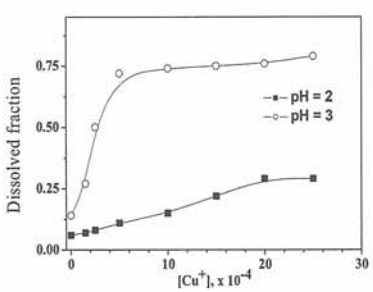


Fig. 3. Dissolved fraction of iron in magnetite against $[Cu^+]$ (2hrs, 95℃, $[N_2H_4]$= 0.07 M, 0.01g Fe_3O_4 200 ml)

pH 2에 비해 pH 3에서 용해율이 높았으며 $[Cu^+]$는 0.0005M 로 증가할 때 까지 용해율이 증가하다가 그 이상의 농도에서는 용해율이 크게 증가하지 않는다.

3. 결론

원전 일차계통 제염을 위한 화학제염제로서 유기산 착화제를 사용하지 않는 무착화성 화학제염제에 대한 연구를 수행하였다. 본 무착화성 화학제염제는 환원제를 주 제염제로 사용하고 약산성 조건에서 적용되기 때문에 금속재질에 대한 재료건전성이 우수하다. 그리고, 제염 후 환원제인 hydrazine이 산화제에 의해 용이하게 질소와 물로 분해되기 때문에 발생되는 방사성 폐기물의 양을 크게 줄일 수 있다. 또한 금속 이온을 미량 첨가함에 의해 마그네타이트의 용해속도를 크게 증가시켰으며 100 ℃ 이하에서도 환원제염 공정을 적용시킬 수 있는 단계에 이르렀다. 차 후 실제 방사성 시편을 사용한 연구를 수행하여 본 무착화성 화학제염제의 타당성을 증명할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] C. J. Wood, "A Review of the Application of Chemical Decontamination Technology in the United States", Progress in Nuclear Energy, Vol. 23, No. 1, pp 35-80(1990).

원자력 시설 원격절단 시스템의 사용자 친화적 인터페이스 개발을 위한 디지털 모델 동기화 알고리즘 연구

현동준*, 최병선, 정관성, 이종환, 김근호, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
dongjunn@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설 해체 시 대부분의 작업이 작업자들에 의한 수작업으로 가능할 뿐 아니라 수작업이 장비 셋업 시간 단축과 작업 숙련도와 문제 대응 속도 면에서 원격취급기술에 비해 우수함에도 불구하고 방사선 준위가 높은 영역에서의 작업은 작업자의 안전성을 확보하기 위해 원격절단시스템을 필요로 한다. 최근 원격절단시스템 관련 연구동향으로 작업자의 숙련도 요구 수준을 낮추고 실수를 줄이는 기술인 사용자 친화적인 인터페이스 기술이 활발하게 연구되고 있다. 기존에는 작업자가 원격 해체 장비를 조작할 때 모니터를 통해 제공되는 2차원적인 간접시각만을 이용해 왔기 때문에 작업자가 전체적인 상황을 파악하고 필요한 작업을 하기 위해서 상당히 숙련되어야만 했다. 또한 조명의 상태나 여타 구조물에 의한 시야 악화나 작업 조건 변화에 따라 작업 효율과 작업 시간이 영향을 크게 받는다. 본 연구는 작업현장을 센서를 통해 실시간 3차원 모델링으로 만들어 작업자가 한 눈에 상태를 파악할 수 있게 하고 사용자의 조작을 단순화 하거나 정밀한 조작을 할 수 있도록 도와주는 기술을 개발하고자 한다.

2. 본론

본 연구는 사용자 친화적인 인터페이스를 개발하기 위해 활용할 수 있는 디지털 모델 동기화 알고리즘을 제시하고자 한다. 디지털 모델 동기화 알고리즘은 크게 두 가지 용도로 활용될 수 있다.

첫 번째는 기준 좌표계 정렬이다. 원자력 시설 원격절단 시스템은 한 장소에 고정되어 사용되는 것이 아니라 고방사능의 절단 대상으로 접근되어 사용되므로 절단 시스템의 매니플레이터의 기준 좌표계가 유동적이다. 기존의 시스템은 체계적인 기준 좌표계 정렬 없이 원격 작업자가 2D 또는 스테레오 카메라의 시각적인 정보만 이용하여 조작하므로 정확성이 떨어지고 높은 수준의 작업자 숙련도를 요구한다. 디지털 모델 동기화 알고리즘은 3차원 형상 측정장치를 이용하여 절단 대상의 3D Point Cloud를 얻고 이를 절단 대상의 CAD 데이터와 비교함으로써 원격절단 시스템이 현재 절단 대상과 상대적으로 어떤 좌표계를 갖는지 파악하고 절단 대상의 좌표계를 이용하여 결국 원격절단 시스템의 기준 좌표계를 확보한다.

두 번째는 실재 작업장과 가상공간 작업장과의 동기화다. 이 동기화는 원격제어 시 시간지연 현상 극복과 원격 작업의 고수준 자동화를 가능하게 한다. 실재 작업장과 가상공간 작업장이 동기화 되어 있는 경우 원격 작업자는 가상공간에서 시간지연 현상 없이 작업이 가능하고 가상공간에서 이루어진 작업을 실재 작업장에서 구현할 수 있다. 원격 작업자는 실재 작업장을 3D CAD 작업 하듯이 대상을 회전시키고 이동시키고 확대 및 축소하여 관찰할 수 있고 간격에 대한 정보 역시 3D CAD 작업 하듯이 알 수 있다. 작업자는 가상의 공간에서 정확한 데이터를 기반으로 작업할 수 있고 실시간으로 작업을 시뮬레이션 해 보고 문제점을 확인한 후 작업에 임할 수 있고 가상공간에 임의의 접촉면을 생성시켜 햅틱 조작 시 힘반향을 통해 로봇팔의 간섭 및 충돌을 미연에 방지할 수 있다. 더 나아가 실재 작업장과 가상공간 작업장이 동기화되면 가상공간 작업장의 CAD 데이터를 기반으로 고수준의 자동화 프로그래밍이 가능하다.

원격 시스템은 6 자유도 로봇팔과 로봇팔 엔드 이펙터에 장착된 절단 장비와 3차원 형상 측정장치로 구성되어 있다. 3차원 형상 측정장치는 2D Laser Scanner에 틸트 기능을 추가하여 3 차원 형상 데이터를 얻을 수 있을 뿐 아니라 엔드 이펙터에 장착된 절단장비가 절단작업을 수행할 영역을 선택적으로 측정할 수 있도록 한다. 3차원 형상 측정장치는 6 자유도 로봇팔의 Upper Arm에 장착하여 항상 엔드 이펙터를 시야에 둘 수 있도록 한다.

원격절단 대상은 원전 기준 좌표계를 기준으로 고유의 고정좌표계를 갖고 있고 원격절단 시스템의 좌표계는 이송 시스템에 의해 이동된다. 이송 시스템의 이동거리를 계산할 수 있으므로 원전 기준 좌표계로부터 이송 시스템의 이동거리를 이용하여 Transformation Matrix를 구할 수 있으나 불확실성이 커 필요한 수준의 정밀도를 얻기 힘들다. 그러므로 로봇팔에 장착되어 있는 3차원 형상 측정장치를 이용한 좌표계 정렬이 필요하다.

3차원 형상 측정장치를 통해 3D Point Cloud를 얻고 이를 Iterated Closest Point (ICP) 또는 Polar Scan Matching (PSM) 방법으로 보유하고 있는 3D Digital Mock-up과 비교함으로써 좌표계를 정렬할 수 있다. 그러나 이러한 방식은 시간이 오래 걸리기 때문에 로봇을 실시간으로 제어하는 데에는 부적합하다.

본 논문에서는 최소한 100 Hz 이상으로 제어되어야 하는 매니플레이터와 10 Hz 미만으로 데이터 처리가 이루어지는 좌표 정렬 프로세스 간 부적합성을 해결할 수 있는 알고리즘을 제안한다. Fig. 1 디지털 모델 동기화 알고리즘으로 좌표 정렬 프로세스와 매니플레이터 제어 알고리즘을 분리 시키고 상위제어기와 매니플레이터 제어기 사이에 보정 데이터를 선택적으로 업데이트 할 수 있도록 고안한 알고리즘이다.

왼쪽 스캐너 쪽 루프는 10 Hz 미만으로 동작하고 오른쪽 매니플레이터 제어 루프는 100 - 1000 Hz로 동작한다. 제어가 시작되면 2D 스캐너 위치를 초기화 한 후 2D 스캔을 수행하고 단위 각도 크기 만큼 틸트 동작한 후 다시 2D 스캔 동작한다. 단위 각도 만큼 틸트 동작하면서 미리 정해진 각도 영역의 2D 단면을 모두 스캔하면 3D 스캔을 완료하고 여기에서 얻어진 3D 데이터를 위치 보정 계산 모듈로 전송한다. 위치 보정 계산 모듈에서는 매니플레이터 원점, 엔드 이펙터 위치, 절단 대상물 위치 순서대로 위치를 보정하고 보정이 다 되었음을 통보한다. 첫 번째 위치 보정이 이루어진 후에는 매니플레이터의 동작 루프가 시작되며 일단 시작되면 스캔 루프와는 별도로 루프를 수행한다. 매니플레이터는 상위 제어기로부터 관절의 변위를 입력 받고 이를 구동하며 보정데이터가 없을 경우 관절의 변위 데이터 만으로 구동되며 보정데이터가 있을 경우 보정데이터를 참조하여 구동된다.

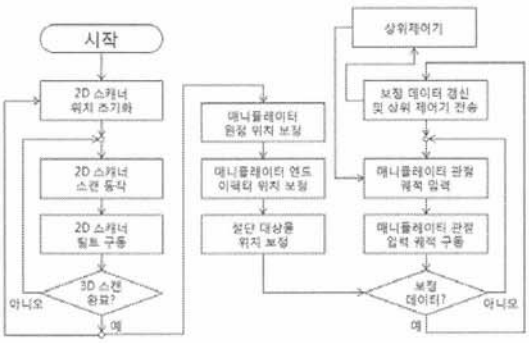


Fig. 1. Synchronizing algorithm of digital model

3. 결론

제안된 디지털 모델 동기화 알고리즘은 서로 다른 주기로 동작하는 좌표 정렬 프로세스와 매니플레이터 제어기가 자연스럽게 연동되도록 하여 실제 작업장과 가상의 디지털 모델을 동기화 할 수 있도록 한다. 이와 같은 디지털 모델 동기화 알고리즘을 통해 사용자 친화적 인터페이스를 개발할 수 있으며 사용자 요구 숙련도 및 조작 피로도가 낮고 생산성이 높은 차세대 원격절단 시스템을 개발할 수 있을 것으로 보인다.

4. 참고문헌

[1] Radioactive Waste Management Committee, Remote Handling Techniques in Decommissioning, 2011.

[2] Brian P. DeJong, Eric L. Faulring, F. Edward Colgate, Michael A. Peshkin, Hyosig Kang, Young S. Park and Thomas F. Ewing, Lessons learned from a novel teleoperation testbed, Industrial Robot: An International Journal, 33(3), pp. 187-193, 2006.

[3] Albert Diosi and Lindsay Kleeman, Fast Laser Scan Matching using Polar Coordinates, International Journal of Robotics Research, 26(10), pp.1125-1153, 2007.

[4] P. J. Besl and N. D. McKay, A method for registration of 3d shapes, IEEE Transactions on Pattern Analysis and Machine Intelligence, 14(2), pp.239-256, 1992.

MCNP를 이용한 원자로 압력용기 주변 공간 방사선량 전산모사

김근호*, 김태형, 최병선, 정관성, 현동준, 이종환, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ghkim7@kaeri.re.kr

1. 서론

원전과 같은 원자력시설이 설계수명에 다다르게 되면 시설의 노후화에 따른 기능의 상실이나 이로 인한 안전성을 보장하지 못하는 단계에 이르게 된다. 그리고 최종적으로 해체의 단계에 들어서게 된다. 원자력시설의 해체는 일반 산업시설과는 다르게 시설의 방사화에 따른 방사선학적 영향을 고려해야 한다. 여기서 말하는 방사선학적 영향 평가는 크게 시설내의 방사화재고량을 평가하는 것과 공간에 대한 방사선량을 평가하는 것으로 나뉠 수 있다. 그 중에서도 시설 내의 공간 방사선량을 평가하는 것은 방사선방호의 개념인 ALARA원칙에 만족하는 시나리오를 합리적으로 생성하도록 하며, 시나리오에 따른 작업자 피폭선량을 계산함에 따라 작업자의 안전성을 확보하는 것이 가능하게 하기 때문에 해체의 상황에서 공간에 대한 선량 평가는 상당히 중요하다. 실제로 국내외 원전의 해체에 대한 인허가사항에도 공간에 대한 평가 내용이 필수적으로 포함되어야만 한다. 본 연구에서는 원전 핵심설비 중 가장 방사화 되어있는 원자로 압력용기(RPV)주변의 공간선량을 전산모사 하였다.

2. 본론

본 연구에서는 고리원전 RPV 주변의 방사선량 평가를 위하여 Los Alamos National Laboratory 에서 개발된 대표적 몬테칼로 전산코드인 MCNP5 코드(Build 1.40)를 사용하였다.

본 연구의 주요 평가 대상은 고리원전의 RPV와 RPV를 둘러싸고 있는 생체콘크리트 벽이다. 본 시설은 고리원전 설계 도면에 따라 RPV는 길이 1,147 cm, 내부 반경 168 cm, 두께 16.8 cm의 실리더형으로 양 끝단이 반구형으로 구성되어 있으며, RPV 상단부에는 2쌍의 inlet 및 outlet 노즐이 있다. RPV를 둘러싸고 있는 콘크리트 차폐벽의 반경은 250 cm, 두께는 200 cm에서 267 cm로 모델링 하였으며 원자로수조에서의 격벽 콘크리트 구조물은 두께 약 30 cm로 구현하였다. 본 연구에 사용된 RPV와 생체콘크리트는 각각 Carbon steel (7.86 g/cm^3), 콘크리트 (2.242 g/cm^3)를 사용하였다.

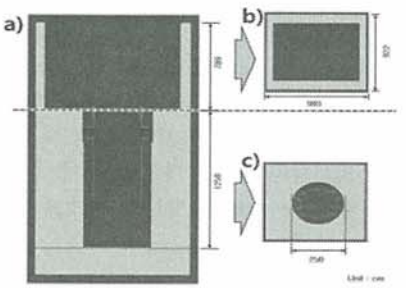


Fig. 1. Geometrical model of KORI-1 RPV and Biological Shield

해체상황에서 작업자의 외부피폭에 주된 영향을 미치는 핵종은 ^{60}Co이다. 이에 본 연구에서는 앞서 수행된 고리원전 대한 방사화재고량 평가결과 중 노심에서의 ^{60}Co에 대하여 고려하였다. 사용한 ^{60}Co의 방사화 재고량 값은 운전정지 후 5년 후의 ^{60}Co의 재고량으로 환산하여 사용하였다. 실제 원자로의 방사화재고량은 노심의 위치에 따라 그 재고량이 연속적으로 분포되어 있으나, 본 연구에서는 노심부를 3부분으로 구분하여 그 값을 사용하였다.

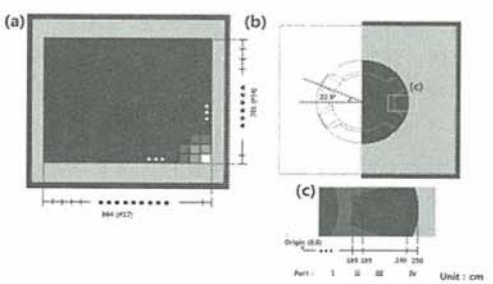


Fig. 2. The regions of the dose calculation

높이에 따른 RPV 표면의 선량률과 RPV를 차폐하는 콘크리트 차폐벽 표면의 선량률을 계산하기 위하여 RPV표면은 원통형, 위쪽은 직육면체형 Fmesh tally를 각각 이용하여 총 6,496개 영역에서의 선량률을 계산하였다. Fmesh tally에서의 값을 선량으로 환산하기 위하여 ICRP60에서의 Flux-to dose conversion factor를 사용하였다.

고리원전 RPV 및 주변 환경을 MCNP로 모델링하여 총 6,496개의 영역에 대한 공간선량을 계산하였다.

그림 3은 RPV 가 위치한 실린더형 구조체에서의 축방향 공간선량 분포를 보여준다. 그림을 통해서도 알 수 있듯이 노심이 위치했던 높이 4.35 m지점에서 가장 높은 22.9 Sv/h 값을 보였으며, 노심 중앙부를 중심으로부터 멀어질수록 감소하는 경향을 보임을 알 수 있다. 이는 노심중앙부에 ^{60}Co의 방사화재고량이 다른 영역에 비해 10^3배 정도로 높기 때문에 그 영향력이 크게 나타난 것으로 보여진다.

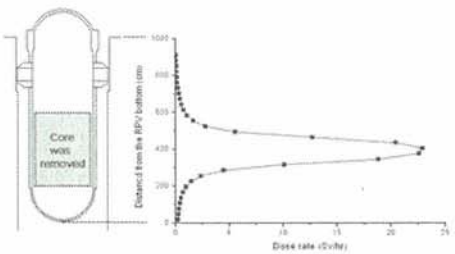


Fig. 3. Dose distribution between RPV and biological shield (z-axis direction)

그림 4는 생체 콘크리트 벽 최상단 부의 작업 플로어가 위치한 영역에 대한 평면 공간 선량 분포도이다. 이 위치는 실제 작업자의 작업이 발생 할 것으로 예상된다. 분포도를 보면 원자로의 중심을 기준으로 상당히 대칭적인 분포를 보임을 알 수 있으며, 원자로 헤드가 있는 분포도의 한 가운데 영역에서 약1.2 mSv/hr로 가장 낮게 보였으며, 노즐이 없는 방면(x : 70 cm, y : -310 cm and x : -32 cm, y : 341 cm)에서는 가장 높은 공간선량률(10.8 mSv/hr)을 보였다. 이는 원자로의 헤드 및 돌출된 구조물인 노즐이 차폐체의 역할을 하고 있기 때문인 것으로 판단된다.

이러한 공간선량 평가 결과를 통해 일반 작업자는 어떠한 방호조치 없이는 작업 투입이 어려울 것으로 판단된다. 하지만, 보통의 해체의 과정에서 RPV는 방사선준위를 낮추기 위하여 제염 또는 여러 저감화 방법을 통해 준위를 낮추기 때문에 실제 해체상황에서는 현재 보다 낮은 수준을 보일 것으로 예상된다.

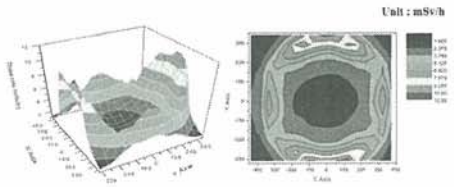


Fig. 4. Dose distribution at the top of the Biological shield

3. 결론

원전의 해체시 합리적인 해체 시나리오를 설계하고, 작업자의 안전성을 확보하기 위하여 해체대상물에 대한 방사선학적 평가가 요구된다. 본 연구에서는 해체 설계에 필요한 유용한 입력자료를 제공하기 위하여, 국내 최초 상용원전인 고리 1호기의 RPV 및 주변 환경에 대한 공간선량 분포를 산정하였다.

40년 가동 후 10년의 냉각기간을 가진 고리원전의 RPV에서의 주변 공간선량은 최대 22.9 Sv/hr, 실제 해체작업플로어에서의 최대 공간선량률은 10.8 mSv/hr 상당히 높은 공간선량률 분포를 보임을 확인하였다. 하지만, 실제 해체의 적용의 단계에서는 여러 저감화방법이 적용되기 때문에 상당부분 감소될 것으로 판단된다.

추후에는 지연시기 및 저감화방법 적용에 따른 다양한 공간선량분포에 대하여 평가해 볼 필요성이 있으며, 이러한 연구는 고리원전 해체시 시나리오 설정에 큰 도움을 줄 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Anibal L. Taboas, A. Alan Moghissi, Thomas S. LaGuardia, The decommissioning handbook, ANS ISBN:0-89448-041-3, 2004.

[2] KINS, Study on the safety evaluation Method development for D&D of Nuclear power plant, KINS/HR-444, 2002.

열형광선량률 측정기를 이용한 잔류방사능 측정기술의 유효성 평가

김경도*, 정성엽, 정현철, 임승신, 이강호
(주)성우이앤티, 경기도 하남시 덕풍동 ITECO 744호
kdkim@sungwooent.com

1. 서론

폐로 및 기기교체 등으로 발생하는 금속폐기물의 안전한 재사용 및 재활용을 위해 정확한 잔류방사능 측정이 요구되며 일반적으로 대표시료 분석법을 사용하고 있으나 시료의 대표성 확보를 위한 일련의 작업이 필요하다.

본 논문은 잔류방사능 분석에 있어서 특허 기술 제10호-1095624호 "원전 대형 폐 금속기기의 방사선량율을 이용한 비방사능 측정방법"과 감마핵종분석기(ISOCS)를 이용한 대표시료 분석법, 두 가지의 측정 방법을 병행하여 잔류방사능 분석의 정확도 및 대표성을 향상시켰으며 특허기술의 유효성을 확인하였다.

2. 본론

본 연구는 원전에서 사용한 열 교환기를 대상으로 수행하였다. 특히, 대표시료 제작 및 밀도보정에서 국내 최초로 대표시료를 용융제작하여 방사능 분석의 정확도를 향상시켰으며, 특허기술을 병행하여 대표성을 향상하였다. 또한 상호 결과를 비교하여 두 가지 측정결과의 유효성을 확인하였다.

2.1 대표시료 제작 및 밀도보정

기존 금속류의 대표시료 채취방법은 작은 조각으로 절단하여 1ℓ 원통형 시료용기에 담는 방식이므로 균질한 시료제작에 한계가 있었다.

본 연구에서는 Fig 1과 같이 대표시료를 천공 또는 용융제작하여 균질한 밀도를 확보하였으며, 대표시료의 형상은 표준선원의 형상 중 자기차폐현상이 작고, 포장물과 시료의 비가 200:1을 충족하는 활성탄 표준선원 형상으로 모든 대표시료를 일치시켰다.

제작된 시료의 재질은 철재(밀도 7.9g/㎤) 및 구리(밀도 8.9 g/㎤)이며, 이에 대한 밀도보정방법은 식 1과 같이 밀도보정인자를 Canberra Industries, Inc사의 밀도보정 프로그램을 이용하여 계산하였다.

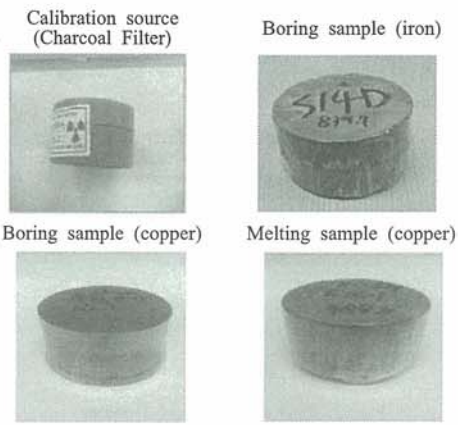


Fig. 1. Representative sample geometry

$$C(E)_{\rho} = \frac{\varepsilon(E)_{ISOCS\ \rho}}{\varepsilon(E)_{ISOCS\ 1}} \quad (1)$$

여기서 C_{ρ} 검출기의 밀도보정인자, $\varepsilon_{ISOCS\ 1}$은 교정선원의 밀도(1 g/cc)에 대한 ISOCS의 계산효율, $\varepsilon_{ISOCS\ \rho}$는 시료의 밀도($\rho$ g/cc)에 대한 ISOCS의 계산효율이다. 식(1)에서 얻은 밀도보정인자는 식(2)와 같이 국가공인교정기관의 교정효율에 적용하여 최종적인 밀도보정 검출기효율을 계산하였다.

$$\varepsilon_{\rho}(E) = \varepsilon_{st}(E) \times C_{\rho}(E) \quad (2)$$

여기서 $\varepsilon_{\rho}(E)$는 밀도 ρ 를 반영한 밀도보정 검출기효율, $\varepsilon_{st}(E)$는 국가공인교정기관의 교정효율이다.

2.2 TLD를 이용한 금속폐기물 비방사능 측정

특허 제10-1095824호의 '원전 대형 폐 금속기기의 방사선량률을 이용한 비방사능 측정방법'은 기하학적 구조가 동일하고 오염된 핵종의 구성비가 일정하면 방사선량률과 핵종의 비방사능은 비례함을 이용한 방법이다. 금번 열교환기의 대표시료 측정결과 인공핵종이 발견되지 않아 천연핵종인 K-40의 총방사능을 계산하였다.

방사선량률 측정은 복잡한 구조의 근접측정 및

장기간 노출측정(측정시간 증가)면에서 본 열교환기 측정에 적합한 열형광선량계를 Fig 2, 3와 같이 설치하여 측정하였다.

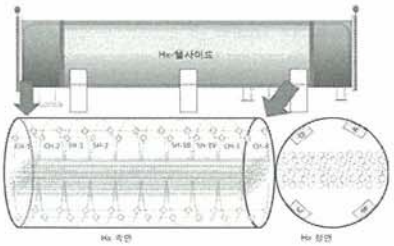


Fig. 2. TLD location(Shell Side)

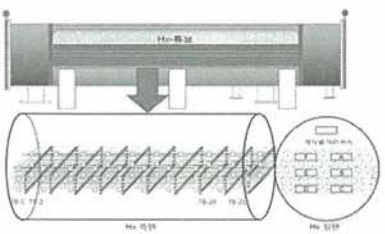


Fig. 3. TLD location(Tube Bundle)

측정결과를 Fig 4와 같이 위치별 측정결과를 비교하여, 오염 유무를 확인하였다. 즉, 오염의 경우 인접한 TLD도 동시 증가하지만 Fig 4, 5와 같이 단독 증가만이 관찰되어 우연현상에 의한 증가로 판단된다.

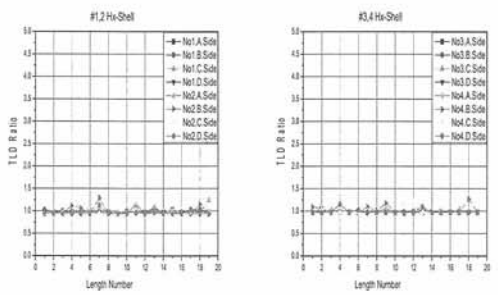


Fig. 4. Shell Side location dose rate results

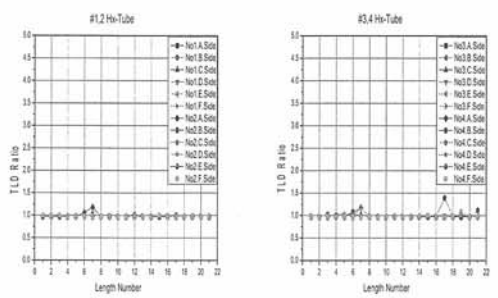


Fig. 5. Tube Bundle location dose rate results

2.3 TLD측정과 ISOCS측정의 유효성평가

특허기술과 ISOCS을 이용한 대표시료 분석법을 비교하여 상호 측정결과의 유효성을 평가하였으며, 본 연구에서는 인공핵종이 발견되지 않아 모든 시료에 포함된 천연 핵종인 K-40의 총방사능을 비교하였다. Table 1과 같이 두 가지 측정결과가 일치함을 확인하였다.

Table 1. Effectiveness evaluation results of TLD/ISOCS measurement

번호	열교환기 번호	분할 격자	평가 결과(K-40 핵종)		
			TLD 총방사능 (Bq) ①	대표시료 분석법 총방사능(Bq) ②	비율 ①/②
1	#1 열교환기	Shell	1.75×10^{6}	1.77×10^{6}	0.99
		Tube	1.64×10^{6}	1.68×10^{6}	0.98
2	#2 열교환기	Shell	1.61×10^{6}	1.54×10^{6}	1.05
		Tube	1.75×10^{6}	1.75×10^{6}	1.00
3	#3 열교환기	Shell	1.80×10^{6}	1.85×10^{6}	0.97
		Tube	1.79×10^{6}	1.84×10^{6}	0.97
4	#4 열교환기	Shell	1.41×10^{6}	1.40×10^{6}	1.01
		Tube	1.66×10^{6}	1.67×10^{6}	0.99

3. 결론

본 연구는 시료 제작방법 및 밀도보정을 수행하여 대표시료 분석법의 정확도를 향상하였으며, 또한 특허기술인 방사선량률을 이용한 비방사능 예측을 수행하여 상호독립적인 측정방법을 통해 측정된 선량률 모두가 천연핵종에 의해 방출된 것임을 확인함으로써, 상호 측정결과의 유효성을 확인하였다.

상기 두가지 측정방법의 병행 측정은 극저준위 또는 측정하한치 이하의 피측정대상체를 분석하는 분야에서 대표시료 측정법의 대표성 향상 및 측정신뢰도를 향상할 수 있는 방안임을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] 표준기행(방사선-20)처분제한치미만의 방사성폐기물 자체처분.

[2] IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7 "Application of the Concepts Exclusion Exemption and Clearance" (2004).

[3] 이관희, "극저준위폐기물의 자체처분 규제경험 및 기술현안,"한국원자력안전기술원 (2010).

실리카 나노입자 농도에 따른 나노복합유체의 안정성 평가

윤인호*, 정종헌, 윤석본, 김창기, 박상윤, 문제권, 최왕규
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ihyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체시 기존의 화학제염제를 사용한 제염공정을 사용할 경우 화학제염액이 다량 발생하기 때문에 이차폐기물 양을 줄일 수 있는 공정이 필요하다. 복합유체 제염 (Foam decontamination) 공정은 90%인 기체와 10% 액체의 불안정한 두 가지 유체로 구성되어 있기 때문에, 이차폐기물의 양을 크게 감소시킬 수 있다. 또한 복합유체 제염 공정의 장점은 대형/대면적의 표면에 기술 적용이 용이하고, 구조가 복잡하여 작업자의 접근이 어려운 시설 및 기기에 적용이 가능하다 (Fig. 1) [1]. 하지만, 복합유체 제염 공정은 균열된 표면이나 깊은 틈이 있을 경우에 사용하기 어렵고, 상대적으로 제염 계수가 낮다 [2]. 이러한 낮은 제염 효율을 높이기 위해 복합유체 제염제가 오염된 표면에 접촉하는 시간을 증가시키는 연구가 진행되고 있다. 이러한 복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 계면활성제와 고분자 물질 또는 무기 물질과 같은 점도제 등이 첨가된다. 본 연구에서는 복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 실리카 나노입자를 사용하였고, 농도에 따른 안정성을 평가하였다.

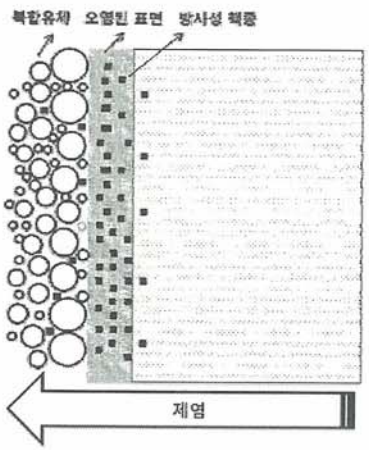


Fig. 1. The concept of foam decontamination process

2. 본론

본 실험에서는 복합유체의 계면활성제로 비이온 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 440N (EM 440N, LG Household & Health Care)을 사용하였고, 무기물질인 나노입자는 건식 실리카 (Fumed silica, M-5, Cabosil)을 사용하였다. Foamscan (TECLIS, France)을 사용하여 이미지 분석과 전도도 측정을 통해 복합유체의 생성과 안정성을 조사하였다 (Fig. 2). 일정 시간동안 복합유체 생성 양(Foamability)과 복합유체의 감소 정도인 안정성(Foam stability), 그리고 시간에 따른 액체량의 변화인 복합유체의 배액량(Foam drainage)를 측정하였다. 유리 컬럼에 계면활성제와 나노물질을 포함한 용액 (60 mL)을 채운 후에 질소가스를 주입하여 복합유체를 발생시켜 실시간으로 측정하였다.

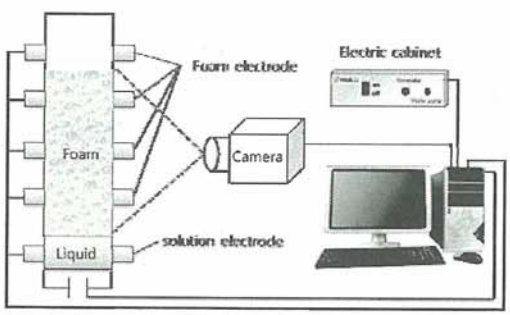


Fig. 2. The scheme of Foamscan instrument

먼저 1% EM 440N에 다양한 농도 (0.5%~5%)의 건식실리카를 첨가하여 복합유체의 안정성을 평가하였다. Fig. 3(a)에서 나타난 것처럼, 건식 실리카의 농도가 증가할수록 생성된 복합유체의 감소량이 적은 것으로 나타났고, 이는 유지되는 복합유체의 양이 증가하는 것을 의미한다. 나노입자를 포함하지 않은 EM 440N은 약 150 mL의 복합유체를 유지하는 것으로 나타났지만, 나노입자를 1%와 5% 포함하였을 경우에는 각각 160와 170 mL의 복합유체 양을 유지하는 것으로 나타

났다. 또한 배수되고 남은 복합유체 내 액체량에서는 건식실리카를 포함하지 않은 EM 440N에서는 약 1 mL의 액체량이 유지되었지만, 1%와 5%의 나노입자를 포함한 경우에는 복합유체 내 액체량이 각각 4 mL와 8 mL로 유지되었다 (Fig. 3(b)). 이는 계면활성제를 포함한 복합유체에 나노입자를 첨가하였을 경우에, 유지되는 복합유체와 복합유체 내 존재하는 액체량 모두 증가하는 것으로 나타났고, 이는 복합유체의 안정성이 증가하는 것을 의미한다.

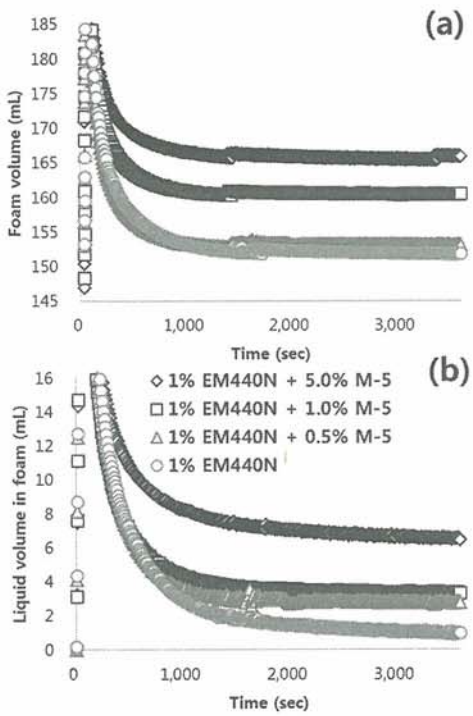


Fig. 3. Variation in (a) foam volume and (b) liquid volume in foams that contain 1% EM 440N with 0.5, 1, and 5% M-5 nanoparticles

소수성 나노입자는 기체/액체 표면 주위에 부착하여, 내부 기체의 이동을 감소시킴으로서 합체(Coalescence)에 의한 복합유체내 거품의 파괴를 억제하며, 친수성 입자는 거품 사이의 액체 안에 존재하면서 배액(Drainage)를 방지하여 복합유체의 안정성을 증가시키는 것으로 조사되었다 [3]. Kruglyak와 Taube는 Pyrogenic 실리카를 비이온 계면활성제에 첨가하였을 때, 거품사이의 배액을 감소시키면서 안정성을 증가시키는 것으로 보고하였다 [4].

본 연구에서는 건식 실리카가 친수성 나노입자로 거품사이의 액체 안에 존재하여, 액체의 배액을 감소시킴으로서 복합유체의 안정성을 향상 시키는 것으로 사료된다. 복합유체의 안정성이 높아질수록 오염된 표면에서 제염제의 체류시간이 증가하기 때문에, 복합유체의 안정성이 제염 효율을 향상시킬 수 있는 중요한 요소이다.

3. 결론

본 연구에서는 복합유체의 안정성을 증가시키기 위해 실리카 나노입자를 첨가하여 복합유체의 안정성 실험을 수행하였다. 비이온 계면활성제인 EM 440N에서는 실리카 나노입자의 농도가 증가할수록 복합유체 양과 복합유체 내 액체량이 증가하는 것으로 나타났다. 이는 나노복합유체에서 제염제의 체류시간을 높여주고 보다 많은 화학제염제를 함유하기 때문에, 나노복합유체 제염효율을 증가시킬 수 있을 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

5. 참고문헌

[1] C. Dame, C. Fritz, O. Pitois, S. Faure, "Relations between physicochemical properties and instability of decontamination foams" Colloids and Surfaces A: Physicochemical and Engineering Aspects, 263 210-218 (2005).

[2] L. Nunez, M. Kaminski, "Foam and gel methods for the decontamination of metallic surfaces" US Patent 7,166,758 B2 (2007).

[3] B.P. Binks, "Particles as surfactants - Similarities and differences" Current Opinion in Colloid and Interface Science, 721-41 (2002).

[4] P.M. Kruglyakov, P.R. Taube, "Syneresis and stability of foams containing a solid phase", Coll. J.-USSR, 34 (1972).

화학제염 기술 검증을 위한 부식 산화막 특성조사

정준영*, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jjy87@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 노후화에 따른 대규모 유지보수, 주기적 안전성 검사 및 원자력시설 해체 시 작업자 피폭저감 및 안전성 향상을 위해서는 해체 전 일차계통 제염 기술이 필요하다. 이를 위해 대상 재질에 맞는 제염효과가 크고 방사성 폐기물 발생량을 최소화하는 제염제의 개발이 요구된다. 그러나 제염제 연구를 진행함에 있어서 방사능으로 오염된 시편을 얻기 어려울 뿐만 아니라 취급이 까다로운 문제점이 있다. 이러한 문제를 해결하기 위해 원전의 산화막 특성과 유사한 산화막의 제조가 필요하다 [1].

본 연구에서는 자체 개발한 semi-loop을 이용하여 용존산소량(DO)와 부식시간의 조절을 통해 실제 원전의 산화막 시편과 유사한 모사 산화막 시편을 제조하였으며 TEM 분석을 통해 산화막 시편의 구조적인 특성을 확인하였다. 또한, 산화막 시편을 이용한 제염실험을 통해 부식 산화막의 부식특성을 알아보고자 하였다.

2. 본론

2.1 부식 산화막 제조

부식 산화막 시편은 실제 1차 계통내부의 용액과 유사한 환경에서 산화막이 생성될 수 있게 제작한 semi-loop를 이용하여 제조하였다. 산화막 시편은 Inconel-600과 304 stainless steel을 사용하였다. 산화막 제조는 LiOH (2.2 ppm)와 H_3BO_3 (650 ppm)로 이루어진 부식용액에 다양한 용존산소농도 (15-210 ppb) 조건 하에서 수행하였다. 부식이 진행되는 용기의 온도는 350 ℃로 고정하였으며 이때의 용기 내부 압력은 실제 1차 계통의 압력보다 약간 높은 2500 psi정도로 유지하였다.

2.2 전자현미경 (TEM)을 이용한 산화막 분석

TEM을 이용하여 제조된 시편의 표면에 형성된 산화막의 생성 유무를 확인하였다. Fig. 1은 제조된 Inconel-600 산화막 단면에 대한 TEM 사진을 보여주고 있다. 모재의 주요성분인 Cr, Ni, Fe 및 O의 성분 분포를 깊이에 따라 측정하였다. 단면의 안쪽인 모재과 비교해서 바깥쪽 층으로 갈수록 산소분포도가 높게 나타났고, SAED 패턴분석을 통한 XY_2O_4의 조성으로 된 산화물에서 흔히 볼 수 있는 spinel 구조와 일치하는 결과로부터 $NiFe_2O_4$ 또는 $FeCr_2O_4$로 예상되는 산화막이 잘 형성되었음을 알 수 있었다.

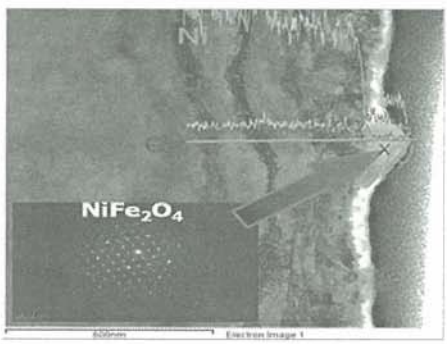


Fig. 1. Cross-sectional TEM image and line-scanning profiles of the oxidized Inconel-600. (Inset) Selected area electron diffraction (SAED) pattern of the deposited oxide

2.3 산화막 특성분석을 위한 제염실험

이와 같이 제조된 산화막의 특성을 평가하기 위해서 산화시편의 제염에 따른 무게변화 측정을 통해 산화막의 양과 corrosion release rate를 도출 하였다. 제염용액은 Table 1에 기재된 두 가지 제염용액을 사용하여 산화시편을 90 ℃로 가열한 상태의 산화용액과 환원용액에 각각 30분씩 넣은 후, 건조하여 시편의 무게를 측정하고 다시 용액에 넣어 제염을 반복하는 방법으로 진행하여 시편의 무게가 더 이상 줄어들지 않을 때까지 반복하였다. 제염용액과 시편의 종류에 따라 얻어진 결과를 Fig. 2에 보여주었다. 서로 다른 제염용액(A용액과 B용액) 하에서 Inconel-600의 제염실험 결과, A용액을 이용한 경우 산화막은 60 분 이내에 산화막만 완전히 용해되었고 B용액을 이용한 경우에는 산화막 뿐 아니라 모재까지 계속해서

용해되는 것을 확인하였다. 이 결과로부터 모든 실험은 A용액으로 진행하였으며, A용액으로 실험한 Inconel-600과 304 stainless steel 시편을 이용한 결과를 Fig. 2b-d에 나타내었다. Fig. 2b에서 확인할 수 있듯이, Inconel-600은 304 stainless steel보다 많은 weight loss를 보였다. 또한, Inconel-600와 304 stainless steel은 DO값이 증가함에 따라 weight loss도 증가하는 경향을 보여주었다 (Fig. 2c-d).

Table 1. Composition of the solution A and B

	A용액	B용액
산화용액	1wt% $KMnO_4$ + 5wt% NaOH	$KMnO_4$ 610g/L + 0.5wt% HNO_3
환원용액	5wt% $(NH_4)_2$ citrate	Citric acid 1.654 g/L + Oxalic acid 0.403 g/L

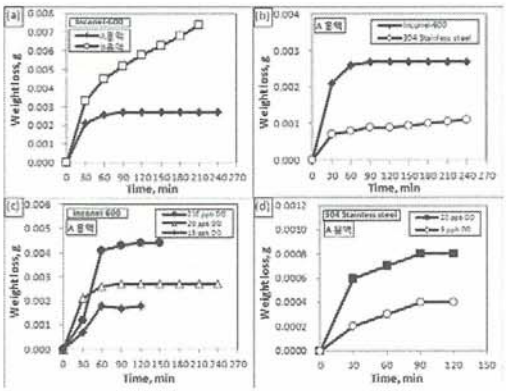


Fig. 2. Weight loss of the oxide layer formed on the Inconel-600 and 304 stainless steel as a function of time

Table 2. Inconel-600 corrosion/release estimates obtained by gravimetric analyses

DO (ppb)	Base metal oxidized (mg)	Weight change during test (mg)	Zero release weight change (mg)	Corrosion release (%)
15	1.67	0.13	0.65	22.29
20	2.35	0.35	0.91	17.16
20	3.02	0.48	1.17	16.44
210	3.31	0.79	1.28	10.69

2.4 부식산화물 방출률 (corrosion release rate)

제염실험으로 얻어진 무게 데이터를 통해 시편이 산화되면서 형성된 산화막의 양과 부식용액으로 release된 양을 구하기 위해 gravimetric법을 이용하였다 [2]. 부식 전의 초기 시편무게와 부식 후의 시편무게 및 제염된 후의 시편무게로부터 corrosion release rate를 계산하여 Table 2에 정리하였다. 그 결과 부식용액의 DO가 높을수록 corrosion release rate이 감소하는 경향을 확인하였다.

3. 결론

TEM 분석 결과 모사 부식 산화막은 원전 1차계통 산화막과 유사하였고, 동일한 부식 조건일 때 Inconel-600이 304 stainless steel보다 더 두꺼운 산화막을 생성하는 것을 알 수 있었으며 용액내의 DO가 높을수록 산화막의 양이 증가함을 확인하였다. 이와 함께 gravimetric법을 통해서 얻어진 corrosion release rate와 DO간의 반비례하는 경향은 DO가 높을 때 O_2와 모재간의 부식에 의한 산화막 형성에 의해 외부로 release되는 금속 산화물이 방해를 받기 때문인 것으로 보인다. 이를 통해 DO가 높을 때는 두꺼운 산화막의 형성과 적은 release rate로 weight gain이 주가 되어 많은 양의 산화막이 생성되며, DO가 낮을 때는 얇은 산화막의 형성과 많은 release rate로 weight gain이 상쇄되어 적은 양의 산화막이 생성되는 것으로 보였다. 이러한 결과들은 부식 산화막 제조에 대한 연구를 진행하는데 있어서 부식의 메커니즘을 예측할 수 있는 자료로써 활용될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 정준영, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권, "화학제염 기술 개발을 위한 모의 부식 산화막 제조", 2012 한국방사성폐기물학회 추계학술대회, pp.253-254, 2012.

[2] Stephen E. Ziemniak, Michael Hanson, "Corrosion behavior of NiCrMo Alloy 625 in high temperature, hydrogenated water", Corrosion Science, 45, 1595-1618, 2003.

오염된 콘크리트 바닥재의 우라늄 분포 및 제염방법

김승수*, 김완석, 박혜민, 박욱량, 김계남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 우라늄 변환시설을 복원하는 과정에서 1500 드럼이상의 콘크리트 폐기물이 발생하였다. 이 콘크리트 폐기물을 경주 중저준위폐기물 처분장에 모두 처분한다면, 막대한 처분비용 뿐 아니라 처분장의 효율성도 저하되게 된다. 따라서 이들의 부피를 줄이는 처리과정이 요구된다.

방사성 원소로 오염된 토양의 제염은 많이 연구되었으나, 콘크리트의 제염연구는 국내외적으로 지금까지 거의 수행되지 않았다. 다만, 방사성 물질 취급시설로부터 오염된 콘크리트를 분리하기 위하여 pneumatic drilling, 혹은 laser ablation [1]과 같은 물리적인 분리방법들이 연구되었다. 또한, 콘크리트 산업폐기물을 가열하여 시멘트 분말을 골재로부터 분리시키는 방법을 응용하여 방사성 콘크리트 폐기물로부터 방사성핵종을 많이 포함한 시멘트를 골재와 분리하여 콘크리트 폐기물의 부피를 줄이는 연구가 진행된 바 있다 [2].

본 연구에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물로부터 우라늄을 제거하기 위한 방안을 강구하였다. 특히, 일반적인 세척방법으로 제염이 어려운 에폭시가 부착된 시편에 대한 우라늄 분포 및 효율적인 제염방법을 조사하였다. 에폭시 혹은 우레탄과 같은 중합체는 방사성물질 취급 시설에서 방사성물질의 바닥 침투를 방지하기 위해 사용되었다.

2. 실험

2.1 에폭시가 부착된 시편의 방사선량 및 우라늄 분포

폐기물 드럼으로부터 무작위로 채취한 콘크리트 시편중 에폭시가 붙어있는 시편과 붙어있지 않는 시편을 취하여 U-238의 딸핵종인 Pa-234m의 방사능을 측정하였다.

에폭시가 붙어있는 시편중 우라늄의 침투깊이를 알기 위하여 금(gold)으로 코팅한 후 시편의 깊이에 따른 우라늄 농도를 EPMA (Electron Probe Micro- Analyzer)로 측정하였다.

2.2 에폭시가 부착된 시편의 제염

부착된 에폭시가 콘크리트 제염을 방해하므로 이를 제거하기 위한 최적온도와 시간을 조사하였다. 용광로에서 시편을 넣고 270-600℃ 영역에서 가열하면서 시편의 표면 변화를 측정하였으며, 최적 제거시간을 측정하기 위하여 400℃에서 0-2시간 가열하였다.

400℃에서 2시간 가열한 에폭시가 부착된 콘크리트 폐기물의 최적 세척조건 도출하기 위하여 다음 실험을 실시하였다.

① 12% (약 2.0 M) 질산용액에서 용액/콘크리트의 비를 1 L/Kg로 하여 140 rpm으로 2시간 세척한 후 시편의 방사능을 측정하였다.

② ①에서 얻은 시편을 12% 질산용액으로 2시간마다 용액을 교체하면서 방사능이 자체처분 기준(Pa-234m이 0.45 Bq/g이하)에 도달할 때까지 연속해서 세척하였다.

③ 질산 대신 값이 저렴한 황산을 20% 용액으로 희석하여 2시간 세척한 다음 원심분리를 실시하였다. 얻어진 고체를 증류수로 세척하고 탁한 용액을 제거한 후 남아있는 고체의 방사능을 측정하였다. 또한, 원심분리 후 얻은 용액과 탁한 용액을 건조하여 슬러지의 양을 측정하였다.

④ 위의 ①-③에서 얻은 실험결과를 토대로, 가열한 시편을 분쇄하여 물과 2.0과 1.0 M 질산으로 연속적으로 세척한 다음, 고체의 방사능을 측정하였다. 또한, 탁한 용액을 모아 슬러지로 처리하였다.

⑤ 제염 절차를 줄이기 위하여 분쇄없이 600℃에서 가열한 시편과, 분쇄하고 가열하지 않은 시편을 사용하여 ④와 동일한 조건으로 세척한 다음, 고체의 방사능을 측정하였다.

3. 결과 및 토의

에폭시가 붙어있는 시편과 붙어있지 않는 시편

의 Pa-234m의 방사선량이 각각 9.2와 0.57 Bq/g로 나타났다. 또한, 에폭시가 붙어있는 콘크리트 시편을 EPMA로 측정한 결과는 에폭시 바로 밑의 미장 콘크리트층에서 높은 농도의 우라늄이 발견되었다 (그림 1). 이 결과들은 대부분의 우라늄이 콘크리트 바닥면 깊이 침투하지 못하고 에폭시 바로 밑의 미장 콘크리트층에 존재한다는 것을 나타낸다. 이는 콘크리트의 높은 pH 때문에 우라늄이 콘크리트 겉층에서 용해도가 낮은 uranyl hydroxides를 형성하기 때문으로 생각된다.

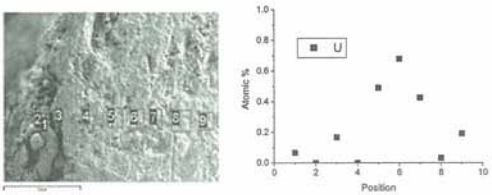


Fig. 1. The concentration of uranium at various depths in a concrete piece coated with epoxy

에폭시를 제거하기 위하여 270-600℃ 영역에서 가열하면서 시편의 표면 변화를 측정한 결과, 415℃ 이상에서 에폭시가 산화되었다. 따라서 400℃에서 1.5시간 이상 가열하였을 때, 에폭시가 산화됨을 알 수 있었다.

400℃에서 2시간 가열한 시편을 12% 질산으로 2시간 세척하였을 때, 콘크리트 시편에서 떨어져 나온 분말(모래)의 방사능은 Pa-234m이 0.29 Bq/g로 매우 낮으나, 시편의 방사능은 2.3 Bq/g로 높았다. 따라서 분쇄할 경우 제염효율이 증가할 것으로 판단된다. 이 시편을 12% 질산용액으로 2시간마다 용액을 바꾸면서 3번 추가로 세척하였을 경우 자체처분 기준에 도달하였으나, 과량의 산과 많은 시간이 소요되었다.

질산 대신 20% 황산용액으로 분쇄한 시료를 2시간 세척한 다음 원심분리하였을 경우, 산도가 낮아 세척은 잘되나, 100 g의 콘크리트 처리시 약 65 g (100 mL)의 슬러지가 발생하였다. 이 과량의 슬러지는 시멘트의 주성분인 칼슘과 황산기가 반응하여 용해도가 낮은 $CaSO_4$를 형성하기 때문으로 판단된다. 따라서 탁한 용액을 분리하여 슬러지화하는 콘크리트 제염 방법에는 황산보다 질산이 더 효과적일 것이다.

실험 ①-③의 결과를 종합하여 실험 ④와 같이 에폭시가 붙어있는 콘크리트를 400℃에서 2시간 가열한 후, 분쇄하여 물과 2.0과 1.0 M 질산으로 연속적으로 세척하고 탁한 용액을 모아 슬러지로 처리하였을 경우, 콘크리트의 방사능을 자체처분 기준치 이하로 감소시킬 수 있었다.

제염 절차를 간소화시키기 위하여 분쇄없이 600℃에서 가열한 시편과 분쇄하고 가열하지 않은 시편을 사용하여 실험 ④와 동일한 조건으로 세척하였을 경우, 콘크리트의 방사능이 자체처분 기준치 이하로 낮아지지 않았다. 따라서 에폭시가 부착된 우라늄 오염 콘크리트의 제염을 위해서는 가열과 파쇄과정 중 한 공정을 생략하기가 곤란할 것이다.

4. 결론

우레탄이 부착된 우라늄 오염 콘크리트에서 대부분의 우라늄은 에폭시 바로 아래 미장 콘크리에서 발견되었다. 이 콘크리트 조각을 제염하기 위해서는 먼저 400℃에서 2시간 가열하여 우레탄을 산화시킨 후 분쇄하여 물과 2.0과 1.0 M 질산으로 연속적으로 세척하면서 시멘트 슬러지를 제거하였을 경우 자체처분 기준치 이하로 제염이 가능하였다.

5. 참고문헌

[1] Lippmann W, Knorr J, Wolf R, Reinecke A, Decontamination of silicate surfaces by laser ablation with simultaneous conditioning of waste products. Institute of Power Engineering, Chair of Nuclear Engineering, University of Technology Dresden, 2006.

[2] Byung-Youn Min, Wang-Kyu Choi, Kune-Woo Lee, Separation of clean aggregates from contaminated concrete waste by thermal and mechanical treatment, Annals of Nuclear Energy, Vol.37, pp.16 - 21, 2010.

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-II)

사용후핵연료 중성자선원 세기에 영향을 미치는 인자 분석

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

1. 서론

노심의 핵연료 연소과정에서 생성된 악티나이드 핵종의 1) 자발핵분열, 2) 방사성붕괴 과정에서 방출하는 알파입자와 핵연료펠렛 구성물질인 O^{17}, O^{18} 핵종의 (α, n) 반응은 사용후핵연료의 중성자 생성원이다. 사용후핵연료 중성자선원은 사용후핵연료 수송, 저장 시설에 대한 차폐설계에서 감마방사선원과 더불어 반드시 고려해야 한다. 본 논문에서는 핵연료의 초기설계 인자, 노심운전 조건, 노심연소후 최종 방출연소도 등의 인자가 사용후핵연료 중성자선원 세기에 미치는 영향을 분석하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 중성자선원 계산

APR1400 원전인 신고리 3,4호기 평형노심과 PLUS7 핵연료집합체 설계자료를 근거로 Table I 과 같이 참고 조건을 설정하였다.

Table 1. Reference Parameters of Fuel and Core

노심 및 핵연료 설계, 운전 인자	기본 값
1) 핵연료 U^{235} 초기농축도 (wt%)	4.1
2) 노심 출력 준위 (MWt/MTU)	40.0
3) 노심 평균 냉각재 온도 (K)	580.4
4) 냉각재 평균 붕소 농도 (ppm)	652.0
5) 노심 핵연료 온도 (K)	850.0
6) 방출연소도 (GWD/MTU)	45.0
7) 노심연소후 경과시간 (Year)	0 - 60

Table I의 핵연료 및 노심 설계, 운전조건을 가정해서 SCALE6 전산코드[1]의 ORIGEN-ARP 모듈로 계산한 사용후핵연료 중성자선원은 Fig. 1과 같다. 사용후핵연료 중성자선원은 자발핵분열 중성자가 대부분이며 (α, n) 반응에 의한 중성자는 극히 일부인 것을 확인할 수 있다. 또한 사용후핵연료 중성자선원은 노심에서 방출된 직후에 그 세기가 급격히 감소하여 5년 정도의 냉각기간이 경과하면 세기가 1/2 정도로 감소한다. 5년의 냉각기간은 일반적으로 사용후핵연료의 수송, 저장 관련과 관련하여 고려하는 최소 냉각기간이며, 그 이후에도 냉각기간의 경과에 따라 중성자선원은 지속적으로 서서히 감소하게 된다.

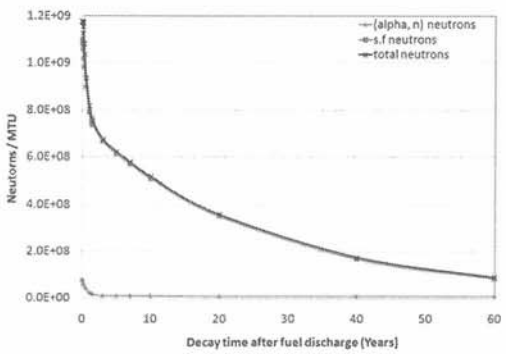


Fig. 1. Neutron Sources of Spent Nuclear Fuel

2.2 중성자선원 계산 결과 분석

사용후핵연료 중성자선원 생성에 영향을 미칠 수 있는 설계 및 운전 인자를 다양하게 변경시킨 경우에 대한 추가 계산(ORIGEN-ARP 계산 혹은 SAS2H 계산)을 수행하고 해당 자료를 비교, 분석하였다.

먼저, 핵연료의 U^{235} 초기농축도에 따른 사용후핵연료 중성자선원 세기가 Fig. 2에 제시되어 있으며 이는 노심연소후 냉각기간 5년을 고려한 자료이다. 고려한 U^{235} 농축도는 3.0 - 5.0 wt%이며 방출연소도 20, 45, 60 GWD/MTU에서 중성자선원 세기 변화를 분석했다. 방출연소도가 동일하면 초기농축도가 낮을수록 더 많은 중성자선원이 생성되며, 방출연소도가 낮은 경우가 초기농축도의 영향이 더 큰 것으로 확인되었다. 이는 초기농축도에 거의 영향을 받지 않는 사용후핵연료 감마선원 세기[2]와는 전혀 다른 경향이라고 할 수 있다.

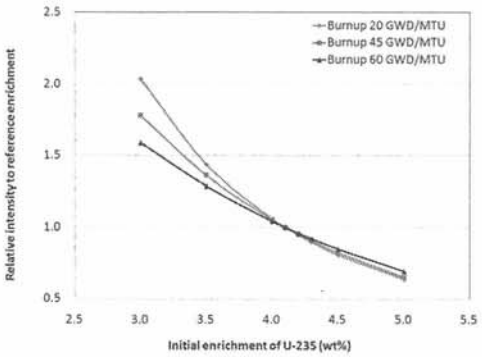


Fig. 2. Neutron Sources of Spent Nuclear Fuel with Fuel Enrichment Variation

다음으로, 핵연료의 노심연소후 최종상태인 방출연소도에 따른 사용후핵연료 중성자선원 세기가 Fig. 3에 제시되어 있으며 이는 노심연소후 냉각기간 5년을 고려한 자료이다. 고려한 방출연소도는 5.0 - 60.0 GWD/MTU이며 U^{235} 농축도 3.0, 4.1, 5.0 wt%에서 중성자선원 세기 변화를 분석했다. 모든 초기농축도 조건에서 방출연소도가 높을수록 중성자선원이 많이 생성되는데 중성자선원 세기는 방출연소도에 비례 이상으로 증가하는 경향을 보인다. 특히 방출연소도 40 GWD/MTU 이상에서는 방출연소도에 따른 중성자선원 세기가 매우 급격하게 증가한다. 중성자선원 세기 증가 정도는 초기농축도가 낮을수록, 방출연소도가 증가할수록 더 급격히 증가하는 경향을 보인다.

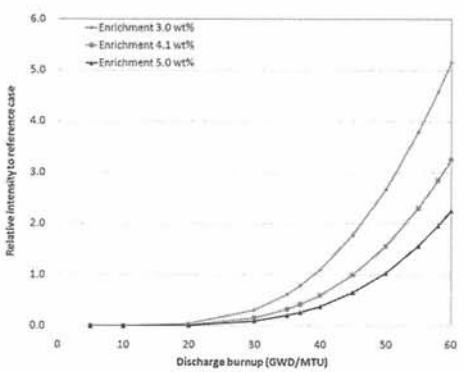


Fig. 3. Neutron Sources of Spent Nuclear Fuel with Fuel Burnup Variation

Fig. 4는 노심운전 인자인 노심 출력준위, 냉각재 온도, 핵연료 온도, 냉각재 붕소 농도가 중성자선원 세기에 미치는 영향을 보여주는데, 냉각재 온도가 7% 정도 영향을 미치며 나머지 인자에 의한 영향은 거의 없거나 제한적이다.

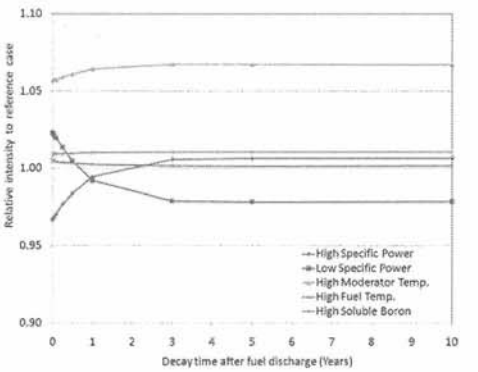


Fig. 4. Neutron Sources of Spent Nuclear Fuel with Core Operating Parameters

사용후핵연료 중성자선원 생성에 영향을 미치는 주요 요소는 사용후핵연료의 최종상태인 방출연소도와 해당 핵연료의 초기상태인 초기농축도이며, 그 이외 다양한 노심연소 운전 인자들은 중성자선원 생성 관점에서는 중요한 고려 요소가 아니라고 하겠다.

3. 결론

사용후핵연료 중성자선원 세기는 노심 연소조건에 거의 영향을 받지 않고, 핵연료의 초기상태인 초기농축도와 최종상태인 방출연소도에 큰 영향을 받는다. 따라서, 핵연료집합체 중성자선원 평가에는 핵연료 평균 농축도, 평균 방출연소도와 더불어 축방향 반사체 적용에 따른 국부적인 농축도 차이, 노심내 축방향 출력분포에 따른 축방향 방출연소도 분포 등도 추가로 고려해야 할 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] 연소 조건에 따른 사용후핵연료 방사선원항 평가, 대한방사선방어학회 2006년도 춘계 학술발표회 논문집, 2006.

제염해체 폐기물의 수용성 향상을 위한 예비분석

김영국*, 송종순
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
kbo5235@naver.com, jssong@chosun.ac.kr

1. 서 론

제염해체 폐기물 처분 수용성 향상 원천 기반기술 개발의 일환으로써 제염해체 폐기물의 재활용·처분 선별기술기준을 비교 및 평가하고 해외 원전 해체 사례를 바탕으로 원전 해체폐기물 발생량과 폐기물 분류별 처분방식에 IAEA 방사성폐기물 신분류 기준의 적용과 기술적 측면을 비롯한 다방면의 재고를 통한 처분수용성 향상을 위한 예비분석을 해보고자 한다.

2. 본 론

2.1 원자력발전소 해체 폐기물

장기발생량 예측기준에 원자력발전소 해체 시 발생하는 해체폐기물을 고려하여 보았을 때 원자력발전소의 해체는 운전정지 후 1년간 준비작업을 하고, 10년 동안 해체하는 것을 가정한다. 원자력발전소 1개호기 해체에 총 14,500드럼의 해체폐기물이 발생하므로 해체 폐기물로 인한 연간 발생량은 200리터 드럼 기준으로 약 2,900드럼이다. 국내 원전 해체시장이 일정하게 형성되도록 원전의 지연해체도 고려하였을 때 2097년까지 모든 폐기물이 800,000드럼이라고 가정하면 이중 약 494,450드럼이 원전 해체폐기물에 해당된다.

2.2 국내 방폐물분류기준과 IAEA 신분류기준

우리나라는 원자력 법령에서 방사성폐기물을 방사능 농도(400Bq/gr)와 열발생율(2Kw/m^3)을 기준으로 중·저준위 방폐물과 고준위방폐물로 분류하고 있다. IAEA는 방사성폐기물에 대한 신분류기준(IAEA-GSG)을 2009년에 제시하였는데 이는 방폐물을 고준위/중준위/저준위/극저준위/극반감기/규제면제로 우리나라의 중·저준위 방폐물을 세분화 시켜 놓았다. 또한 신분류기준을 통한 IAEA가 권고하는 분류방식 별 처분방식을 보면 고준위폐기물(심지층처분), 중준위폐기물(중간지층처분), 저준위폐기물(천층처분), 극저준위폐기물(단순매립), 극단반감기폐기물(붕괴/소멸저장), 규제면제폐기물(일반재활용/산업폐기물처리)를 함으로써 국내원전폐기물의 IAEA 신분류기준 적용을 통해 처분 수용성 향상에 기여할 것으로 보인다.

2.3 기술적 측면

국내 원전(23기 운전중, 3기 건설중, 2기 심사중)에서 매년 700톤의 사용후핵연료가 발생하여 누적량이(08' 12월 기준 10,083.24 MTU) 계속 증가하고 있으며, 이의 안전관리가 당면과제이다.

선진핵연료주기 시스템은 사용후핵연료 속의 장반감기 고독성 핵종을 분리하여(건식처리) 고속로에 연소시킴으로써 환경 부담을 대폭 경감시킬 수 있는 기술적인 해결책이다.

제255차 원자력위원회(2008.12.22)는 미래원자력시스템 장기 추진계획을 의결하였고 이를 위해 원자력연구원은 2016년까지 공학규모(10톤 HM/년) 파이로 건식처리시설(ESPF) 구축 및 사용후핵연료 이용시설 실증을 계획하고 있으며, 2025년까지 종합 파이로 건식처리시설(KAPF, 100톤 HM/년)을 건설/운영할 예정이다. 따라서 원자력연구원은 2016년까지 공학규모(10톤 HM/년) 파이로 건식처리시설(ESPF)을 구축하기 위해 2012~2013년에 공학규모 실증설비의 인허가신청이 계획되어 있다. 그러나 현행 핵연료주기와 관련된 원자력법규 및 관련기술기준에는 선진핵주기시설과 관련된 상세 기술기준이 규정되어 있지 않으므로, 선진핵연료주기 시설의 인허가에 대비하기 위해 사용후핵연료 처리 관련 기술기준의 수립이 시급하다.

또한, 우리나라에서는 처리 관련 연구는 상당한 수준에 올라있지만 처분 관련해서는 처분 대상량을 줄이거나 처분 수용성을 제고하는 연구활동이 전무하고 이러한 측면은 향후 원자력발전의 지속가능성 측면에서도 반드시 수행되어야할 연구목표로 판단된다.

2.4 경제·산업적 측면

방사성폐기물 분류별 발생량의 해외사례를 보면

프랑스는 2050년까지 총 발생량 3,328,000m³중 극저준위 발생량은 전체의 46.8%로 1,768,000m³, 스웨덴의 경우 원자력시설 수명기간을 기준으로 총 발생량 404,250m³중 극저준위 발생량은 전체의 39.6%로 244,250m³, 독일의 경우 2080년까지를 기준으로 총 발생량은 304,000m³이고 극저준위 발생량은 전부 규제면제나 일반재활용 및 재사용을 할 계획이다. 이처럼 원전 선진국에서는 이미 방사성폐기물의 분류기준 세분화를 통해 제염해체 처분의 경제성을 갖추고 있다.

국내의 경우 원전의 운영과 해체로부터 전체 방사성폐기물의 85%정도가 발생될 것으로 추정되며 이는 표면선량을 기준으로 분류할 경우 2080년경 약 357,500드럼을 차지 할 것으로 보인다. 경주 처분시설의 처분용량은 80만 드럼으로 아직까지는 처분용량의 확대는 여의치 않아 보이며 다른 지역에 처분 부지를 확보하기도 용이치 않다. 현재 상황을 고려해 보았을 때 경주 방폐물 처분부지를 최대한 활용하는 방안이 가장 적합해 보인다. IAEA 신분류체계를 적용한 외국의 사례를 기준하여 극저준위폐기물 처분방안에 대해 단순매립 하는 방안을 검토해 보면 경제적인 측면에서 많은 비용절감을 얻을 수 있다.

국내의 경우 경수로에서 발생하는 사용후핵연료를 직접 처분할 경우 부지확보 및 처분시설 개발에 막대한 예산이 소요될 것으로 판단되나, 선진 핵연료주기를 이용하여 사용후핵연료의 방사성독성을 감축하고, 플루토늄의 소멸을 통한 핵확산 저항성을 감소시키며, 고준위폐기물의 부피감소를 통해 처분장 이용 효율성을 재고하고, 사용후핵연료를 유용한 자원으로 재활용하여 에너지생산 비용 절감이 가능할 것으로 예상된다.

3. 결 론

제염해체 폐기물에 대한 사회적 수용성 확보를 위해서는, 이들을 처분할 시설의 안전성 및 환경친화성 확보는 물론 최종 산물인 방사성폐기물의 안전한 관리와 발생량 저감 및 저독성화를 통한 사회적 수용성을 제고할 수 있는 기술개발도 추진되어야 한다.

이를 위해 IAEA 신분류기준의 적용과 처분권고사항을 참고하여 국내 현황에 맞는 제염해체 폐기물의 가장 합리적인 처분방안이 마련되어야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, "IAEA 방사성폐기물 신분류기준의 국내적용방안 분석"

[2] 이병식, 방사성폐기물 신분류체계 및 국내적용방안 WORKSHOP. "신분류기준에 의한 방폐물 관리사업 적용방안"

[3] 최희주, 방사성폐기물 신분류체계 및 국내적용방안 WORKSHOP. "신분류기준에 의한 방폐물 관리제도 개선방안"

방사성 세슘 제거를 위한 post-grafting법을 이용한 자성입자 제조

양희만*, 이근우, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hmyang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 중대사고로 인하여 오염된 환경을 원래의 깨끗한 상태로 되돌리기 위해서는 안전하고 효과적이며, 신속하고 정확하게 오염을 제거할 수 있는 기술이 필요하다. 특히 엄청난 재앙을 불러온 체르노빌 원전 사고와 후쿠시마 원전 사고와 같은 원전 중대 사고시 초기에 대응하지 못할 경우 광범위하게 오염이 확산될 수 있으며 시간이 경과할수록 지하수, 지표수, 토양 오염과 같은 2차 오염을 야기하여 인체 및 생태계에 치명적인 영향을 미친다. 이와같은 원전 중대사고의 오염 확산을 대비하기 위해서는 방사성 오염 물질로 오염된 지하수, 지표수, 공기, 토양 등에서 방사성 오염 물질을 제거 할 수 있는 흡착제 제조 기술의 확보가 매우 중요하다. 특히 초상자성을 가지는 자성나노입자는 자기장에 의해 쉽게 분리가 가능한 장점을 가지고 있어 방사성 오염원을 흡착한 후 자기장을 이용하여 입자를 회수하면 처분에 따른 비용을 크게 줄일 수 있다.

본 연구에서는 자성 나노입자 기반의 방사성 핵종의 흡착제를 제조하는 연구를 수행하였다. 이를 위해 나노미터 영역의 지름 크기를 가지는 자성나노입자를 합성한 후, post-grafting 법을 이용하여 입자 표면을 아민기로 개질하고 세슘과 높은 결합력을 가진 불용성 페로시안화물을 기공 표면에 접목시키기 위해 Cu 이온과 ferrocyanide로 순차적으로 반응시켜 세슘 흡착용 자성입자를 합성하였다.

2. 본론

2.1 제조 방법

흡착제에 자성성질을 부여하기 위한 산화철 나노입자를 제조하였다. 먼저, 4g의 iron acetylacetonate와 benzyl alcohol 40mL를 질소 분위기 하에서 30분 정도 교반시켜 주었다. 위 혼합물을 200°C로 온도를 올려 준 후, 질소 분위기에서 7시간 동안 반응을 유지시켜 자성입자를 합성하였다. 반응 종료 후, 반응기의 온도를 실온으로 낮추어 준 후 제조된 혼합물에 acetone을 첨가하고 자석을 이용해하여 혼합물로부터 미반응물과 과량으로 넣었던 용매를 제거하고 침전물을 얻는다. 그 뒤 침전물을 60°C에서 가압 건조하여 자성입자 분말을 수득하였다.

건조된 자성 나노입자 400mg을 toluene에 넣어 120분 이상 sonication 시켜 자성입자를 분산시켜준다. 위 toluene 용액에 무기산화물의 표면 개질로 많이 이용되는 silane coupling agent인 anino-ethyl-aminopropyl-trimethoxy-silane 1.6mL를 첨가하여 90°C에서 20시간 정도 교반시켜 산화철 입자 표면과의 반응을 유도한다. 반응 종료 후, 자기장을 이용하여 미반응물과 과량으로 넣었던 반응용매로부터 자성입자를 회수하여 solid 형태의 침전물을 얻는다. 그 뒤 methanol을 첨가 한 후 자기장를 이용하여 ethylendiamine (EDA)이 접목된 자성 입자(Ion oxide particles, IOP)를 얻는다 (EDA-silane-IOP).

그 뒤 페로시아나이드를 접목시키기 위해 먼저, 분말 형태의 EDA-silane-IOP 400mg을 물 40mL에 첨가 한 후, 0.4mmol의 $CuCl_2$를 첨가한다. Cu 이온이 충분히 입자 표면에 접목될 수 있도록 6시간 이상의 충분한 시간 동안 균일하게 교반 시켜준다. 반응 종료 후, 위와 같은 방법으로 자기장을 이용하여 solid 형태의 침전물을 얻는다. 위에서 얻은 구리가 접목된 EDA-silane-IOP 400mg을 다시 40mL의 물에 첨가한 후, 0.25 mol/L의 농도가 되도록 $Na_4Fe(CN)_6$을 첨가해 준다. 2시간의 반응이 종료된 후, 위와 같은 방법으로 자기장을 이용하여 침전물을 얻은 후 60°C에서 가압건조하여 페로시아나이드(ferrocyanide, FC)가 접목된 자성입자 분말을 수득한다 (FC-silane-IOP).

제조된 FC-silane-IOP은 Dynamic light Scattering (DLS), Zeta-potential analyzer, X-ray diffraction (XRD), Transmission Electron Microscope (TEM), Fourier transform-infrared spectroscopy (FT-IR), Vibrating sample magnetometer (VSM), Thermo

gravimetry analysis(TGA)를 이용하여 특성 및 화학 분석을 수행 하였으며 제조된 입자를 이용하여 세슘 흡착 능력을 확인하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

ethylenediamine (EDA)는 다양한 전이 금속과 킬레이트 결합 (chelate bond)을 이루는 물질로 잘 알려져 있다. 본 실험에서는 자성 나노입자 표면을 세슘(Cs)와 강한 흡착성이 있는 불용성 페로시안화물로 표면 개질하기 위해 silane coupling agent로는 EDA-silane를 전이금속으로는 Cu를 이용하였다.

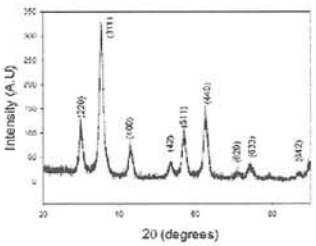


Fig. 1. X-ray Diffraction pattern of Fe_3O_4 nanocrystals

TEM, XRD, VSM 등의 화학분석을 통해 제조된 FC-silane-IOP의 특성을 확인하였다. 그림 1은 제조된 입자의 XRD pattern 결과를 나타내고 있다. 분석 결과, Fe_3O_4 결정구조를 나타내는 주요 peak가 존재하며 (220), (311), (400), (422) (511), (440) 면에 나타난 2θ 값으로부터 Fe_3O_4 (JCPDS : 87-2334)가 갖는 결정 구조인 큐빅 스피넬 구조와 일치하는 것을 확인하였다.

FT-IR, zeta-potential, TGA 분석을 통해 제조된 자성 입자의 표면개질 여부를 분석하였다. 그림 2에서 보는 바와 같이 FC가 접목되기 전인 EDA-silane-IOP의 경우 3600-3100cm^{-1}, 1638cm^{-1}, 에서 새로운 peak들이 나타나는데 이는 NH와 NH_2 그룹의 vibrations 피크를 나타낸다. 또한 1030-1127cm^{-1}에서 실록산 고분자에서 관찰되는 Si-O-Si bond의 stretching vibration peak를 공통으로 보여주는 것으로 보아 자성 입자 표면에 silane coupling agent가 성공적으로 접목되었다는 것을 확인하였다. FC-silane-IOP의 경우도 EDA-Fe_3O_4와 마찬가지로 앞에서 확인한 Si-O, NH, 그리고 NH_2의 특성 peak와 함께 2050 cm^{-1} 위치에서 매우 강한 흡수 peak를 보여주는데 이는 cyanide group (CN)을 나타내는 특정 band로 ferrocyanide가 성공적으로 접목되었음을 보여준다.

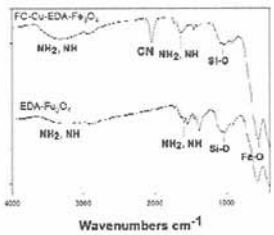


Fig. 2. FT-IR Spectrum of (a) EDA-nanoparticles and (b) Cu-FC functionalized magnetic nanoparticles.

제조된 FC-Cu-EDA-MSN의 세슘 흡착특성을 알아보기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였다. 다양한 농도의 세슘이 녹아 있는 수용액에 입자와 함께 2시간 동안 교반하였다. 흡착 처리 후, 자기장을 이용하여 흡착제를 회수한 후 상등액의 세슘의 농도를 ICP-MS로 분석하였다.

세슘은 수분내로 나노입자 기공에 대부분 흡착되는 것을 확인하였으며, 수용액 내의 세슘이 대부분 흡착되었다.

3. 결론

본 연구에서는 세슘의 흡착과 자기장을 이용한 흡착제의 회수를 위해 산화철 자성나노입자 표면을 불용성 페로시안화물로 표면개질하였으며 제조된 입자의 화학분석 및 세슘 흡착 효율을 살펴보았다. 제조된 페로시아나이드가 접목된 자성입자는 원자력 시설의 사고 시 발생되는 강, 하천 수영장 등의 세슘 제거용 흡착제 그리고 원자력 시설에서 발생할 수 있는 방사성 오염물질의 제거를 위한 제염제로 활용 될 수 있다.

4. 감사의 글

This research was supported by the Korea Ministry of Education, Science, technology Grant funded by the South Korean government.

5. 참고문헌

[1] N. Pinna et al., Chem. Mater. 17, 3044-3049 (2005)
[2] A. M. Klonkowski et al., Langmuir 1999, 15, 5814-5819 (1999).

폐필터 감용처리 방안

최광섭*, 한은덕, 정진우, 이정민
한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북부동 116-3
choiks@krmc.or.kr

1. 서론

방사성동위원소(Radioisotope, RI)를 이용하는 RI 이용기관은 기체상의 방사성동위원소를 정화하거나 배기하기 위한 목적으로 환기설비를 구비해야 한다. 이는 방사선장해를 방지하기 위하여 필요한 환기능력을 갖춰야 하고, 사람이 상시 출입하는 장소 및 배기구의 방사성동위원소 농도를 배출관리기준의 제한값 이하로 유지하기 위한 공기정화 능력을 갖추어야 한다. 이러한 환기설비의 필터뱅크에는 여러 형태의 필터가 사용된다.

한국방사성폐기물관리공단 RI관리실은 병원, 산업체, 연구기관 등 방사성동위원소를 이용하는 약 5,400개 기관에서 발생되는 RI폐기물을 인수하여 RI폐기시설에 저장·관리 중이며, 이 중에는 폐필터도 포함되어 있다. 폐필터는 종이 상자에 포장된 상태로 인수하여 저장·관리함에 따라 화재에 취약하고, 각기 다른 규격으로 포장되어 있어 중·저준위 방폐물처분장의 인수기준을 만족하지 못한다.

방폐물처분장 인수조건을 만족시키고, 처분장 이송을 위한 사전 조치작업의 일환으로 RI폐기시설에 저장중인 207개의 폐필터를 표준용기로 재포장할 필요가 있다.

본 논문에서는 이러한 폐필터를 분해, 압축 및 재포장하는 일련의 과정에 대해 고찰하였다.

2. 본론

2.1 폐필터 저장 현황 및 분류 기준

2.1.1 폐필터 저장 현황

현재 RI폐기시설에 저장중인 폐필터는 목재 또는 철재로 비표준규격의 직육면체 형태를 띤다.

폐필터는 총 207개이며, 총 부피는 24,714.3ℓ이고 200ℓ로 환산 시 123.57드럼이다. 필터종류는 Charcoal 필터와 HEPA 필터, Medium 필터로 구분하며, 폐필터 종류별 수량은 Table 1에 나타내었다.

Table 1. The type and quantity of spent filters

구분 / 종류	상자 [개]	총 부피 [ℓ]	200ℓ 환산 [드럼]
Charcoal	18	2,461.32	12.31
HEPA	161	19,675.63	98.38
Medium	28	2,577.35	12.88
합 계	207	24,714.30	123.57

2.1.2 재포장 분류 기준

폐필터를 재포장하기 위해서는 폐필터를 구성요소별로 분해하고 이를 종류별로 구분하여 압축 후 재포장해야 한다. 이를 위해 폐필터를 가연성 및 비가연성으로 나누고, 내용물 종류별로 구분하였다. 또한, 자체처분 가능 여부를 판별하여 분류하였다. 위의 내용을 Fig. 1에 나타내었다.

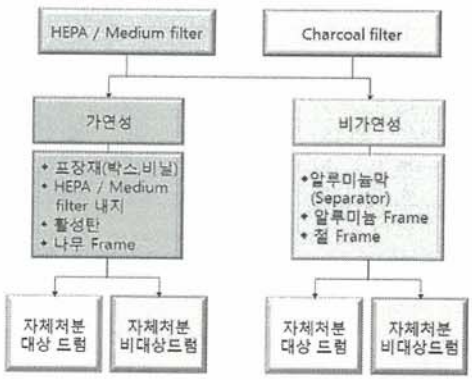


Fig. 1. Classification criteria for repacking

2.2 폐필터 핵종분석

2.2.1 폐필터 시료채취

자체처분 가능 여부를 판별하기 위해서는 핵종분석을 통해 방사능농도를 확인해야 한다. 따라서 핵종분석을 수행하기 위해 폐필터로부터 일정량의 시료를 채취하였다. 채취된 시료가 대표성을 가질 수 있도록 필터종류, 발생기관, 인수일자, 핵종 등을 기준으로 폐필터를 그룹화 하고 그룹별로 1개씩 시료를 채취하여 핵종분석을 수행하였다. 폐필터 그룹 및 채취시료 수량은 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Amount of sample taken with a group of spent filters

구분 / 종류	상자 [개]	수량 [그룹]	채취시료 [개]
Charcoal	18	5	5
HEPA	161	28	28
Medium	28	17	17
합 계	207	50	50

2.2.2 폐필터 핵종분석

시료채취 절차에 따라 대표성을 갖는 시료를 채취하여 KOLAS 인증기관인 한국원자력연구원(원자력화학연구부)에 핵종분석을 의뢰하였다.

IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7의 자체처분 제한농도를 기준으로 핵종분석 결과 값을 분류한 결과 50개의 시료 중 28개는 자체처분 대상 폐기물이었고, 22개는 자체처분 비대상 폐기물이었다. 그룹화 된 폐필터의 대표성을 고려하였을 때 207개의 폐필터 중 105개가 자체처분 대상 폐기물이고, 102개가 자체처분 비대상 폐기물로 판별되었다. 자체처분 대상 및 비대상 폐기물의 수량은 Table 3에 나타내었다.

Table 3. Classification for clearance of the target and non-target

구분 / 종류	시료[개]			상자[개]		
	대상	비대상	소계	대상	비대상	소계
Charcoal	5	0	5	18	0	18
HEPA	15	13	28	70	91	161
Medium	8	9	17	17	11	28
합 계	28	22	50	105	102	207

2.3 폐필터 분해, 압축 및 재포장

2.3.1 폐필터 분해

Charcoal 필터는 ①차콜 ②차콜필터 프레임 ③프레임 외 철재류 ④필터 박스 ⑤포장 비닐로 구분하였다.

HEPA 및 Medium 필터는 ①필터 내지 ②알루미늄 막(Separator) ③헤파 및 미디움 필터 프레임 ④필터 박스 ⑤포장 비닐로 구분하였다.

폐필터 압축 및 재포장 작업 시 압축률을 알아보기 위해 관리대장에 기록되어 있는 부피에 해당요소의 부피비를 설정하여 구성요소별 부피를 산출하였고, 이를 Table 4에 나타내었다.

2.3.2 폐필터 압축 및 재포장

폐필터 분해 시 여재 접착물 제거장치를 활용하여 효율적으로 분해 작업을 완료한 후 50톤 압축기를 사용하여 Fig. 1의 분류 기준에 따라 압축 및 재포장 작업을 수행하였다.

폐필터 압축 및 재포장 작업결과 200ℓ 드럼 기준으로 123.57 드럼이 43드럼으로 재포장되어 65.2%가 감용처리 되었다. 200ℓ 한 드럼에 몇ℓ의 내용물이 재포장 되었는지를 기준으로 압축률을 구했으며, 폐필터 구성요소별 압축률은 Table 5에 나타내었다.

Table 4. Volume ratio of the components of spent filters

Charcoal	부피비 [%]	HEPA 및 Medium	부피비 [%]
① 차콜	50	① 필터 내지	59
② 차콜필터 프레임	28.5	② 알루미늄 막 (Separator)	25
③ 프레임 외 철재류	14.5	③ 헤파 및 미디움 필터 프레임	9
④ 필터 박스	6	④ 필터 박스	6
⑤ 포장 비닐	1	⑤ 포장 비닐	1
합 계	100	합 계	100

Table 5. Compression ratio of each component of spent filters

구성요소	재포장 전 부피[ℓ]	압축률 [%]
차콜	205.845	2.84
차콜필터 프레임	315.455	36.60
프레임 외 철재류	356.891	43.96
필터 내지	2,031.721	90.21
알루미늄 막(Separator)	2,193.985	90.88
헤파 및 미디움 필터 프레임	125.178	-59.77
필터 박스	321.670	37.59
포장 비닐	167.287	-19.55
전 체	24,714.300	65.20

3. 결론

공단에서는 본 작업을 통해 화재에 취약한 종이상자로 포장되어 있는 폐필터를 표준드럼화 함으로써 화재로부터 안전성을 확보하였고, 분해 및 압축작업을 통해 부피를 줄임으로써 처분비용을 절감하였다. 이러한 일련의 작업과정을 통해 처분장 인수기준에 적합하도록 사전조치를 완료 하였다.

또한, 감용 처리 소요비용 및 감용률을 적용하여 RI 폐기물 관리비용 재산정 시 기초자료로 활용하였다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회공고 제2011-7호(방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙), 2011

[2] 지식경제부고시 제2011-197호(방사성폐기물 관리비용 및 사용후핵연료 관리부담금 등의 산정기준에 관한 규정), 2011

토양세척(Soil Washing)과 동전기적방법을 이용한 방사능오염토양 내 세슘(Cs)제거에 관한 연구

박욱량*, 김계남, 김승수, 박혜민, 김완석, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
uks@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 방사능오염토양을 제염하기 위한 많은 기술이 개발 되고 있다. 그 중에서도 일반적으로 사용되는 오염토양 제염방법은 토양세척법(Soil Washing)이다. 토양세척 공법에 의한 오염토양 정화 원리는 크게 두 가지로서 첫 번째는 토양에 존재하는 오염물질을 세척액으로 용해시켜 토양에서 물로 오염물질을 이동(mess transfer)하는 세척방법과, 두 번째로 토양의 입경 크기별로 분리를 하여 부피를 감소시키는 입경분리(size separation) 방법이 있다. 토양세척법에 사용되는 착화제로는 HCl, Oxalic acid, Citric acid, $CaCl_2$, $BaCl_2$, NH_4NO_3, NaOH 등이 있다. 이들 착화제와 방사성 핵종의 착물 형성능력은 토양제염 성능에 영향을 미치는 것으로 알려져 있다. 그리고 착화제의 화학종 형태와 토양의 표면전위는 세척액의 산도 변화에 따라 변하므로 세척액 산도는 제염 효과에 영향을 미치는 인자로 보고되었다.

최근에는 토양세척방법과 함께 오염토양으로부터 더 높은 세슘 제거효율을 얻기 위해 동전기처리법을 이용한 연구가 진행되어오고 있다.

따라서 본 연구에서는 H_2SO_4를 착화제로 선택하여 먼저 대상 오염토양의 세척 시 온도가 미치는 영향을 확인하고, Sieve-Shaker를 이용한 체분리를 실시하여 입경분리를 시킨 후 입경별 방사능을 측정하였으며 입경분리 한 오염토양을 착화제 H_2SO_4로 세척하여 입경별 제거경향에 대하여 검토하였다. 또, 토양세척방법을 이용하여 세슘을 제거한 후 오염토양으로부터 더 높은 세슘 제거효율을 얻기 위해 동전기장치를 이용한 실험을 수행하였다.

2. 본론

실험실에 보관 중인 토양 50g을 건조기에서 105℃로 건조 시킨 후 Multi-Channel Analyzer(MCA) 방사능을 측정하였다. 이 토양에 고액비 1:2로 하여 H_2SO_4를 pH가 0이 될 때까지 주입하고, 가열없이 2시간동안 교반시킨 후 정치한 다음 상등액을 분리하고 건조한 다음 MCA로 방사능을 측정하였다. 오염토양의 세척효율을 높이기 위해 수 회 반복세척을 실시한 결과 세척횟수 4회 일 때 56%의 제거효율을 보였다. 위와 같은 방법으로 세척 교반 시 95℃까지 가열하며 세척을 수행한 결과, 세척횟수 4회 때 제거효율은 92%를 보였다. 따라서 H_2SO_4을 이용한 오염토양 세척 시 온도의 영향을 확인해 본 결과, 가열세척이 비가열 세척보다 높은 제거효율을 보이는 것으로 나타났다.

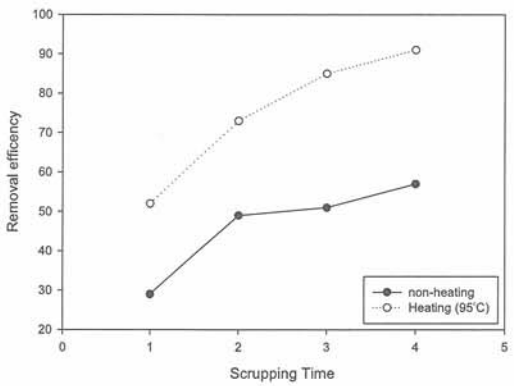


Fig. 1. Removal efficiency for Cs in soil with Heating and Non-Heating of washing

입경별 방사능 알아보기 위해 체분리를 실시하여 입도분포를 조사한 후 0.075mm이하, 0.075-1mm, 1-2mm, 2mm이상을 기준으로 4개의 분획으로 구분하여 방사능을 측정하였고, 토양세척실험에 이용하였다. 입경별 방사능 분포는 0.075-1mm, 1-2mm이하토양에서 각각 151Bq/g과 126Bq/g으로 비교적 높은 방사능농도를 보인 반면, 1-2mm, 2mm이상의 토양에서는 각가 38Bq/g과 27Bq/g으로 낮게 나타났다. 또 0.075mm이하 토양과 2mm 이상의 토양에서의 방사능농도가 5.8배 차이를 보여, 토양입자가 작을수록 상대적으로 높은 방사능농도를 보이는 것으로 나타났다.

토양세척 시 입경별 세척효율을 확인하기 위해

각 입경별 오염토양 30g을 기준으로 가열세척과 같은 방법으로 실험을 수행하였다. 그 결과 1-2mm과 2mm이상의 토양은 세척횟수 4회만으로 각각 91.6%, 93.8% 제거효율을 얻은 반면, 0.075mm이하와 0.075-1mm이하의 토양에서는 4회 세척 시 제거효율이 각각 57.7%, 72.4%로 나타났다.

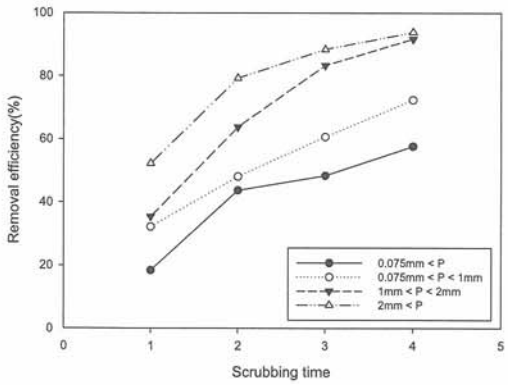


Fig. 2. Removal efficiency for Cs in soil each size

오염토양으로부터 더 높은 세슘 제거효율을 얻기 위해 동전기장치를 이용한 실험을 수행하였다. 초기농도가 71.8Bq/g인 토양을 H_2SO_4 가열세척방법을 이용하여 제거효율 96.9%(2.21Bq/g)의 결과를 얻었다. 이 오염토양을 동전기장치에 넣고 동전기처리 실험을 수행한 결과 제거효율이 3일 후 28%, 10일 후 51%, 24일 후 70%, 45일 후 87.5%로 나타났다. 결과적으로 오염토양으로부터 높은 세슘제거효율을 얻기 위해 토양세척방법과 동전기처리법를 이용하였을 때 초기농도 71.8Bq/g에서 제염 후 0.28Bq/g으로 99.6% 제거효율을 얻을 수 있었다.

Table 1. Removal efficiency over time

	Voltage (V)	Current (A)	Injection (ml/min)	Soil (Bq/g)
Initial con	-	-	-	71.8
After washing	pH: 0, washing: 2hrs, repetition time: 4, precipitation time: 2, mixing ratio: 2ml/g			2.21 (96.9%)
3 days	14.8	0.39	2.5	
10 days	14.8	0.39	2.5	
17 days	14.8	0.39	2.5	
24 days	14.8	0.39	2.5	
31 days	14.8	0.39	2.5	
38 days	14.8	0.39	2.5	
45 days	14.8	0.39	2.5	0.28(99.6%)

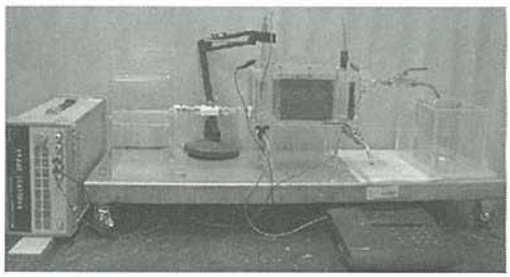


Fig. 3. The electrokinetic decontamination equipment

3. 결론

H_2SO_4를 착화제로 선택하여 고액비 1:2를 기준으로 오염토양의 세척 시 온도가 미치는 영향을 확인한 결과 95℃로 가열세척을 하였을 때 비가열세척하였을 때 보다 높은 Cs 제거효율을 나타냈다. 또 Sieve-Shaker를 이용한 체분리를 실시하여 입경분리를 시킨 후 가열세척 방법으로 입경별 제거경향을 검토 한 결과 1mm이상의 토양은 세척횟수 4회만으로 각각 90% 이상의 제거효율을 얻은 반면, 1mm이하의 토양에서는 4회 세척 시 제거효율이 약 70%이하로 나타남을 알 수 있었다. 한편, 오염토양으로부터 높은 세슘제거효율을 얻기 위해 토양세척방법과 동전기처리법을 이용한 결과 초기농도 71.8Bq/g에서 제염 후 0.28Bq/g으로 99.6%의 제거효율을 얻을 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] S. Y. Moon, M. N. Oh, J. K. Jung, S. I. Choi, J. Y. Lee, "Assessment of Soil Washing Efficiency for Arsenic Contaminated Site Adjacent to Jang Hang Refinery", Soil & Groundwater Env, Vol. 16(1), pp. 71~81 (2011).

[2] 이정준 외, "연속추출을 이용한 방사능 토양 중 Co 및 Cs의 결합형태 조사", 한국방사성폐기물학회 2008년도 추계발표회, pp.29-30 (2008).

[3] 김계남 외, "Soil Wahing에 의한 세슘과 코발트 오염 토양 복원기술 개발", 한국지하수토양환경학회 춘계학술대회, pp.337-339 (2003).

고염 해수폐액 내 Cs 및 Sr 제거를 위한 colloidal zeolite의 적용성 평가

이근영*, 박민성, 소지양, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
lkv@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 원자력 시설과 관련한 비정상적 중대사고에 대한 관심의 증가와 함께 원자력 시설의 안전성의 향상과 중대사고에 대비한 기술의 개발이 매우 중요시 되고 있다. 특히, 후쿠시마 원전사고에서와 같이 대량으로 발생하는 고방사성/고염 해수폐액을 신속하게 처리하는 기술은 현재까지 충분히 개발되지 못한 상태이므로 원자력 산업의 지속적 발전을 위하여 이러한 기술의 사전 확보가 필수적이다.

기존의 방사성 폐액 처리공정에 있어서 방사성 핵종의 제거는 주로 이온교환 수지 및 흡착제를 이용한 이온교환 탑(column)을 통해 이루어 졌는데, 이는 정상적 운전 상태에서는 매우 효과적으로 적용될 수 있으나, 중대사고 시 신속하게 대응하기 위해서는 다소 한계점을 드러낼 수 있다. 이는 후쿠시마 원전사고에서 역시 발생 냉각수 처리를 위한 초기대응에 있어서 많은 기술적인 문제점들이 보고된 것을 통해 확인되었다.

본 연구에서는 비정상 상태에서 발생할 수 있는 고염 해수폐액을 대상으로 고효율의 침전법 기반 처리기술 개발을 위한 기초연구로써 기존의 제올라이트 대비 콜로이드상 제올라이트(colloidal zeolite)의 Cs 및 Sr의 제거효율을 비교하고 이들의 적용가능성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험

Cs과 Sr으로 오염된 모의 해수폐액을 제조하기 위하여 동해안에서 해수 시료를 직접 채취하였고, 분석 결과 해수 내 Na과 Cl 농도는 각각 10,675 mg/l, 19,700 mg/l 인 것으로 나타났다. 여기에 Cs과 Sr을 각각 100 mg/l 농도가 되도록 녹여 모의 해수폐액을 준비하였다.

사전 연구를 통해 Cs과 Sr의 제거 성능이 우수한 것으로 평가된 Na-Chabazite와 4A 제올라이트를 대상으로 특히, 이들 제올라이트를 수십㎚ ~ 수㎛ 입자크기로 확보하여 콜로이드상으로 적용하고, 기존의 거대 제올라이트(bulk zeolite; pellet 및 pellet를 분쇄한 입자)와 상호 비교평가하였다. Na-Chabazite의 경우 자체 합성을 통해 고순도의 콜로이드상 Na-Chabazite를 획득하였다(Fig. 1). 4A의 경우 시약급으로 구입한 것과 합성을 통해서 얻어진 것 모두 수㎛ 수준으로 용액 내에서 대부분 콜로이드상으로 존재하였다.

제조된 제올라이트는 X선 회절분석(XRD)을 통해 광물상 분석을 수행하였고, 주사전자현미경(SEM)을 이용하여 입자형태 및 크기를 확인하였으며, 각종 입도분석기를 이용하여(LD, DLS) 입자크기를 분석하였다.

Cs과 Sr 흡착실험은 크게 제올라이트 투입량을 변화시킨 실험과 시간에 따른 반응속도를 관찰한 실험(교반조건 및 비교반조건)으로 진행하였고, 채취한 용액 시료 내 Cs과 Sr 농도를 분석하여 초기치와 비교함으로써 제거효율을 계산하였다. 용액상의 Cs과 Sr의 농도는 원자흡광분석기(AAS)를 이용하여 정량하였다.

콜로이드상 제올라이트의 용액 내 안정성을 평가하기 위하여 분산도측정장비(Turbiscan)를 이용하였다.

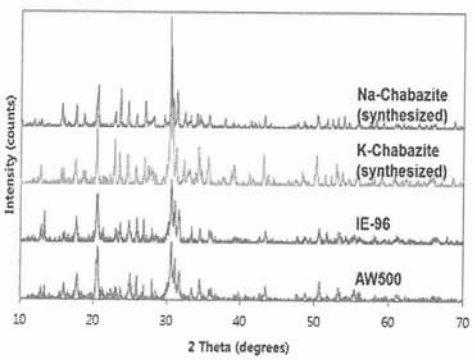


Fig. 1. XRD peaks of Chabazite-type zeolites

2.2 결과 및 토의

제올라이트 투입량에 따른 Cs과 Sr 흡착효율 비

교 결과 Na-Chabazite는 Cs의 제거에, 4A는 Sr의 제거에 각각 효과적인 것으로 나타났고, 모두에서 콜로이드상 제올라이트가 pellet 및 pellet을 분쇄한 입자상 제올라이트와 비교하여 다소 높은 제거효율을 보이고 있다 (Fig. 2).

제올라이트의 흡착반응을 시간에 따라 모니터링한 결과 콜로이드상 제올라이트의 경우 상대적으로 빠른 흡착속도를 보였고, 특히 비교반 조건에서도 용액 내에서 높은 핵종 제거효율과 거대 제올라이트 대비 현저히 빠른 반응속도를 보였다 (Fig. 3). 또한 고염 해수폐액 조건에서 흡착반응 이후 자체 응집침전하는 현상을 확인하였다 (Fig. 4).

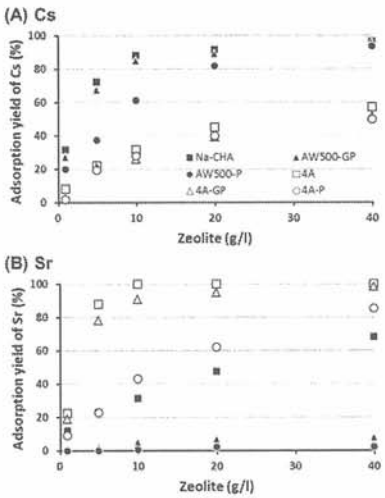


Fig. 2. Adsorption yield (%) of (A) Cs and (B) Sr after shaking for 2hrs with different zeolite doses (GP: ground pellet, P: pellet)

3. 결론

대용량의 고염 해수폐액을 처리 시 별도의 교반장비 없이 콜로이드상 제올라이트를 투입함으로써 신속하게 대응할 수 있을 것으로 판단되고, 대용량의 폐액을 지속적으로 교반해 주어야 하는 기존의 제올라이트에 비해 확연한 에너지 절감효과를 기대할 수 있다. 특히 상대적으로 고액분리에 어려움이 있는 콜로이드 입자특성과는 달리, 제올라이트는 고염 환경에서는 자체 응집침전하여 회수가 용이한 형태로 전환되므로 침전 처리 방법에 대한 매우 높은 적용가능성을 시사한다.

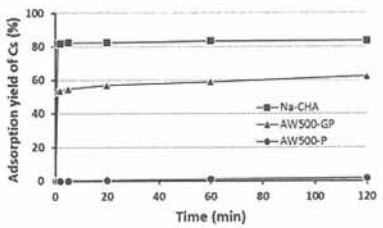


Fig. 3. Adsorption yield (%) of Cs in the static condition (without shaking, 10 g/l zeolite dose) with time (GP: ground pellet, P: pellet)

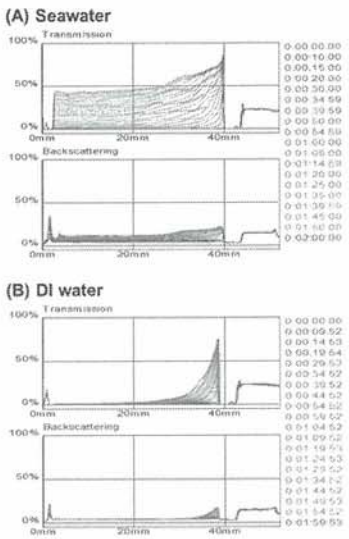


Fig. 4. Dispersion properties of colloidal zeolites in (A) seawater and (B) deionized water (5 g/l zeolite dose, static condition, 2hrs)

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] Water, Vol.3, pp. 551-565, 2011
[2] Journal of Nanoparticle Research, Vol.11, pp. 1795-1803, 2009
[3] ANS Committee Report, 2012
[4] US Patent 4 503 024, 1985
[5] Microporous and Mesoporous Materials, Vol. 117, pp. 497-507, 2009

전기슬래그 재용해법을 이용한 전열관 직접 용융제염에 관한 연구

안석영*, 김재영, 조붕비, 김영호
부산대학교, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길 2
sahn@pusan.ac.kr

1. 서론

전기슬래그 재용해(Electroslag Remelting, ESR)공정은 슬래그 화학 조성의 다양성과 제어가 가능한 고형화등의 특성을 가지므로 고순도 스테인레스강이나 인코넬합금 등을 제조하기 위한 방법으로 널리 사용되고 있다. 적절한 슬래그 조성을 사용하면 방사성 핵종을 슬래그에 걸러낼 수 있으므로 용융제염의 방법으로도 각광받고 있다. 니켈, 크롬, 망간 등의 유용한 금속자원을 재활용하기 위해서는 높은 제염도가 요구되는데, 유도로를 통한 휘발성 핵종제거 및 잉곳제조, 제조된 잉곳을 이용한 후속 ESR을 이용한 용융제염이 가장 효과적이다 [1]. 원전 운용시 노후화에 따른 교체나 원전 해체시 나오는 대형 금속폐기물은 크기에 따라 절단되어 유도로등을 통해 1차 제염 및 잉곳제조가 이루어지나 단면적이 일정한 전열관이나 봉재는 ESR 공정을 바로 이용하여 제염이 가능하므로 경제적인 측면에서 유리하다. 본 연구는 전열관 직접 용융제염을 하게 되는 경우, 잉곳이 일정한 면적을 가지지 않게 되고, 면적 또한 일반적인 잉곳보다 작기 때문에 생기는 비선형적인 특성과 외란에 강인한 용융제어기를 설계하고자 하였다.

2. 본론

2.1 ESR 공정의 물리적 모델링 및 제어기 설계

ESR을 이용한 용융제염의 경우 균일한 제염도를 얻기 위해서는 담금깊이 (immersion depth)와 용해속도 (melt rate) 제어가 효과적으로 이루어져야 한다. 기존의 전압스윙 등에 의존한 단일입출력 제어기로는 한계가 있으므로, Kalman 필터 등을 이용한 다변수 제어기를 사용하게 되면 비선형과 외란에 강인한 제어기의 설계가 가능하다. 공정 특성상 공정변수들의 직접적인 측정이 불가능하므로 관측기를 도입하고, start up 이나 hot top 같은 과도기적 상태, 파이프의 균열, 급격한 단면적의 증가나 감소 등을 고려할 수 있는 우수한 관측기가 필요하다. 본 연구에서는 무향 칼만 필터와 순차 몬테카를로 필터를 이용한 관측기를 이용하여 제어 성능을 비교해 보았다. 물리적 시스템의 개요는 Fig. 1과 같다. 전열관에 사용된 파이프나 튜브 직경 크기에 따라 지름방향으로 최대한 내적된 A의 경우와 직경의 크기가 일정한 경우, 다수를 한 다발로 묶은 형태인 B의 경우가 가능하다. 제어기 설계에 사용된 ESR 공정의 물리적 모델은 경계층 근사법과 근사적분법을 이용하여 유도가 가능하며 일부는 다음과 같다. 슬래그 온도의 시간 변화율은 다음과 같이 나타낼 수 있다 [2].

$$\dot{T}_s = \frac{[P_{in} - H_c A_c (T_s - T_m) - H_s 2\pi r_m h_s (T_s - T_{ss})]}{\rho_s \nu_s C_s} \quad (1)$$

전극에서의 열전달 문제는 일차원 과도상태 비선형 semi-infinite slab 열전달 문제로 모델링 할 수 있고, 푸리에의 일차원식으로 모델링 된다. 상변화는 경계조건에서 나타내어 질 수 있다. Zien과 Vujavovic 이 제안한 해석적 방법으로 식을 풀게 되면, 전극에서의 열경계층 두께, Δ와 용해속도, $\dot{m}_e$에 대한 시간 변화율을 Stefan 수와 에너지 입력, 확산계수, 각 상의 엔탈피 등의 함수로서 구할 수 있게 된다. 최종 유도되어지는 식은 다음과 같다 [2].

$$\dot{\Delta} = \frac{\alpha_r C_{\Delta\Delta}}{\Delta} - \frac{C_{\Delta p}}{h_m} p_m \quad (2)$$

$$\dot{m}_e = -\frac{\alpha_r C_{s\Delta}}{\Delta} - \frac{C_{sp}}{h_m} p_m \quad (3)$$

이때 관련 무차원수들은 다음과 같다 [1].

$$C_{\Delta\Delta} = \frac{224(\Lambda^* + 1)}{3\Lambda^* + 11}\left(\frac{1}{2} + \frac{\beta h_m}{3}\right), C_{\Delta p} = \frac{32\Lambda^*}{3\Lambda^* + 11} \quad (4)$$

$$C_{s\Delta} = \frac{56\Lambda^*}{3\Lambda^*+11}\left(\frac{1}{2}+\frac{\beta h_m}{3}\right), C_{sp} = \frac{11\Lambda^*}{3\Lambda^*+11} \quad (5)$$

유도된 물리적 모델을 이용하여 Fig. 3 와 같은 제어기의 설계가 가능하다.

제어기의 형태는 일정한 담금깊이와 용해속도를 세팅하면 유도된 모델에 근거하여 비선형 제어가 가능한 형태이다. 제어에 필요한 변수들은 관측기를 통해서 구할 수 있다. 제어입력변수는 전극을 오르내리는 속도, 전류량이 된다.

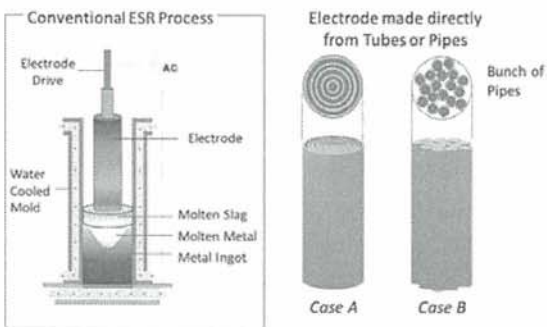


Fig. 1. ESR melt decontamination scheme for an electrode made directly from tubes or pipes

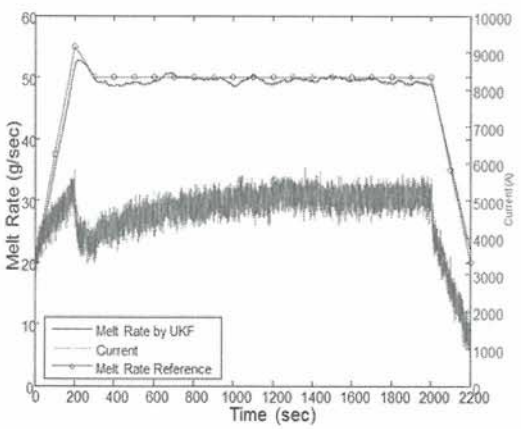


Fig. 2. Control performance for melt rate by current input using UKF filter

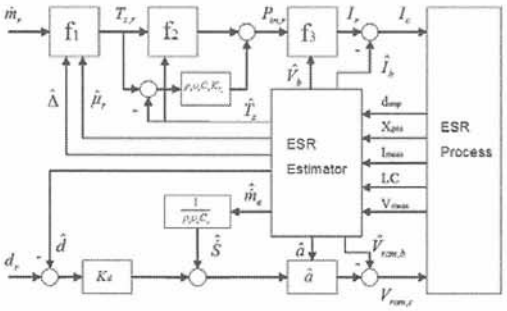


Fig. 3. Control block diagram for ESR melt decontamination using ESR process

3. 결론

일반적인 형태의 잉곳을 사용하지 않고 파이프를 적층의 형태나 다발의 형태로 용융하게 될 경우, 열전달은 전체적으로 불균일한 용해를 초래한다. 기존의 제어 방법으로는 앞서 언급한 비정상 상태나 외란에 대해 효과적으로 대처하지 못하나 제안한 무향 칼만 필터를 이용한 경우는 안정된 용해속도를 얻어낼 수 있음을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국연구재단에서 지원하는 원자력 연구기반 확충사업 (원자력 선진기술연구센터)의 지원으로 이루어졌습니다.

5. 참고문헌

[1] Beaman, J. J., Ahn, S., Tetzlaff, D. A., Van Den Avyle, J., and Melgaard, D. K., 1999, "Modeling and Control of the Electroslag Remelting Process," *Researcher's Conference Proceedings*, Amarillo National Resource Center for Plutonium, pp. 65-67.

[2] Ahn, S., 2005, Modeling, Estimation, and Control of Electroslag Remelting Process, PhD Dissertation, The University of Texas at Austin.

Compositional threshold for nuclear waste glass durability

Rahmatullah Farooqi[1*], Pavel Hrma[1,2]
[1] *Division of Advanced Nuclear Engineering, Pohang University of Science and Technology (POSTECH), Pohang, South Korea*
[2] *Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, United States*
rufarooqi@postech.ac.kr

1. Introduction

High level waste (HLW) management requires the waste form safety to be convincingly demonstrated. Thisincludesan understanding of the key phenomena controlling the source term, i.e., the flux of radionuclides released from the waste form.The issue of major concern with the waste form, such as glass, is its chemical durability, i.e., the resistance to corrosion by aqueous media.

A number of standard durability tests have been established for waste glasses, among which the product consistency test (PCT) [1]was selected as a criterion of HLW glass acceptability for the repository.Subsequently, a large PCT databasehas been collected containing over 1000 glasses[2]. Such a database allows the development of models that relate PCT releases to glass composition. Because chemical durability of glass is a strong function of composition, these models are used to formulate acceptable glasses in which the waste loading is maximized.

Within the composition space of glasses, a distinct threshold appears to exist that separates "good" glasses, i.e., those which are sufficiently durable, from "bad" glasses of a low durability. According to Piepel*et al.* [3], transition region between durable and less durable glasses lies around2 g m^{-2}as determined by the 7-day PCT normalized B release.

The objective of our research is to clarify the origin of this threshold by exploring the relationship between glass composition, glass structure and chemical durability around the threshold region.

2. Method

We used as the baseline the International Simple Glass ISG3 with added 5% Na_2O as baseline(Table 1). As follows from the cut-off model byPiepel*et al.* [3], changing the Al_2O_3/B_2O_3ratio can shift the glass from one side of the durability threshold to another—see also [5].We have varied this ratio from 0 to 0.53in a series of test glasses. In another series, we varied Na_2O/CaO ratio.

Table 1. Baseline glass composition

Oxide	Na_2O	B_2O_3	SiO_2	Al_2O_3	CaO
Mass fr.	0.1785	0.1629	0.5616	0.0389	0.0581

The glasses were batched from analytical grade chemicals (Na_2CO_3, H_3BO_3, SiO_2, Al_2O_3 and $CaCO_3$) and melted for 1 h at 1400°C. The 7-day PCTwas performed following the ASTM procedure [1]. The glasses were ground, sieved, ultrasonically cleaned, and dried to produce powder of 75–150 μm Then 1.5-g glass was mixed with 15-ml deionized water in a Teflon vessel and kept in the oven at 90(±2)°C for 7 days.

3. Results

Piepel*et al.* [3] found it necessary to develop different property-composition models (the cut-off model)for glasses located above and below thedurability threshold mentioned above. This strongly indicates that below this threshold, glasses interact with water differently than above it.As Fig. 1 demonstrates, one of the striking features of glasses with the normalized B release of >2 g m^{-2} is that B exhibits a tendency to be released from these glasses faster than Na, whereas glasses with the normalized B release of <2 g m^{-2} dissolve more or less congruently.As Fig. 2 shows, the cut-off model [3] predicts such behavior for our Al_2O_3/B_2O_3series.

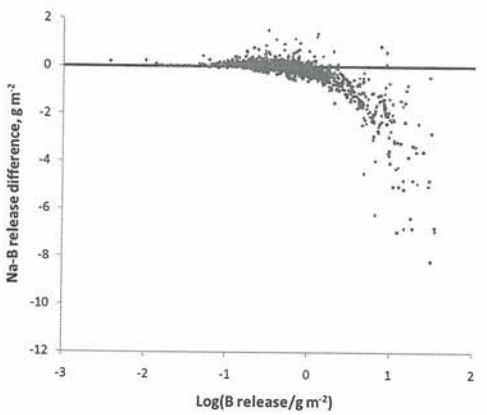


Fig. 1. Difference between normalized Na and B releases versus logarithm of normalized B release

Table 2 lists the measured data. The measured differences between normalized Na and B releases are plotted in Fig. 2. These differences are negative for all glasses, even though the value for the glass with Al_2O_3/B_2O_3= 0.53 is close to zero. However, the measured data follow a different trend than the cut-off model suggests. This could be caused by a relatively high model uncertainty of glass durability models in general and the difference between many-component waste glasses and our simple in particular.

Table 2. Releases of B and Na by 7-day PCT for composition variations (defined by Al_2O_3/B_2O_3 ratio) of the baseline glass (Table 1)

Al_2O_3/B_2O_3	0.24	0.05	0.17	0.33	0.53
r_B, g m^{-2}	2.43	3.16	2.25	1.45	0.69
r_{Na}, g m^{-2}	2.07	2.97	2.03	1.25	0.68

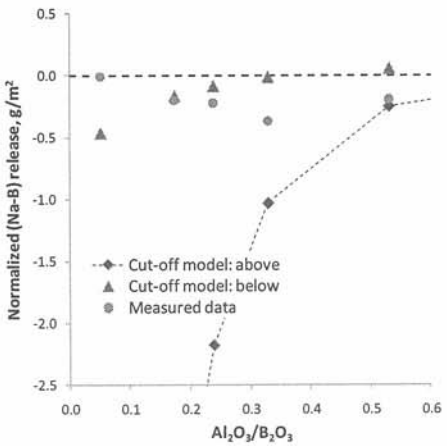


Fig. 2. Difference between normalized Na and B releases, both measured and estimated by cut-off model, as a function of Al_2O_3/B_2O_3ratio. The cut-off model predicts the difference differently for glasses with normalized B release>2 g m^{-2} (above) than for <2 g m^{-2} (below)

4. Discussion

We have presented preliminary results of a larger study that will identify the compositional neighborhood of the durable-nondurable threshold.Because the residual rate of corrosion, typically achieved after 1000 days in static conditions, is considered a predictor of the glass endurance in the repository [4], we will test the glasses for long-term behavior using the PCT B method [1]. To elucidate the change of the glasses over the durability threshold, we will investigate the glasses using nuclear magnetic resonance (NMR) spectroscopy, Raman spectroscopy, and transmission electron microscopy (TEM). For a deeper characterization of corrosion layers, including its passivating properties,we will employ secondary ion mass spectrometry (SIMS) and x-ray reflectivity(XRR) analysis.

5. Conclusions

Our study isfocused on the corrosion behavior of $SiO_2 - B_2O_3 - Na_2O - Al_2O_3 - CaO$glass composition region.In particular, we try to identify the durability threshold separating durable from nondurable glasses in the composition space. So far we have explored the elemental releases of Na and B measured with the 7-day PCT.

6. Acknowledgement

The authors gratefully acknowledge the support by the World Class University program through the National Research Foundation of Korea funded by the Min. of Education, Science and Technology (R31-3005). The authors thank to Stéphane Gin for helpful suggestions and R.U. Farooqi thanks to his mentorsProf.JongHeoand Dr. Xu Kai for training.

7. REFERENCES

[1] ASTM, Standard Test Methods for Determining Chemical Durability of Nuclear, Hazardous, and Mixed Waste Glasses and Multiphase Glass Ceramics: The Product Consistency Test (PCT), 2008.

[2] J. D. Vienna, A. Fluegel, D. S. Kim, P. Hrma, Glass Property Data and Models for Estimating High-Level Waste Glass Volume, PNNL-18501, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, 2009.

[3] G. F. Piepel, S. K. Cooley, I. Muller, H. Gan, I. Joseph, I. L. Pegg, ILAW PCT, VHT, Viscosity, and Electrical Conductivity Model Development, VSL-07R1230-1, Vitreous State Laboratory, The Catholic University of America, Washington, DC 20064, 2007.

[4] S. Gin, X. Beaudoux, F. Angéli, C. Jégou, N. Godon, Effect of composition on the short-term and long-term dissolution rates of ten borosilicate glasses of increasing complexity from 3 to 30 oxides, Journal of Non-Crystalline Solids 358, 2559–2570, 2012.

[5] E. M. Pierce, L.R. Reed, W.J. Shaw, B.P. McGrail, J.P. Icenhower, C.F. Windisch, E. A. Cordova, and J. Broady, Experimental determination of the effect of the ratio of B/Al on glass dissolution along the nepheline ($NaAlSiO_4$)–malinkoite ($NaBSiO_4$) join, GeochimicaetCosmochimicaActa, Vol. 74, pp. 2634–2654, 2010.

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Poster)

해체 부지 오염도 mapping 시스템 개발

서범경[1*], 홍상범[1], 임태형[2], 문제권[1]
[1]한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]세트렉아이, 대전시 유성구 유성대로 1628번길 21
bumja@kaeri.re.kr

1. 서론

실시간 측정 시스템은 신속하게 현장에서 방사성 오염을 측정할 수 있기 때문에 조사 비용 및 기간을 상당히 절감할 수 있어 부지의 잔류오염도 조사에 매우 유용하게 활용되고 있다. 이때 사용되는 검출기 및 위치 측정에 대한 기술은 지속적으로 발전하고 있다.

최근에는 정확성, 이동성, 측정 기술의 유용성을 향상시키는 방향으로 기술개발이 이루어지고 있다. 또한, 통신기술의 발달과 더불어 원거리에서 측정된 결과를 중앙에서 실시간으로 확인 평가하기 위해서 데이터 전송시스템을 구축하여 적용하고 있으며, 전송된 결과를 지리정보체계(GIS: Geographic Information System) 소프트웨어를 활용하여 조사지역의 지형조건 및 방사성오염에 대한 결과를 이용하여 공간분석을 수행하여 정확하고 객관적인 정보를 지원하고 있다. 국외에서는 실시간 오염도 측정을 위해서 다양한 형태의 측정시스템이 개발되어 현장에 적용되고 있으나, 국내에서는 아직 통합된 측정시스템 개발과 관련하여 초기단계에 있다. 본 연구에서는 실시간 부지 오염도 mapping을 위한 측정시스템을 개발하여 현장 적용성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 부지 오염도 측정 시스템의 구성

지리정보체계(GIS) 기반의 실시간 오염도 측정 시스템을 개발하기 위하여 NaI(3×3 inch), GPS 등의 센서와 digital 신호처리부, 전원공급 장치 및 원거거리 자료전송을 위한 통신모듈로 구성된 측정시스템을 제작하였다. 개발된 측정시스템은 오염 부지를 용이하게 조사하기 위하여 일체형으로 제작하여 이동성을 향상시켰다. 측정결과를 현장에서 바로 확인할 수 있도록 GIS 기반의 Software를 개발하여 스펙트럼을 이용한 핵종 확인 및 선량율을 측정할 수 있도록 제작하였고, 측정결과를 실시간으로 지도상에 표현할 수 있도록 개발하였다. 실시간 오염도 측정을 위해서 각 신호처리 부분을 독립적으로 기능을 수행하도록 구성하였고(방사선측정, GPS 및 통신 모듈) 시리얼 통신을 통해 데이터를 전달하고 Software를 이용하여 각각의 결과를 통합하여 보여주도록 개발하였다. 원거리(100m) 이상의 거리에서 측정결과를 전송/수신하기 위하여 MCA의 출력신호를 블루투스 안테너를 이용하여 측정시스템에 탑재하였고, 현장 측정시 천연방사성 핵종(K-40(1460 keV), Th-232(1764 keV) 및 U-238(2614 keV))을 이용하여 자동 에너지 교정 및 선량률 평가 알고리즘을 개발 적용하였다.



Fig. 1. GIS based real-time contamination measurement system

2.2 검출성능 평가 및 현장적용

현장 측정시스템을 적용하여 오염된 부지의 위치, 범위 및 오염준위를 평가하기 위해서는 검출기의 높이 및 차폐체에 따라서 측정되는 부지의 면적이 달라진다. 이에 대한 사전평가 요구되며, 실제 현장에서 측정 시 이러한 사항을 고려하여 측정을 수행하기 위해서 차폐체에 따른 측정효율의 변화 및 측정 속도에 따른 국부오염 범위 및 준위에 대한 영향을 평가하였다.

차폐체의 각도 변화에 따라서 측정되는 화각(FOV: Field Of View)에 따라 측정면적의 영향을 평가한 결과 45° 차폐체의 경우 1m의 높이에서 측정하며 이론적으로 반경이 1m인 원이 측정되지

만 측정결과 1m 이상에서도 15% 이상의 영향을 보여주었고 1.2m의 경우 전체방사능의 97.6%가 검출되었다. 차폐체를 이용하여 부지오염을 평가하는 경우 차폐체의 화각에 따른 측정면적의 영향을 평가하여 보정해야 한다. 해체 부지의 오염범위 및 준위를 측정하기 위해서는 동적조사(scan survey)를 이용하여 조사를 수행하기 전에 속도 및 높이 등의 측정조건에 대한 검출성능을 평가하기 위하여 실시간 오염도 측정시스템과 표준선원(Cs-137, 10μCi)를 이용하여 국부오염(hot spot)에 대한 검출성능을 평가를 위해서 검출기(3×3 NaI)의 높이는 50cm 및 1m로 변화시키고, 측정속도는 제작된 이동카트를 이용하여 1, 3, 5, 10 및 20 km/h까지 변화시키면서 선량률 및 스펙트럼을 측정하였고, 국부오염 상황을 가정하기 위해서 표준선원 2개를 이용하여 약 4㎡의 국부오염 상황을 가정하여 평가하였다. 동적조사의 이동속도를 1 km/h로 하고, 높이를 0.5 및 1 m로 변화시켜 동적조사를 수행한 결과를 비교하면 0.5 m 높이에서 오염영역을 확실히 구분할 수 있지만 1 m 높이에서는 이동방향에 따라 오염영역이 더 넓어져서 오염영역을 과대평가 하는 결과를 초래할 수 있으며 두 선원에 대한 구분은 할 수 없음을 확인하였고, 측정 높이를 0.5 m로 고정하고 속도를 1, 3, 5, 10 및 20 km/h까지 변화시키면서 선량률을 측정한 결과는 Fig 2와 같이 이동속도가 증가하면서 국부오염을 확인하기 어렵고, 오염의 크기도 이동속도의 증가에 따라 이동방향으로 영역이 확대되는 경향을 보여주고 있어 동적조사를 위해서는 높이 0.5 m 및 속도 3 km/h가 적절한 것으로 평가되었다.

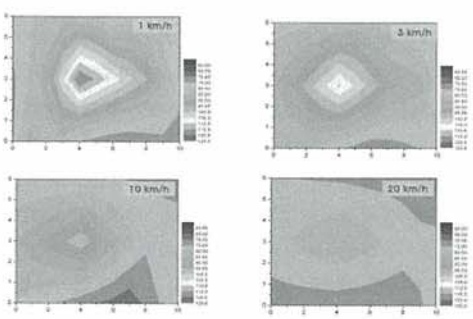


Fig. 2. Scan survey results for hot spot depending on the scan speed

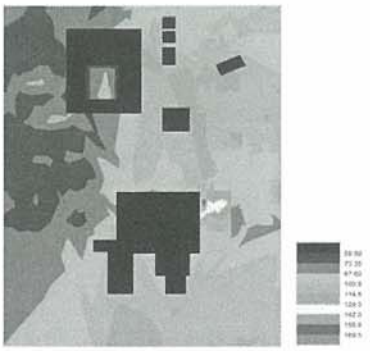


Fig. 3. Scan survey result of the KRR site

개발된 실시간 오염도 측정시스템 현장 적용성을 평가하기 위하여 연구로 해체부지의 잔류오염도 조사에 적용하여 평가한 결과 부지의 잔류오염도는 배경준위 수준으로 130 nSv/h 이하로 측정되었고, 특이사항으로 연구로 2호에 저장된 해체폐기물의 영향으로 반출구 주변에서는 최대 267 nSv/h로 측정되었으며, 스펙트럼을 분석한 결과 Co-60이 선량률 증가에 주로 기여함을 확인하였다.

3. 결론

GIS 기반의 실시간 오염도 측정을 위해서 검출기 및 GPS 등의 센서와 digital 신호처리부, 통신모듈로 구성된 측정시스템을 일체형으로 제작하였고, 측정결과를 현장에서 바로 확인할 수 있도록 GIS 기반의 software를 제작하여 측정결과를 실시간으로 지도상에 표현할 수 있도록 개발하였다. 측정시스템의 현장 적용을 위한 측정조건의 변화에 따른 검출성능을 평가하였고, 연구로 부지를 대상으로 평가한 결과 기존의 측정기술과 비교하여 많은 비용과 시간을 절감할 수 있고, 검출성능도 우수함을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, Guidelines for radioelement mapping using gamma ray spectrometry data, IAEA TECDOC-1363, 2003.

[2] ITRC, Real-time measurments of radionuclides in soil : Technology and case studies, 2006.

초미세기포를 이용한 면류 방사성폐기물 제염장치 구축

이상헌[1*], 최영호[1], 전영우[1], 전종선[1], 김학수[2]
[1]에네시스(주), 대전광역시 유성구 박산로 140번길 100
[2]한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
shlee@enesys.co.kr

1. 서론

현재, 원자력발전소에서 발생되는 면류 방사성폐기물은 일반세탁에 의한 제염을 수행하여 재활용 하거나 자체처분 폐기물로 전환시키고자 하고 있다.

대상폐기물의 오염 특성에 따라 제염방식을 선정하고, 이에 발생되는 2차 폐기물의 양을 최소화하는 것이 최근의 방사성폐기물 제염의 추세이다.

여러 가지 제염방법 중 초 미세기포제염방법에서는 미세기포의 수축·소멸과정에서 기포 내부 온도와 압력의 상승으로 인한 기포의 최종 붕괴 시 미시적 고압 제트류와 동시에 상당량의 프리 라디칼이 발생한다. 이 프리 라티칼에 의한 화학적 활성화가 대상물에 부착된 오염물의 탈착을 증진시키는 효과를 가진다. 이러한 초미세기포의 효과를 세탁에 적용하면 세제의 기능을 나타내므로 무세제 세탁을 할 수 있어 제염으로의 활용성이 기대된다.[4]

본 연구에서는 초미세기포를 활용한 제염 장치를 구축하였으며, 원격 모터 제어 프로그램을 연동시켜 최적의 세탁 제염 성능을 확보하기 위한 예비 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 초미세기포 장치 구성

본 장비는 표 1과 같이 초미세기포 발생장치, 교반장치, 공급장치, 순환·정화 장치 등으로 구성되어 있다.

2.2 모터제어 프로그램 구축

PC를 이용하여 세탁공정변수(시간, 속도, 방향)를 조절하여 최적의 세탁 성능인자를 확인하기 위하여, USB-RD485 통신 연결을 이용하고 LABVIEW를 활용하여 모터 제어부를 조정할 수 있는 DMCP(Decontamination Motor Control Program) 프로그램을 구축하였다.

DMCP에서는 VISA Function을 이용하여 PID 값을 전달함으로써 Serial 통신을 통한 모터제어가 가능하도록 했고, Run, Torque off, Break 신호를 전달하기 위해 각 기능별 신호를 숫자로 입력하여 Array Function을 통해 VISA WRITE Function에 전달했다. 그리고 사용자가 입력한 속도와 지속시간, 주기를 Formula Function을 이용한 수식으로 연산하여 신호화했다.[2]

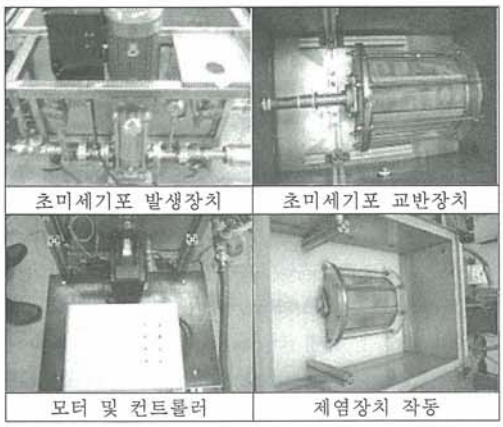
2.3 예비성능 평가

본 연구에서 구축한 초미세기포 발생장치를 이용하

Table 1. Major Equipment

주요 장치	비고
초미세기포 발생장치	고속선회방식으로서 입형 다단 펌프를 이용하여 초미세기포를 생성한다. 이때 20L/min의 유속으로 기포수를 생성하며, 분당 2L 이하의 기체를 주입하며, 용액에 혼합하여 0.5~10 μm 정도의 크기 버블을 생성한다.[1]
초미세기포 발생 교반장치	교반장치는 시료를 철망에 넣고 모터에 연결하여 회전시킴으로써 마이크로버블의 효과적인 분사가 가능하며, 물리적 마찰을 이용한 제염을 수행할 수 있도록 제작되었다.
초미세기포 공급 장치	시료에 초미세기포를 최대한 투여하기 위한 장치이다. 기포공급관로 내로 유입되는 공기 등의 기체는 수동조절이 가능하며, 별도의 송풍기, 기체펌프, 또는 압축기로 강제주입하는 대신 고속수류 중에 압력차로 자연 흡입되게 한다.
제염수 순환·정화 장치	본 장치는 제염수의 유동, 혼합 교반 및 이물질 정화를 위한 장치이다. 제염수가 잘 흐르고 제염수의 유동, 교반이 잘 되도록 한다. 제염수 순환배관의 재질은 316L 계열의 스테인리스강으로 제작되었다.[3]

Table 2. microbubble generation



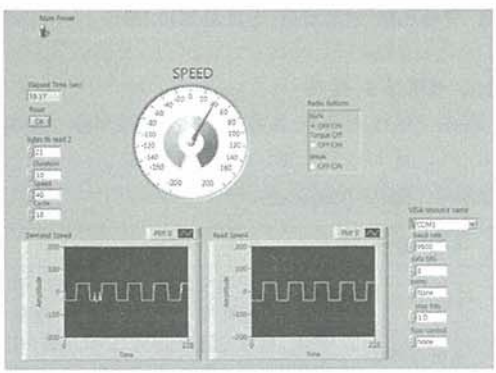


Fig. 1. Development of the Control program

여 페인트와 윤활유를 도포한 시료에 대해 운전조건 및 작동시간을 변화시켜가면서 제염을 수행하였다. 표 3을 보면 윤활유를 도포한 시료는 페인트를 도표한 시료와는 달리 표면흡착이 아닌 면 재질에 흡수되는 것을 확인할 수 있었다. 또한 오염원 재질에 따른 세탁제염효과도 표 4와 같이 확인할 수 있었다.

Table 3. Zoom in sample

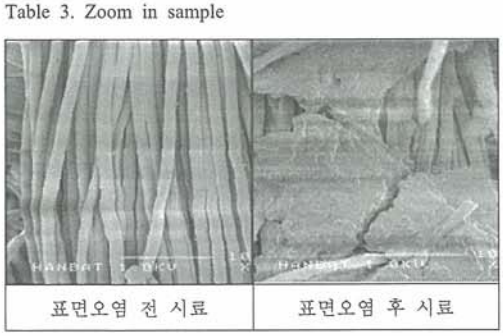


Table 4. The experimental results

구 분	페인트 도포 시료		
	1차(10분)	2차(30분)	3차(60분)
세탁전[g]	16.91	16.50	16.37
세탁후[g]	16.56	16.06	15.80
변화량[g]	0.35	0.44	0.57
구 분	윤활유 도포 시료		
	1차(10분)	2차(30분)	3차(60분)
세탁전[g]	15.06	14.82	15.37
세탁후[g]	13.99	13.89	14.29
변화량[g]	1.07	0.93	1.08

3. 결론

본 연구에서는 면류방사성 물질에 대해 제염이 가능하도록 초미세기포 발생장치를 구축하고 모터 제어프로그램을 개발하여 연계하였으며, 비방사성 물질의 제염 실험을 통해 세탁제염 성능을 확인하였다.

향후, 본 연구에서 구축한 초미세기포 발생장치 및 제어프로그램을 활용하여, 면류방사성 폐기물의 세탁제염 및 분석을 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 전종선외, "마이크로 버블 발생장치를 이용한 모의 산화물 예비 제염 성능평가", 2010 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집.

[2] 신민재외, "LabView를 이용한 모터의 회전속도 PID 제어", 2012년 한국기계가공학회 춘계학술대회 논문집.

[3] 마이크로버블의 오염정화메커니즘/拓植秀樹, 첨단환경기술 제15권 제4호 167호.

[4] Jeon, J. ; Lee, S. ; Kim, H., "Development of Nuclear Facilities Piping Cleaning System Using Microbubble," International conference on environmental remediation and radioactive waste management, 2012, pp. 525-530, [2012].

페로시안화구리가 고정된 유기 실리카를 이용한 세슘 제거

김초롱[1*], 박연진[2], 오원진[2], 최상준[2], 정종헌[1], 최왕규[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
chorong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소의 운전에 따라 다양한 종류의 방사성 폐기물이 발생하게 되고 그 중 중저준위 방사성 폐액 내 세슘은 긴 반감기(30년)를 가지고 있어 저장 시 관리자의 주의가 필요한 핵종이다. 다양한 흡착제 중 페로시안화구리는 세슘 흡착에 대한 선택성을 가지고 있으나 파우더 형태로 존재하기 때문에 질량전달 속도가 낮고 금속 양이온과의 상호작용이 낮은 결점을 가지고 있다. 이러한 단점을 극복하기 위해 넓은 표면적과 단위 면적당 좁은 공극분포를 가지는 실리카 표면에 유기 작용기가 고정된 복합흡착제가 연구되고 있다[1].

본 연구에서 세슘에 대해 선택성을 가지는 페로시안화구리를 유기 실리카 표면에 고정시킨 복합체를 합성하고, 복합체를 사용하여 세슘에 대한 등온흡착 실험, 흡착속도 실험을 통해 포화 흡착량과 흡착속도 및 열역학적 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 페로시안화구리가 고정된 유기 실리카(CuFC-AAHMS)의 합성과정은 다음과 같다. 비이온 계면활성제인 dodecylamine(DDA)을 사용하여 tetraethylorthosilicate(TEOS)와 유기 amino 기능기를 가진 [3-(2-Aminoethylamino) propyl]-trimethoxysilane(AAPTMS)을 넣고 혼합하여 유기 실리카를 제조하였다[2]. 이때 AAPTMS의 함량은 Si source[TEOS+AAPTMS]의 몰 대비 0.15로 하였다. 합성된 유기 실리카에 copper chloride($CuCl_2$)와 sodium ferrocyanide ($Na_4Fe(CN)_6$)를 혼합하여 유기 실리카 표면에 페로시안화 구리를 형성하였다. 이때 합성된 흡착제를 CuFC-AAHMS로 표시하였다.

CuFC-AAHMS의 세슘에 대한 최대 흡착량을 평가하기 위해 흡착제의 양을 0.1 g하여 회분식 흡착실험을 수행하였다. 방사성 모의 폐액은 $CsNO_3$ (99%, Aldrich Chemical)을 이용하여 0.01~20 mM의 농도로 제조하였다. 흡착실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ¢=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세슘의 농도를 유도결합 플라즈마 발광광도법(ICP-OES, PerkinElmer, Optima 2100 DV)으로 분석하였다. CuFC-AAHMS의 세슘 흡착속도를 알아보기 위해 흡착속도 실험을 수행하였으며, 이 때 초기 세슘의 농도는 3 mM로 하였고 반응시간은 10분에서 24시간으로 하여 실험을 수행하였으며, 실험과정은 회분식 흡착실험과 동일하게 진행하였다. CuFC-AAHMS의 세슘 흡착 반응에 대한 온도의 영향을 파악하기 위해 세슘의 농도를 3 mM로 고정시키고 반응온도를 283 K, 293 K, 303 K, 313 K로 변화시키면서 회분식 흡착실험과 동일하게 진행하였다.

2.2 결과

CuFC-AAHMS에 대한 세슘의 등온흡착 실험 결과를 Table 1과 Fig. 1에 나타내었다. 이 결과를 Langmuir 모델로 fitting 하였을 때 CuFC-AAHMS의 세슘에 대한 포화 흡착량은 0.661 mmol/g으로 나타났다.

Table 1. The model parameters of sorption of Cs onto CuFC-AAHMS

CuFC-AAHMS	Freundlich			
	K_F [(mmol/g)/(mmol/L)^N]	N (L/mmol)	R^2	SSE
	0.426±0.029	0.218±0.029	0.926	0.109
CuFC-AAHMS	Langmuir			
	b (L/mmol)	Q^0 (mmol/g)	R^2	SSE
	11.5±3.50	0.661±0.024	0.956	0.065

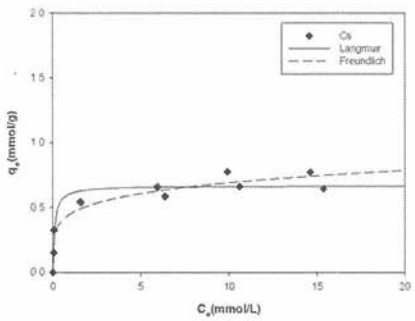


Fig. 1. Sorption isotherm of Cs on CuFC-AAHMS

CuFC-AAHMS의 세슘의 흡착속도 실험결과를 Fig. 2와 Table 2에 나타내었다. Fig. 2로부터, 24시간에서의 세슘 흡착량은 95% 이상으로 나타났으며 1시간 이내에 전체 세슘 양의 70% 이상이 제거된 것으로 보아 초기흡착속도가 높음을 확인할 수 있었다.

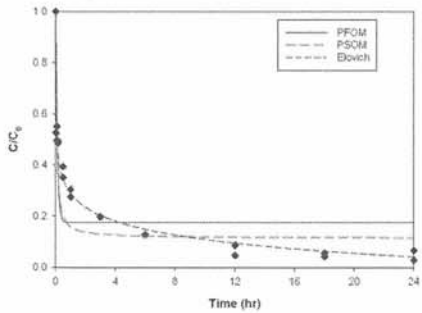


Fig. 2. Kinetics of Cs sorption on CuFC-AAHMS

Table 2. The parameters for the sorption kinetics of Cs on CuFC-AAHMS

Model	Pseudo-first order kinetic model (PFOM)		
Parameter	R^2	q_e (mmol/g)	k_1 (hr^{-1})
CuFC-AAHMS	0.588	0.409	9.62
Model	Pesudo-second order kinetic model (PSOM)		
Parameter	R^2	q_e (mmol/g)	k_2 (hr^{-1})
CuFC-AAHMS	0.737	0.422	42.7
Model	Elovich kinetic model		
Parameter	R^2	a ((mmol/g)/hr)	b (g/mmol)
CuFC-AAHMS	0.972	340	25.8

CuFC-AAHMS의 세슘 흡착 반응에 대한 열역학적 매개변수를 Table 3에 나타내었다. 그 결과 온도가 증가함에 따라 세슘의 흡착능이 증가하였으며 엔탈피 변화(△H)는 48.8 kJ/mol로 나타났다. 이를 통해 CuFC-AAHMS는 화학적 흡착에 의해 세슘이 흡착되며, △G의 값이 음의 값을 나타냄에 따라 세슘 흡착은 자발적으로 이루어짐을 확인할 수 있었다[3].

Table 3. Thermodynamic parameters for Cs sorption on CuFC-AAHMS

△H	△S	△G (kJ/mol)			
(kJ/mol)	(J/mol/K)	283 K	298 K	303 K	313 K
48.8	231	-15.7	-18.0	-20.3	-22.6

3. 결론

본 연구에서는 유기 실리카에 페로시안화구리를 기능화 함으로써 세슘을 제거할 수 있는 흡착제를 합성하였다. 등온흡착 실험결과 세슘의 포화흡착량은 0.661 mmol/L로 나타났으며, 흡착속도 실험을 수행한 결과 약 1시간 이내에 용액 내 세슘의 양이 70% 제거된 결과로 부터 비교적 초기 흡착속도가 높음을 확인할 수 있었다. 또한 CuFC-AAHMS의 열역학적 연구를 수행한 결과 온도가 높아짐에 따라 세슘의 흡착능은 증가하며 흡열반응을 통해 세슘 흡착이 이루어짐을 확인하였고, △G 값이 음의 값을 나타냄에 따라 모든 세슘 흡착은 자발적으로 이루어짐을 확인할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] Benhamou. A., Baudu. M., Derriche. Z. and Basly. J.P., Aqueous heavy metals removal on amine-functionalized Si-MCM-41 and Si-MCM-48, Journal of Hazardous Materials, 171, 1001-1008, 2009

[2] Asouhidou. D. D., Triantafyllidis. K. S., Lazaridis. N. K., Matis. K. A., Adsorption of Remazol Fed 3BS form aqueous solutions using APTES- and cyclodextrin-modified HMS-type mesoporous silicas, Colloids and Surfaces A: Physicochem. Eng. Aspects 346, 83-90, 2009

[3] Yavuz. O., altunkaynak. Y. and Guzel. F., Removal of copper, nickel, cobalt and manganese from aqueous solution by kaolinite, water Res. 37, 948-952, 2003

각종 흡착/침전-고방사성/고염 폐액 계에서 고방사성핵종 제거 특성

이일희*, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 양한범, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

고염/고방사성 폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 비정상상태의 중대사고 시 발생하는 즉, 원자로 및 사용후핵연료의 냉각을 위하여 냉각수로 바닷물을 다량 주입하여, 단시간에 대량 발생한 것으로 이를 신속하게 대용량으로 처리할 수 있는 기술은 현재까지 충분히 개발되지 못한 상태이며, 특히 원자력을 주 에너지원으로 사용하고 있는 우리나라의 경우 비정상 비상상태 대처차원에서 이의 처리기술의 확보가 요구되고 있다. 본 연구는 고염/고방사성 폐액으로부터 고방사성핵종의 제거기술 개발을 목표로 우선 고방사성핵종을 효과적으로 제거할 수 있는 흡착제 및 침전제 등을 선정하기 위하여 각종 흡착제 및 침전제에 의한 고방사성핵종의 제거 특성을 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 고방사성/고염 폐액

고방사성/고염 폐액은 표1과 같이 바닷물에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 그리고 NaI를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 실제 고방사성/고염 폐액의 경우 Cs, Sr 및 I 등이 함유량은 매우 적으나, 본 연구에서는 고염의 바닷물 분위기에서 이들의 거동을 보다 정확히 규명하기 위하여 과량 첨가하여 수행하였다.

Table 1. Composition of high radioactive liquid waste with high-salt contents

Element	Concentration (ppm)	Element	Concentration (ppm)
Ca^{++}	420	Cs^{+}	(100)
K^{+}	424	Sr^{++}	(100)
Mg^{++}	1,200	I^{-}	(100)
Na^{+}	10,675		
Br^{-}	73		
Cl^{-}	19,700		
SO_4^{-2}	2,610		

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 400 rpm에서 회분식으로 수행하였다. 각종 흡착제 및 침전제를 각각의 실험조건에 맞추어 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성/고염폐액 40mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중 교반기를 이용하여 4시간 동안 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착율/침전율을 측정하였다. 그리고 실험에 사용한 각종 흡착제/침전제는 모두 특급시약으로 추가 정제과정 없이 직접 사용하였다.

2.1.3 분석

고방사성/고염 폐액 및 흡착(/침전) 여과상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 Cl^{-}, SO_4^{-2}, Br^{-} 등은 IC로 각각 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH meter을 이용하여 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

그림 1-(a), (b)는 각각 흡착제의 종류 및 m/V 변화에 따른 Cs 및 Sr의 흡착율이다. Cs의 경우 m/V 증가에 따라 흡착제 양의 증가로 인해 흡착율이 증가하고 있으며, 흡착율은 IE911이 가장 우수하고, 다음으로 AMP, AW500, IE96, AW 300 순이었다. 한편 4A, 13X, LZ-Y 형은 흡착제의 양을 25g/L 까지 증가시켜도 50% 이하로 흡착되어 Cs에 대한 선택성이 낮은 것으로 보인다. 반면에 Sr의 경우 흡착율은 4A, 13X 순이며, 4A의 경우 m/V=25에서도 98% 정도의 Sr을 흡착할 수 있어 Sr 제거에 많은 량의 흡착제가 소요됨을 알 수 있다. 기타 AW300, AW500, IE96, IE911, AMP 등은 m/V를 25g/L 까지 증가시켜도 20% 이하가 흡착되므로 Sr의 선택성이 매우 낮은 것으로 보인다. Cs 및 Sr의 흡착 모두 pellet 형태 보다는 분말 (210~300 ㎛) 형태가 비표면적의 증가로 흡착이 더 효과적이다.

그림 2는 침전제 NaTPB 및 $K_4Fe(CN)_6$의 농도 변화에 따른 Cs 및 Sr의 침전율로, 용액의 최종 pH는 침전제 농도증가에 따라 NaTPB는 7.82~7.95, $K_4Fe(CN)_6$는 7.88~8.36로 모두 알카리 영역

이었다. Cs의 경우 침전제의 농도증가에 따라 증가하는 경향이다. 0.01M NaTPB로 Cs을 99% 이상을 침전할 수 있어 $K_4Fe(CN)_6$ 보다 다소 효과적이지만 거의 실험오차 범위이고, 0.05M 이상에서는 NaTPB나 $K_4Fe(CN)_6$ 모두 99% 이상 침전 제거 시킬 수 있다. 이때 Sr은 Sr^{+2}로 존재하여 고농도에서도 거의 침전이 일어나지 않고 있다.

그림 3-(a), (b)는 각각 Na_2CO_3 및 Na_2SO_4 농도 변화에 따른 Sr의 침전율 ($SrCO_3$ 및 $SrSO_4$)이다. Na_2CO_3 농도 증가에 따라 Sr의 침전율이 감소하고 있으며, 0.01M 이하에서 약 95% 정도가 침전되지만 0.024M에서는 약 46%가 침전되었다. 특이점으로는 0.005M 이하 Na_2CO_3에서 Sr이 침전되지 않는다는 점이다. 그림 3-(b)의 Na_2SO_4 농도 변화에 따라서는 Sr의 침전이 일어나지 않고 있다. 이는 $SrSO_4$의 용해도가 약 130ppm으로 해수폐액의 초기 농도 100ppm 보다 크기 때문이다. 이로부터 실제의 고염/고방사성 폐액 내에는 미량의 CO_3^{-2} 및 상당량의 SO_4^{-2} (2,610ppm)가 함유되어 있지만 Sr 량이 극미량이므로 $SrCO_3$나 $SrSO_4$로의 침전 제거는 거의 불가능하다.

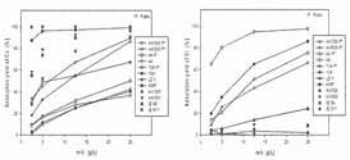


Fig. 1. Adsorption of Cs and Sr

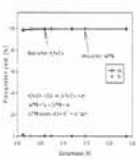


Fig. 2. Precipitation of NaTPB and KFC.

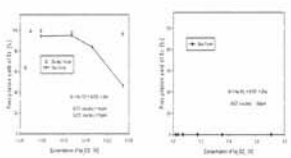


Fig. 3. Precipitation of $SrCO_3$ and $SrSO_4$

그림 4-(a), (b)는 각각 $Ba(NO_3)_2$ 및 Na_2SO_4 농도 변화에 따른 $BaSO_4$-Cs 및 $BaSO_4$-Sr의 공침율이다. Cs의 경우 $Ba(NO_3)_2$ 및 Na_2SO_4의 첨가여부에 관계없이 $BaSO_4$와는 전혀 공침이 이루어지지 않고 있다. 반면에 Sr의 경우 그림 6-(a)의 $Ba(NO_3)_2$ 농도 변화에 따른 영향을 보면 0.106M Na_2SO_4에서는 $BaSO_4$ 침전에 필요한 SO_4^{-2}가 충분히 공급되어, Ba^{+2} 농도 증가에 따라 거의 영향 없이 96~99%가 침전되고 있다. 이때 용액 내 pH 변화는 7.64~6.23으로 다소 감소하였다. 그러나 Na_2SO_4가 없을 때는 $BaSO_4$ 침전에 필요한 SO_4^{-2}가 공급되어 않아 침전이 이루어지지 않아야 함에도 불구하고, 바닷물 내 SO_4^{-2}가 2,610ppm (0.027M) 정도가 함유되어 있어 0.038M 이하의 $Ba(NO_3)_2$에서도 약 95% 침전 되었다. 그러나 고농도의 $Ba(NO_3)_2$에서는 SO_4^{-2} 보다 다량 존재하고 있는 Ba 등이 Sr의 공침을 저해하여 약 62%가 침전되고 있다. 이때 용액 내 pH 변화는 7.72~7.30으로 다소 감소하였다. 한편 그림 4-(b)의 Na_2SO_4의 영향은 0.038M $Ba(NO_3)_2$에서 $BaSO_4$ 침전에 필요한 Ba^{+2}가 충분하여 SO_4^{-2} 농도 증가에 무관하게 98~99%가 침전되었다. 이때 용액 내 pH 변화는 7.32~7.60으로 다소 증가하였다. 그러나 $Ba(NO_3)_2$가 없는 경우는 $BaSO_4$ 침전이 이루어지지 않아 Sr이 전혀 공침되지 않고 있다.

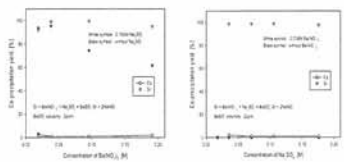


Fig. 4. Co-precipitation of $BaSO_4$-Cs and $BaSO_4$-Sr

3. 결 론

고방사성/고염 폐액으로부터 고방사성 Cs과 Sr을 제거하기 위해서는 Cs의 경우 IE911, AW500, IE96 등의 흡착이나 NaTPB 및 $K_4Fe(CN)_6$ 침전이 효과적이었다. 이중 NaTPB는 유기물질로 고방사능에 취약하여, $K_4Fe(CN)_6$는 Cs 제거 최종처리 후 안정 고화처리 (유리고화, 아스팔트 고화, 인공광물화 또는 자연광물화 처리 등) 시 고온조작으로 CN기가 방출되는 문제점 등이 있어 이를 고려하여 적용하여야 한다. 한편 Sr의 제거는 4A 흡착이나 $BaSO_4$-Sr 공침이 효과적이다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K. Volchek, M. Yusufmiah, W. Kuang, Z. Demaleki, and F. H. Tezel, J. Hazardous Mat., 194, 331-337 (2011).

[2] T.H. Wang, M.H. Li, W.C. Yeh, Y.Y. Wei and S.P. Teng, J. Hazardous Mat., 160, 638-642 (2008).

[3] F.F. Fondeur, T. Hang, D.D. Walker, W.R. Wilmarth and S.D. Fink, WSRC-2000-00406, (2000).

방사성 요오드 폐기물의 고화체 제조를 위한 고화매질 개발

양재환*, 신진명, 박장진, 유재욱, 백영희, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 프로세스의 전처리 공정인 voloxidation 단계에서 여러 종류의 핵분열생성물이 배기체로 휘발하는데, 이 중 I-129는 매우 긴 장반감기 (1.57×10^7년)를 지니고 있는 방사성 핵종이다. I-129가 인체에 흡수되면 갑상선에 축적되어 갑상선 암이나 호르몬 분비의 이상 등을 일으킬 수 있으므로 인간 및 자연환경에 위해를 끼치지 않도록 방사성 요오드 폐기물을 안전하게 처리하는 일은 매우 중요하다. 요오드는 수용액에 녹아있을 때 주로 I^-나 IO_3^-의 음이온 형태로 존재하고 토양에 거의 흡수되지 않는 성질을 지니므로 [1], I-129를 포함한 폐기물을 지하 처분장에 장기간 보관할 때 지하수와 접촉하여 I-129가 침출되지 않도록 우수한 고화체를 만드는 연구는 반드시 필요하다.

한국원자력연구원에서는 배기체로 휘발하는 I-129를 AgX를 이용하여 포집한다. AgX는 제올라이트 13X의 Na를 은과 일정부분 교환하여 만든 포집재로서 AgX에 포집되는 I-129는 은과의 화학반응을 통해 AgI라는 안정한 화합물을 형성한다. 그러나 AgI를 포함한 AgX 자체는 기계적 물성이나 침출특성 등이 취약하여 장기간 처분될 수 없으므로 적절한 고화매질과의 반응을 통해 물성이 향상된 고화체를 제조해야만 한다.

방사성 폐기물의 고화매질로 가장 많이 사용되는 것은 붕규산유리이나 유리고화체의 제조시 적용되는 온도가 1,000℃를 훨씬 넘기 때문에 AgI를 포함한 폐기물을 고화하기에는 적절하지 않다. 열중량 분석을 통해서 밝혀진 AgI의 휘발온도는 600℃ 미만이고, AgX의 기공 내에 붙잡힌 AgI는 800℃까지 가열할 경우 요오드 초기 질량의 10% 내외가 휘발하는 것으로 판단된다 [2]. 따라서 고화체 제조공정에서 발생하는 I-129의 휘발을 방지하기 위해서는 낮은 온도에서도 고화가 가능한 매질을 사용해야 한다.

I-129를 포함한 폐기물을 고화하기 위해 과거에는 시멘트를 주로 사용하였으나 최근에는 장기간 보관하여도 물성의 변화가 적은 세라믹이나 유리 등을 연구하고 있다. 최근 미국의 Sandia 국립연구소에서는 저온에서 녹는 유리를 이용하여 요오드를 포집한 Ag-mordenite나 MOF (Metal Organic Frameworks)를 고화체로 제조하였다 [3].

본 연구에서는 AgI를 포함한 AgX를 고화하고자 Bi, Si, B, Zn의 원소를 사용하여 고화매질을 제조하고 제조된 고화매질을 이용하여 고화체를 제조하고 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

고화매질로서 Bi, Si, B로 구성된 유리와 Bi, Zn, B로 구성된 여러 종류의 유리를 제조하였다. 원재료로서 시약급의 Bi_2O_3, SiO_2, B_2O_3, ZnO 분말을 표 1에 나온 질량비에 따라 혼합하고, 알루미나 도가니에 넣은 후 1,200℃에서 1시간 동안 열처리하여 유리를 제조하였다. 요오드 폐 필터의 대용으로서 AgI 분말과 molecular sieve 13X를 3:7의 비율로 혼합하고 600℃에서 1시간 동안 열처리하여 제조한 모의 폐필터를 이용하였다. 고화체 제조를 위해 모의 폐필터와 유리 분말을 6:4의 질량비로 혼합한 후 퍼니스에서 600~750℃에서 열처리하여 고화가 되는 현상을 육안으로 확인하여 고화온도를 결정하고, 열처리 전후의 질량 측정을 통해 요오드 손실률을 계산하였다.

2.2 실험결과 및 분석

그림 1은 열처리하여 제조된 고화매질에 대한 XRD 분석결과이다. 고온 열처리로 인해 원료물질이 가진 결정성은 대부분 사라지고 비결정질의 유리물질이 생성된 것을 확인할 수 있다. 6번과 8번은 ZnO를 30wt% 첨가한 시료로서 6번의 경우 ZnO, $Zn_3B_2O_6$, 8번의 경우 $Zn_3B_2O_6$의 결정상이 존재하는 것으로 확인되었다. 그림 2는 각 번호에 해당하는 고화매질과 모의 폐필터를 4:6의 비율로 혼합하고 750℃에서 30분간 각 시료를 열처리한 후 시료 표면의 결과를 관찰한 것이다. 4, 5, 7, 10번 시료는 다른 시료와 달리 소결현상이 시작된

것을 확인할 수 있었다. 동시에 기포가 빠져나가고 메워지지 않은 기공도 많이 분포되어 있었으므로 동일온도에서 추가적인 열처리를 실시하였다. 4개의 시료에 대해 750℃에서 3시간 및 15시간 동안 추가적인 열처리를 실시한 결과는 그림 3에 나타난 것과 같다. 4, 5, 10번 시료의 경우 예상과 달리 열처리 시간이 증가할수록 격렬한 반응으로 인해 내부기공이 증가하고 고화매질과 모의 폐필터 간의 상분리도 일어났다. 이들 시료는 더 낮은 온도에서 잉곳이 형성될 수 있으므로 현재 소결현상이 진행될 수 있는 최소온도를 찾는 중이다. 반면 1, 3번 시료는 760℃에서 소결현상이 나타나기 시작하여 3시간 동안 추가적인 열처리를 진행해도 격렬한 반응은 나타나지 않았다. 760℃에서 총 6시간 30분 동안 열처리를 했을 때 1, 3 번 시료에 포함된 요오드는 각각 29.2%, 30.0% 휘발된 것으로 분석되었다. 향후 1, 3번 시료는 PCT 시험을 통해 침출률을 확인할 예정이다.

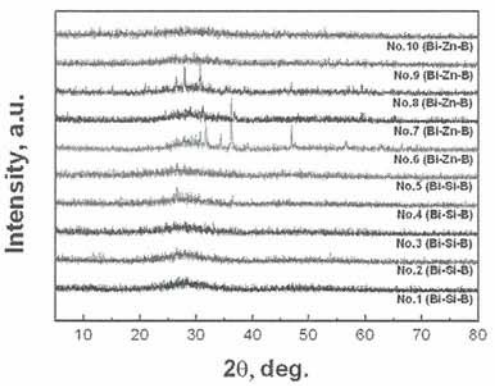


Fig. 1. XRD patterns of glass materials for immobilization of iodine containing filter

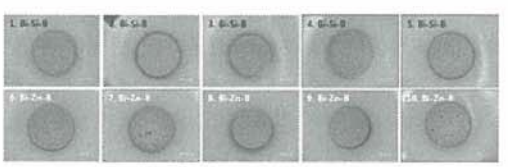


Fig. 2. Surface morphology of samples after heat treatment at 750℃ for 30 min

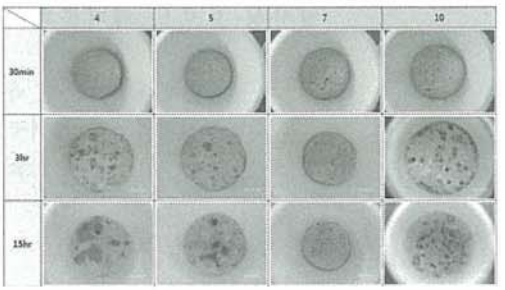


Fig. 3. Changes of morphology at 750℃ according to the time of heat treatment

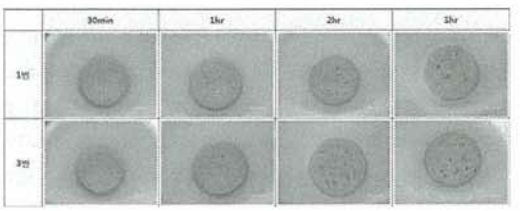


Fig. 4. Changes of morphology at 760℃ according to the time of heat treatment

Table 1. Compositions of glass samples for the immobilization of iodine spent filter (unit: wt%)

sample #	Bi_2O_3	SiO_2	B_2O_3
1	60	20	20
2	50	30	20
3	50	25	25
4	50	20	30
5	40	20	40
sample #	Bi_2O_3	ZnO	B_2O_3
6	60	30	10
7	60	20	20
8	50	30	20
9	50	20	30
10	50	10	40

3. 참고문헌

[1] T. amaya et al., "Leaching of Iodide Ion from $BiPbO_2I$ under Reducing Conditions", Radioactive Waste Management and Environmental Remediation-ASME 2001, (2001).

[2] Unpublished data from our lab.

[3] T.J. Garino et al., "Low-Temperature Sintering Bi-Zn-Oxide Glasses for Use in Either Glass Composite Materials or Core/Shell ^{129}I Waste Forms", *J. Am. Ceram. Soc.*, 94[8] 2412-2419, (2011).

LTA 구조를 이용한 희토류 원소의 고정화 및 소결특성

조인학[1*], 박환서[2], 은희철[2], 안수나[2], 이영석[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염을 이용하는 공정 중의 하나인 사용 후 핵연료의 건식처리(pyroprocessing) 공정은 발생되는 염폐기물의 부피를 효과적으로 감용할 수 있다. 전해제련공정은 LiCl-KCl 공융염내에서 전기화학적 방법을 이용하여 잔류하는 U과 TRU 금속을 회수하며, 이때 희토류 핵종 염화물을 함유한 공융염폐기물이 발생한다. 이 희토류 핵종은 고방열성 또는 고방사성을 띠어 공융염폐기물을 고준위폐기물로 분류되며, 이 공융염폐기물의 감량 및 안정적 처리를 위해서는 희토류 염화물을 공융염내 불용성 화합물로 전환 및 침전시킴으로서 희토류 핵종을 공융염으로부터 분리하는 것이 가장 효과적이다. 이를 위해 화학적 첨가제를 이용하여 희토류 염화물을 공융염내 불용성 화합물로 전환 및 침전시킴으로서 희토류 핵종을 공융염으로부터 분리하려는 연구가 많이 수행되었으나 공융염의 조성변화 및 불순물 증가 등의 문제점이 발생되어 폐기물 부피가 증가되는 문제점을 보였다. 현재 한국원자력연구원에서는 공융염 폐기물내에 염화물 형태로 용해되어 있는 희토류핵종을 인산화물을 사용하여 공융염내 희토류를 인산화물 형태로 침전시키고, 잔여의 희토류를 산소분산법을 이용하여 산화물 또는 산염화물(oxychloride) 형태로 침전시켜 침전층과 순수염층으로 분리하고, 침전층만 세라믹 고화매질을 이용하여 고화하는 연구를 수행하고 있다. 이 공정은 부산물 발생없이 재활용이 가능한 공융염을 대부분 회수할 수 있으며, 또한 최종적으로 배출되는 폐기물의 부피를 크게 감량시킬 수 있다는 장점이 있다. 하지만, 분말상의 희토류 산화물로만 구성된 방사성 폐기물에 대한 고화체 제조에 대한 연구는 많이 이루어지지 않고 있으며, 상업적으로 적용되는 유리화 방법은 붕산계 유리를 유도로에서 고화 대상 폐기물과 약 1400~1500℃로 용융/분해 후 용융물을 고화 드럼에 부운 후 균열을 방지하기 위한 열 처리 단계를 거쳐 고화체를 제조하게 된다.

본 연구에서는 LTA 구조인 Zeolite 4A를 이용해서 희토류 원소 중에서도 Gd와 Sm의 고정화에 대한 기초특성을 조사하고, 생성물의 소결특성을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 Zeolite 4A는 Sigma-Aldrich사의 입자 사이즈가 2.5 μm 정도인 시약을 사용하였다. 희토류 원소는 Gd(gadollinium chloride hexahydrate, Alfa-Aesar, 99.9%), Sm(samarinium chloride hydrate, Alfa-Aesar, 99.9%)을 사용하였다. Zeolite 4A 1g에서 Na^+ 대신 Gd^{3+}이나 Sm^{3+}이 이온 교환될 수 있는 이론적인 최대몰수는 0.002346 mol이다. Zeolite 4A의 이온교환 용량을 확인하기 위해 증류수 100mL에 희토류 원소로 사용된 상기 시약 gadollinium chloride hexahydrate, samarinium chloride hydrate 각각의 농도를 변화시켜서 녹인 후 수용액 10mL만 분취하여 초기 농도를 측정하였다. 그리고, Zeolite 4A를 1g씩만 첨가한 후 24 hr동안 상온에서 반응시킨 후 농도 측정을 위해 수용액 10mL만 분취하고, filtering 및 건조시킨 후, XRD분석을 통해서 생성물의 상의 변화를 확인하였다.

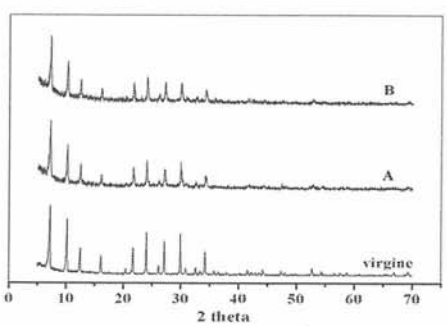


Fig. 1. XRD pattern of Zeolite 4A at before and after

생성물의 소결특성을 알아보기 위해 1000℃부터 1400℃까지 100℃간격으로 열처리를 하였고, 소결체의 상의 변화를 XRD 분석을 통해서 확인하였다.

2.2 실험결과

Fig. 1은 증류수 100mL에 희토류 원소인 Gd와 Sm 각각의 농도를 0.0023 mol을 녹인 후 Zeolite 4A 1g를 첨가하여 24 hr동안 반응시킨 후, filtering 및 건조를 통해서 얻어진 생성물의 XRD 분석을 나타내었다. Fig. 1을 통해서, Zeolite 4A의 반응 전 peak와 희토류 원소와 반응시킨 후 A(Gd), B(Sm)의 peak를 비교해보면, A, B의 peak intensity가 감소되었지만, peak위치가 변화가 없는 것으로 보아 반응 후에도 Zeolite 4A의 골격자체가 붕괴되지 않았음을 알 수 있었다.

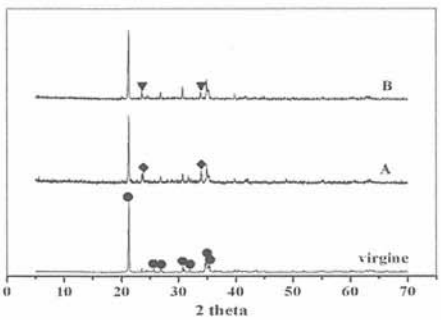


Fig. 2. XRD pattern of Zeolite 4A after heat treatment
(◆ : $GdAlO_3$, ▼ : $SmAlO_3$, ● : Carnegieite)

Fig. 2는 희토류 원소인 Gd, Sm과 반응시킨 Zeolite 4A와 virgine의 1000~1400℃까지 열처리를 통해서 제조된 소결체의 XRD 분석을 나타내었다. Zelite 4A virgine은 열처리에 의해서 Carnegieite가 형성된 것을 알 수 있다. Carnegieite의 화학성분은 $Na(AlSiO_4)$로 결정구조는 고온형의 크리스토발라이트와 비슷하다. Zeolite 4A를 열처리하면 Nepheline($Na_3[AlSiO_4]_4$)가 형성되지만, 이를 1250℃ 이상으로 가열하면 Carnegieite가 형성된다. 희토류 원소와 반응시킨 후의 A(Gd), B(Sm)에는 각각 $GdAlO_3$와 $SmAlO_3$ peak를 확인할 수 있었다. 이는 희토류 원소인 $Gd3^+$ $Sm3^+$가 단순히 Zeolite 4A 표면에 물리적으로 흡착 된 것이 아니라 LTA 골격구조의 Na^+와 이온교환이 되었고, 열처리에 의해서 결정구조가 형성되었다고 판단된다. Fig. 3은 열처리에 의해 제조한 소결체의 이미지를 나타낸 것인데, A와 B의 Gd, Sm의 그림을 비교해보면, 1400℃에서 치밀한 형상을 갖는 것을 알 수 있었다. Zeolite 4A virgine과 비교해보면, 희토류 원소가 열처리에 의해서 일종의 바인더 역할을 한 것으로 판단된다.

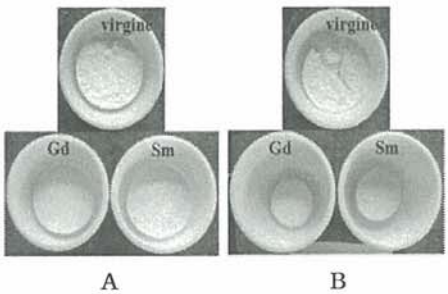


Fig. 3. Images of Zeolite 4A after heat treatment
(A : 1300℃, B : 1400℃)

3. 결론

본 연구에서는 LTA 구조인 Zeolite 4A를 이용해서 희토류 원소 중에서도 Gd와 Sm의 고정화에 대한 기초특성을 조사하고, 열처리에 의한 생성물의 소결특성을 살펴보았다. $Gd3^+$, $Sm3^+$는 LTA 골격구조의 Na^-와 이온교환을 통해서 고정화가 가능한 것을 확인하였고, 1400℃에서 생성물을 열처리함으로서 dense한 형태의 소결체를 제조할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Kosanovic C, Subotic B, Ristic A, "Kinetic analysis of temperature-induced transformation of Zeolite 4A to low-Carnegieite", Materials Chemistry and Physics, Vol 86, No. 2-3, 390-398, 2004.

[2] 이태교, 조용준, 은희철, 손성모, 김인태, 이한수, 황택성, "사용후핵연료 파이로프로세스 발생 공융염폐기물내 순수 공융염 회수기술에 관한 연구", 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회, 2011.

[3] Lovat V.C. Roees, Tao Zuyi, "Rare-Earth ion exchange in zeolite Y", Zeolites, vol 6, 201-205, 1986.

U-SAP 조성에 따른 염화물계 방사성폐기물의 안정화 및 고형화 특성

안수나*, 조인학, 김인태, 박환서
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
snahn@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료내 U 및 TRU를 회수하기위한 건식처리공정으로서 연구되고 있는 pyrochemical process는 일련의 전기화학적 공정으로 이루어져 있다. 각각의 공정에 따라 전해질로서 금속염화물인 LiCl 또는 LiCl-KCl 공융염을 사용하며, U 및 TRU를 회수하는 과정에서 방사성 핵종들이 전해질 내에 남아 방사성 염화물계 폐기물로 발생된다. Cs과 Sr 및 희토류 방사성 핵종들이 포함된 금속 염화폐기물들은 휘발성이 크고 silicate 유리와 상용성이 낮기 때문에 기존의 유리고화나 시멘트 고화법으로 처리하여 안정화시키기 어렵다.

이와 같이 염화폐기물의 Cl로부터 발생되는 고화체 부피증가 및 공정제한의 문제점을 해결하기 위한 방법으로, 본 연구팀에서는 무기합성복합체를 이용하여 금속염화물의 탈염화 반응을 유도하고 열적으로 안정한 생성물로 전환한 후 고화하는 방법을 개발하였다. 합성 무기 복합체 SAP (SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5) 고화시스템은 SAP 매질을 이용하여 금속염화물을 탈염화하여 휘발특성을 제어한 후, 추가적으로 고화유리매질을 투입하여 혼합·열처리 하는 공정을 거쳐 안정한 최종 고화체로 제조할 수 있는 공정이다. 나아가 기존 SAP의 고화개념으로 제조된 고화체의 조성을 고화체 구조성분과 알칼리 및 알칼리토 성분으로 분리하여 고화 매질의 구조성분의 조성을 변화시킴으로써, 탈염화 및 고형화 기능이 모두 포함된 Universal SAP (이하 U-SAP)이라는 하나의 고화매질을 제조하였으며 이를 통하여 monolithic wasteform의 특성을 확인하였다.

본 연구에서는 동일 반응비 시험 조건에서 기본 물질계 (SAP)에 B_2O_3 및 Fe_2O_3가 부가된 U-SAP의 조성을 변화시키면서 고형화 특성을 평가함으로써, 보다 균질하고 적합성이 높은 고화체를 제조하기 위한 U-SAP의 적정한 조성을 설정하고 고화 민감도를 확인하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

복합체 U-SAP의 원료물질로서 tetraethyl orthosilicate (TEOS), aluminium(III) chloride ($AlCl_3$), phosphoric acid (H_3PO_4), $FeCl_3$ 그리고 boric acid를 사용하여, 에탄올/증류수에 녹인 혼합물을 솔젤법으로 70℃~90℃/5일 겔화 및 숙성, 110℃에서 2일 동안 건조시킨 후, 650℃에서 약 12시간 열처리하여 제조하였다. 시험에 사용된 모의 염화폐기물은 LiCl 90wt%, CsCl 6.8wt%, $SrCl_2$ 3.2wt% 조성을 가진다. 제조된 U-SAP과 모의 염화폐기물 혼합물을 650℃ 산소분위기하에서 반응시켜 탈염소화 시킨 후, 반응물을 질소분위기에서 1150℃ 4시간 동안 열처리하여 고화체로 제조하였다.

2.2 실험결과

U-SAP의 조성은 기존의 시험 결과로부터 고화체의 열감량특성, 고형화특성 bulk separaton 및 내침출특성거동을 확인하여 7wt% B_2O_3와 3wt% Fe_2O_3의 조성에서 SiO_2, Al_2O_3 및 P_2O_5의 적정조성범위를 각각 40~55wt%, 20~35wt%, 20~40wt%로 설정하였다. 그림 1의 삼성분계 상태도에 나타낸 바와 같이 설정된 각 원소 산화물의 범위 내에서 조성비를 선택하여 U-SAP과 염화폐기물 반응비 2일 때 고형화 및 안정화 특성 시험을 수행하였다.

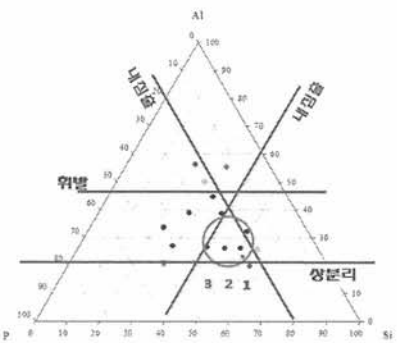


Fig. 1. Ternary phase diagram for U-SAPs

U-SAP과 salt의 탈염화반응 생성물의 XRD 결과를 Fig 2에 나타내었다. 주 결정상은 Li_3PO_4, Li-aluminosilicate, $AlPO_4$로써 기존의 SAP 시스템을 이용한 생성물의 구조를 유지하고 있음을 확인하였다. SAP과 salt와의 반응에서 reaction indicator로서 작용하는 $AlPO_4$의 피크가 U-SAP 내 유리조성 성분이 많아질수록 intensity가 확연히 낮아지나, 기존 시험으로 부터 설정한 범위내에 해당하는 U-SAP들의 조성이 탈염화 처리에 충분함을 열중량분석 결과로도 확인할 수 있다.

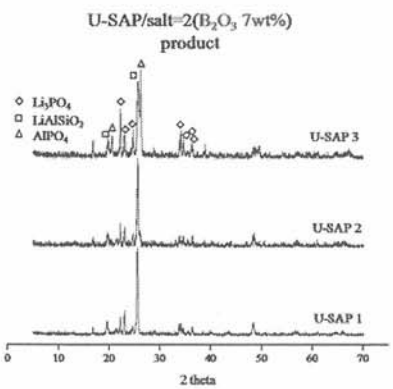


Fig. 2. XRD pattern of products by U-SAP/Salt

U-SAP 내 기본 물질계 SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5의 선정된 성분비 범위에서 B_2O_3 성분 함량에 따른 U-SAP의 고형화 특성을 보기위한 시험 결과를 그림 3에 나타내었다. 고화체의 외형과 단면의 사진에서 확인할 수 있는 바와 같이, B_2O_3가 7wt%일 경우에는 Si-Al-P의 조성비에 따라 형상의 차이가 크게 나타나며, B_2O_3의 함량을 11wt%로 증가시키자 시험된 고화체들 모두가 glassy한 고밀도의 고화체로 형성되었음을 확인할 수 있다. 제조된 소결체의 PCT-A시험을 통한 침출시험결과를 그림 4에 나타내었다. 주요 구조체 조성인 Si, P는 각각 10^{-1} g/m^{2}과 10^0 g/m^{2}로 유사한 결과를 나타내었으며, 주요핵종인 Cs과 Sr의 침출율은 대체로 P 함량이 높은 경우에 비교적 더 낮게 나타났으나 phosphate 자체의 불안정성에 대한 고화체의 내침출특성거동을 고려하여, 적정한 조성을 선정해야 한다.

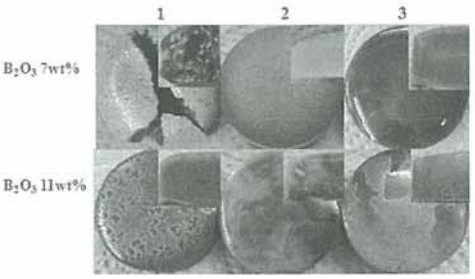


Fig. 3. Photographs of consolidated forms

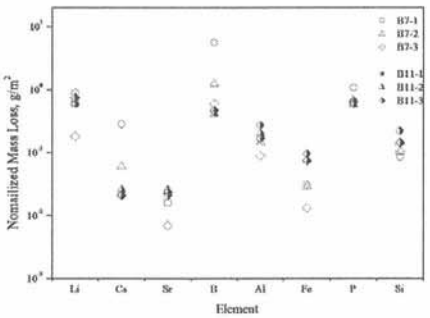


Fig. 4. Result of PCT-A test for consolidated forms

3. 결론

본 연구에 사용된 U-SAP과 염화폐기물의 고화시험 결과, 시험 반응비 2에서 100% 전환율을 얻었으며, XRD 분석결과로부터 기존의 SAP 시스템을 이용한 생성물의 구조를 유지하고 있음을 확인하였다. 보다 균질하고 적합성이 높은 고화체로 제조하기 위한 U-SAP의 성분 조정은 고화체의 외형 및 침출시험 결과로부터 선정할 수 있으며, 또한 phosphate 자체의 불안정성에 대한 고화체의 장기적 내침출특성거동이 고려되어야 한다. 이에 따라 SiO_2함량이 높으면서도 핵종의 내침출특성이 우수한 U-SAP의 조성을 선정하여 추가적인 고화민감도 시험이 진행 중에 있다.

4. 참고문헌

[1] H. -S. Park, I. -T. Kim, Y. -J. Cho, H. -C. Eun and H. -S. Lee, *Environ. Sci. Technol.*, 42, 9357 (2008).

[2] H. -S. Park, I. -H. Cho, H. -C. Eun I. -T. Kim, Y. -J. Cho and H. -S. Lee, *Environ. Sci. Technol.*, 45, 1932 (2011).

정삼투막에 의한 붕산폐액 처리를 위한 붕산분리 특성 연구

최혜민*, 황두성, 이근우, 문제권
한국원자력원구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
chm2005@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수형 원자로는 보통 1차 계통에 주입한 붕산의 양으로 원자로 출력을 조절한다. 붕산은 중성자를 흡수하여 중성자에 의한 연쇄반응을 줄여서 원자로를 제어하는 것이다. 1차 냉각수 계통의 폐액은 냉각수내 붕산농도 조절과 누수에 의해 발생되며 0.3~0.8 wt%의 붕산이 함유되어 있다.[1] 붕산함유 액체폐기물은 증발기를 이용하여 농축처리하고 있는데, 증발기의 운전조건은 폐액내에 있는 붕산의 물리·화학적 특성에 의해 좌우된다. 즉, 붕산 폐액 내 붕산농도가 폐액 발생기 농축한계물질로 작용하여 고체폐기물의 양을 증대 시키는 요인이 된다. 따라서 붕산의 분리를 통해 방사성 폐기물의 양을 줄일 수 있다. 일반적으로 중성 pH 조건에서 역삼투압 분리공정에 의해 40~90%의 붕소를 분리할 수 있다. 정삼투압 분리공정은 이러한 역삼투압 분리공정과 달리 높은 압력을 가하지 않고 삼투압을 이용하므로 에너지 효율을 50%까지 증대시킬 수 있어 담수, 정수, 폐수 처리를 위한 차세대 분리공정으로 기대되고 있다. 정삼투압 분리공정은 상압 운전에 의한 에너지 소모 및 막오염이 낮고, 염 제거 효율 또한 우수한 장점이 있다.

본 연구에서는 정삼투압 분리막을 이용한 방사성 폐액내 붕산의 선택적 분리를 위한 유도용질의 종류, 삼투압 및 용액의 pH에 따른 붕소 분리 특성을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

용액 제조에 사용된 시약으로는 Sodium chloride(NaCl, 99.5%), Magnesium chloride hexahydrate($MgCl_2 \cdot 6H_2O$ 98.0%) Boric acid (H_3BO_3, 99.5%) 이다. 정삼투막은 HTI사의 CTA-NW를 사용하였다. 용액의 pH 측정을 위해서 Orion 3 Star Plus pH meter를 사용하였다.

유도용질별 삼투압을 10~100 atm까지 변화를 또한 붕소 분석을 위한 분석 장치로 유도결합플라즈마방출분광기(Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry, OPTIMA 7300 DV)를 사용하였다.

실험은 CTA-NW 막의 active layer를 주입 용액 방향으로 장착하여 30분간 Flux를 측정하였다. 정삼투 실험조건을 아래 Table 1에 나타내었으며, 정삼투공정 과정을 간략하게 도식화 하여 Fig. 1에 나타내었다.

Table 1. Experimental Condition

Variables	Operation
Membrane	CTA-NW
Feed flow rate (L/min)	1.5
Draw flow rate (L/min)	1
Boron concentration (mg/L)	300
pH range	5.0~8.0
Temperature (℃)	20

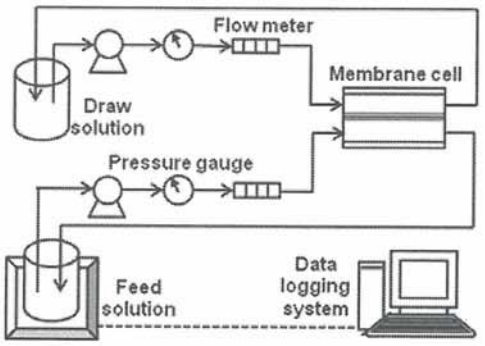


Fig. 1. Schematic diagram of the forward osmosis system

2.2 실험결과

유도용질은 $MgCl_2$과 NaCl을 사용하여 각각의 주어 Water flux를 측정하여 Fig. 2에 나타내었다.

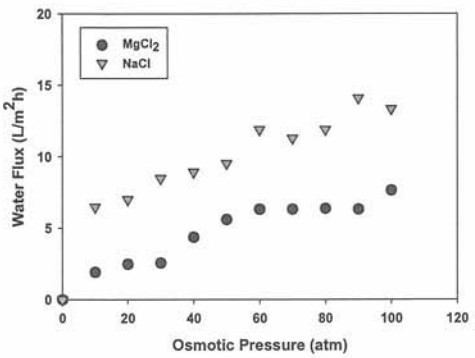


Fig. 2. Effect of osmotic pressure in the draw solution on water flux

위 그림과 같이 $MgCl_2$보다 NaCl을 유도용질로 사용하였을 때의 Water Flux가 2배 이상 더 높게 나타났으며, 삼투압이 증가할수록 Water Flux 또한 증가하는 경향을 나타내었다. 그리고 주입 용액의 pH 변화에 따른 Water Flux 및 붕산투과량을 Fig. 3, Fig. 4에 나타내었다.

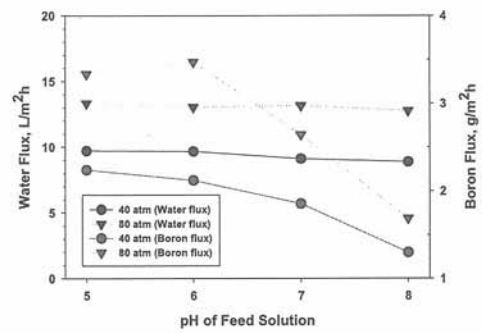


Fig. 3. Effect of feed solution pH on water flux and boron flux

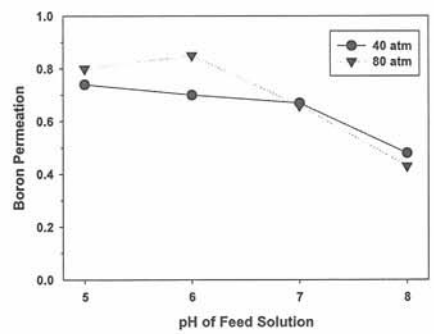


Fig. 4. Effect of feed solution pH on boron permeation

Fig. 3과 Fig. 4는 유도용질로 NaCl을 사용하여 40atm과 80atm에서 용액의 pH 변화에 따른 물 및 붕산투과율과의 상관관계를 나타내었다. pH 변화에 관계없이 Water Flux는 거의 일정하게 나타났고, 붕산투과량의 경우 pH 7이상에서는 Flux가 점차 낮아지는 결과를 보였다. 또한 pH에 따른 붕산투과율은 pH 5~6일 때 약 80%의 높은 투과 효율을 보였으며, 이후 pH 증가에 따라 감소하는 경향을 나타내었다.

3. 결론

유도용질의 종류에 따른 Water Flux 측정 결과 $MgCl_2$보다 NaCl을 사용하였을 때 2배 이상 높은 Flux를 나타내었으며, 유도용질의 삼투압이 증가할수록 Water Flux 또한 증가하였다. 또한 FO막에 의한 붕산폐액의 처리는 용액의 pH가 중요한 변수로 작용하였으며, pH 5~8에서 Water Flux는 pH 변화에 관계없이 거의 일정한 값을 나타내었으나, 붕산의 경우에는 pH 5~6에서 가장 높은 투과 속도를 나타내었으며 pH 7 이상에서 점차 감소하는 경향을 나타내었다. 또한 pH 5~6에서 붕산은 약 80%의 회수율을 나타내었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K.W. Lee, S. H. Cho, H. H. Park, J. H. Kim, Treatment of Radioactive Boric Acid Wastes by Reverse Osmosis Membrane. J. Kor. Soc. Environ. Eng., 16(3), 405 (1994).

ITER 중준위방사성폐기물 처리의 효율적인 공정관리

홍권표[1*], 오완호[1], 안홍주[1], 지영용[1], 홍대석[1], 안상복[1], 주용선[1], 이병식[2], 김길정[2], 나한정[2], 한병섭[3], 최창웅[3], 이현곤[4], 정기정[4], 나병찬[5], Luigi Serio[5]
[1]한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989-111
[2]한전전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
[3](주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328
[4]국가핵융합연구소 ITER 한국사업단, 대전시 유성구 과학로 113
[5]ITER Organization, Route de Vinon-sur-Verdon, 13115, St. Paul-lez-Durance, France
kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)의 토카막 진공용기에서 발생되는 B형 폐기물(장수명, 중준위 방사성폐기물)은 핫셀시설로 옮겨져 처리된다. 핫셀에서는 임시저장, 절단, 샘플링 및 삼중수소 측정, 삼중수소 제거, 특성조사, 예비포장, 오염검사 및 제염 등의 공정을 거쳐 핫셀 내에 일정기간 저장된다.

본 연구에서는 ITER 핫셀에서의 B형 폐기물 처리과정 및 처리장치를 분석하여 처리용량을 평가하였다. 또한 공정장치 고장으로 인한 공정영향을 분석하였고 대피공간을 활용한 공정영향 완화 방안을 제시하였다.

2. 본론

2.1 처리 대상물의 종류 및 양

토카막 진공용기 유지보수과정에서 발생되는 B형 폐기물의 양 및 발생시기는 표 1과 같다.[1]

Table 1. Type B radwaste generation schedule

Component		Weight of Type B Radwaste at each shutdown [t]									
		1st (2025)	2nd (2027)	3rd (2029)	4th (2032)	5th (2034)	6th (2036)	7th (2038)	In case of extended operation 8th (2040)	9th (2042)	Sum
Diverter	Ref.	-			439.8			439.8			879.7
	Alt.				439.8						439.8
Blanket first wall		-	4.6[b]	408.3	4.6[b]	4.6[b]	4.6[b]	4.6[b]	4.6[b]	4.6[b]	440.5
Diag. SM		-			1.9			1.9			3.8
ECH&CD		-		17.3		1.3		1.3	17.3[c]		37.2
ICH&CD		-		14.2	14.2			14.2			42.6
Diagnostics		-	2.0[d]	22.7	2.0[d]	2.0[d]	2.0[d]	22.7[c]	2.0[d]	2.0[d]	57.4
TBM		-	5.0	5.0	5.0	5.0					20.0
Cryopumps		-		27.2		0.1[b]		0.1[b]	27.2[c]		54.6
IVVS/GDC		-		1.8							1.8
RH equipment				1		-					1
HC equipment				1							1
TOTAL[a] (%[a])	Ref.	0	12.8 (0.8)	548.4 (32.4)	514.3 (30.4)	14.3 (0.8)	7.3 (0.4)	533.1 (31.5)	56.2 (3.3)	7.3 (0.4)	1693.5
	Present	0	12.8 (1.1)	548.4 (45.3)	514.3 (42.5)	14.3 (1.2)	7.3 (0.6)	49.3 (4.1)	56.2 (4.6)	7.3 (0.6)	1209.7

표 1에서 보면 3차 셧다운 때 548.4 톤으로 가장 많이 발생하며, 4차 때는 514.3 톤, 7차 셧다운 때 533.1 톤 등이다. 각각의 셧다운 사이의 시간 간격이 약 2년이므로 이 기간 내에 해당 폐기물의 처리가 완료되어야 한다.

2.2 각 처리장치의 처리능력

핫셀에 반입된 B형 폐기물은 절단되어 2.7 m^3 입방형 바스켓(최대 7.5톤의 B형 폐기물을 수용)에 담기며 후속공정을 거치게 된다.

각 장치가 고장없이 운전될 때 처리속도는 표 2와 같이 분석되었다.[2]

Table 2. Treatment speed of each equipment

Process	Treatment speed	Remark
Cutting	1.8 baskets/week	production
Tritium removal	1.3 baskets/week	treatment
Characterization	5.0 baskets/week	treatment
Pre-packaging	5.0 baskets/week	treatment
Decontamination	5.0 baskets/week	treatment
Inspection	5.0 baskets/week	treatment

위의 분석결과 삼중수소 제거공정이 매주 1.3개의 바스켓을 처리할 수 있는 것으로 나타나 가장 느린 공정이 되며, 따라서 전체 공정의 속도도 1.3 baskets/week 이 된다.

그러나 실제의 경우에는 장치고장 및 수리기간이 필요하게 되므로 이를 고려하여야 한다.

2.3 장치고장에 의한 처리공정 영향

전체 처리공정이 직렬공정이므로 각 처리장치의 고장은 처리공정에 직접 영향을 준다. 고장발생률과 평균수리기간을 분석하여 집계한 결과 표 3과 같은 결과를 얻었다.[2]

Table 3. Process impact due to the equipment failure

Equipment	Impact on process
RH equipment	5.0 weeks/y
Cutting	5.1 weeks/y
Tritium removal	9.4 weeks/y
Characterization	0.7 weeks/y
Pre-packaging	1.0 weeks/y
Total	21.2 weeks/y

위 표에서 원격조작장치(RH equipment)는 크레인, 원격조종기, 트롤리 등으로서 처리장치는 아니지만 고장시에는 공정에 영향을 주므로 포함한다.

위 결과는 연중 약 40%의 공정중단을 의미하기 때문에 이를 완화하는 방안을 모색할 필요가 있다.

2.4 대피공간을 이용한 공정지연 완화

비록 모든 공정이 직렬방식이라 하더라도 어느 정도의 대피공간이 있으면 공정지연을 크게 완화시킬 수 있다. 예를 들어 절단공정은 삼중수소 제거공정보다 빠른데, 절단공정을 거친 바스켓을 임시 저장해 놓게 되면 절단장치가 고장날 경우, 저장된 바스켓을 이용해 후속공정인 삼중수소 제거공정을 계속 가동할 수 있다. 또한, 삼중수소 제거공정 이후의 장치들이 고장날 경우에도 대피공간을 이용하면 삼중수소 제거공정을 계속할 수 있다. 물론 가장 느린 삼중수소 제거장치와 원격조작장치 등은 고장시 전체공정의 지연이 불가피하다.

필요한 적정 대피공간의 크기는 삼중수소 제거공정 전 바스켓 8개, 그리고 삼중수소 제거공정 후 바스켓 8개의 용량이면 충분한 것으로 분석되었다.[2] 그림 1은 바스켓 16개의 용량(2단 적재)을 갖는 대피공간을 보여준다.

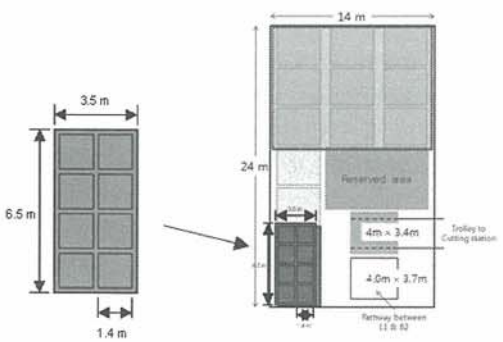


Fig. 1. The shelter space and its location in Buffer storage

2.5 대피공간을 이용한 공정영향 완화 결과

대피공간을 활용하면 표 3의 공정영향 중 많은 부분을 회복할 수 있다. 회복가능한 공정영향을 제외하면, 표 4와 같이 순 공정지연 기간은 11.1 week/y 가 된다.

Table 4. Unrecoverable process impact

Equipment	Impact on process
RH equipment - Crane#1(40 t) - Crane#2(20 t) - PM#1(50 kg) - Trolley#1(40 t)	 0.4 weeks/y 0.8 weeks/y 1.2 weeks/y 0.3 weeks/y
Tritium removal - Furnaces(two) - Furnace trolley(two) - Gas treatment system	 4.0 weeks/y 0.4 weeks/y 4.0 weeks/y
Total (cannot be recovered)	11.1 weeks/y

결과적으로 대피공간을 활용하면 매년 약 10주간의 공정지연을 방지할 수 있으며, 표 4의 11.1 weeks/y(연중 약 21% 에 해당)의 공정지연은 불가피한 것으로 분석되었다.

3. 결론

ITER B형 폐기물의 전체 처리공정과 각 장치의 처리능력을 분석하여 장치고장에 의한 공정지연 기간을 분석하였다. 이를 완화하는 방안으로 약 23 m^2 의 대피공간을 도입하였다. 대피공간이 활용될 경우, 순 공정지연은 연간 11.1 주로 분석되었다. 대피공간 사용의 문제점으로 교차오염 등이 거론되었으나 이는 추후 더 논의할 부분이 많다.

4. 감사의 글

이 연구는 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Impact assessment of divertor no-RH maintenance strategy …, ITER_D_4BZ5XB v1.1, Apr. 2011.

[2] Final Report of Type B radwaste Process Engineering, ITER_D_C8WHBU_v1_1, 2012.

파이로공정 배기체처리를 위한 Kr/Xe 회수 및 분리공정 선정

백영희*, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
byh@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로 전처리공정에서는 Cs 등 준휘발성 핵종과 Kr, Xe 등 휘발성 핵종이 발생된다. 본 논문에서는 이들 핵종 중 불활성가스인 Kr과 Xe에 대해 각 원소의 특성과 현재까지 개발된 회수 및 분리 공정에 대하여 각 장점 단점을 분석 기술하였다. 또한, 파이로 전처리공정에서 발생하는 Kr/Xe 회수 및 분리 공정으로 적합한 공정을 선택하였고 향후 연구방향에 대하여도 기술하였다.

2. 본론

2.1 Kr 및 Xe 특성

Kr-85는 반감기가 10.6년이며, 주로 베타선을 방출한다. Kr은 불활성가스로 Kr 가스형태로 방출되며, 융점은 -157℃, 비점은 -153℃이다. Xe은 반감기가 짧은 핵종이다. Xe-133은 5.3일이며, 반감기가 긴 Xe-131m도 12일이다. 방출을 목적으로 할 경우 적정시간 저장했다가 방출한다. Kr과 마찬가지로 불활성가스로 Xe 가스형태로 방출된다. 사용후핵연료로 부터 방출되는 양은 Kr의 약 10배 정도 된다.

2.2 Kr/Xe 회수·분리 기술

Kr/Xe 회수 및 분리방법으로는 Table 1과 같이 극저온 증류법, 용매흡수법, 흡착법, 멤브레인법 등이 있다. 극저온 증류 방식은 촉망되지만, 오존의 축적에 따른 잠재적 위험성과 높은 운영비용이 소요된다[1]. Fluorocarbon 용매를 이용한 흡수법은 Kr/Xe 분리가 어렵고 부식문제, fluorocabon 2차 폐기물 발생이 문제다. 멤브레인 기술은 운영비가 높고, 처리 용량이 제한된다. 따라서, 본 논문에서는 흡착방법에 대하여 좀 더 구체적으로 살펴보았다.

2.3 흡착공정

전통적으로 흡착은 Vander Waals 힘, 분극화로 인한 attractive charge로 일어난다.

활성탄 흡착공정은 전통적으로 많이 이용된 공정으로, 활성탄은 탄화 활성화 과정을 통해 분자크기의 미세한 세공을 발단시킨 무정형 탄소로 g당 ~1000m^{2}로 내부표면적이 크다. 탄소성분만으로 된 다공체로 비극성 분자를 선택적으로 흡수한다. 그러므로 일원자 분자인 Kr은 무극성을 띄게 되므로 무극성인 활성탄과의 흡착이 잘 이루어진다.

활성탄 흡착기술은 상대적으로 낮은 운영비용과 작업의 편의성으로 바람직하지만[2], 활성탄과 질소 산화물 및 O_2 간의 발열 반응과 관련된 안전 문제의 단점이 있어 사용이 제한적이다[3]. 또한, Munakata 등[4]에 따르면, 활성탄 재생단계에서 온도를 올리는 동안 질소 산화물의 반응으로 인해 활성탄 흡착층에 폭발 사고가 발생한다고 보고했다. 또한, ICPP에서는 Kr, Xe 분리효율이 낮아 활성탄 흡착공정을 극저온 증류공정으로 교체하였다.

이러한 문제 때문에 최근에는 무기흡착제를 이용한 연구가 활발하다. Ianovski 등[1]은 무기흡착제(즉 zeolites와 silico-titanates)가 활성탄과 비교하여 Kr에 대한 큰 흡착 능력을 가지고 있음을 보여줬다. 무기흡착제의 alumino-silicate구조는 내구성과 습도에 대한 화학적 내성, 기공크기조절에 의한 분자체 특성 그리고 비가연성 및 방사성 내성을 보여준다. 물론, 이러한 비폭발성 무기흡착제(zeolites와 mordenites)를 사용하는 경우 화재나 폭발 같은 사고를 피할 수 있다.

2.4 무기계 흡착공정의 성능 개선

무기계 흡착제를 사용하면 위에서 언급한 것과 같이 질소와의 반응성을 억제할 수 있으나, 활성탄과 같은 흡착성능을 가지기는 어려울 수 있다. 무기계 흡착제의 흡착성능을 증가시키기 위한 방법으로는 산처리와 금속이온 특히 Ag이온교환 방법이 있다.

산처리시 이물질이 제거되면서 흡착이 증진되고, mordenite 경우 채널의 부피가 증가(비표면적 증가)하여 흡착성능이 개선된다[4]. 산처리하여 제조된 H-mordenite 공정이 미국 FCR&D의 Kr 흡

착 기준공정으로 되어있다.

Ag를 이온교환하면 Ag와 Xe의 상호작용시 Xe의 5p 궤도로부터 Ag의 5s 궤도로 전하 이동하는 σ-donation 때문에 서로 강한 상호작용을 보여 흡착량이 증가한다[5]. 현재, 이 방법이 미국 FCR&D의 Xe 흡착 기준공정으로 되어있다.

향후, 산처리와 Ag이온교환 방법을 활용하여 매질을 개발하고 Kr/Xe을 분리 회수하는 연구를 진행하고자 한다.

3. 결론

Kr/Xe 회수 및 분리 공정을 검토한 결과 흡착공정이 운전 편의성, 안전성, 경제성 측면에서 우수한 것으로 판단되었다. 흡착공정 중 활성탄은 화제나 폭발 안정성, Kr/Xe 분리성에 있어 무기계 흡착제에 비해 떨어진다. 향후, 무기계흡착제를 개발함에 있어 산처리, 금속이온 교환과 같은 방법을 도입하여 Kr/Xe 회수 및 분리 연구를 수행하고자 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] D. Ianovski, K. Munakata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 39[11], 1213-1218 (2002).

[2] S. Kitani, S. Uno, J. Takada, H. Takada, T. Segawa, Recovery of Krypton by Adsorption Process, JAERI, 1167 (1968).

[3] M. Benedict, T. H. Pigford, H. W. Levi, Nuclear Chemical Engineering, New York, (1981).

[4] K. Munakata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 37[1], 84-89 (2000).

[5] H. G. Nguyen, G. Konya, E. M. Eyring, D. B. Hunter, T. N. Truong, Journal of Physical Chemistry C, 113, 12818-12825 (2009).

Table 1. Kr/Xe recovery and separation processes

Process	Advantages	Disadvantages
Cryogenic Distillation	-Reasonable cost -Separation Kr/Xe -Basic technology known and tested -Potentially very reliable	-Formation of ozone with risk of explosion -Requires pretreatment of gases
Absorption by solvents	-Low cooling cost and low solvent cost -Little risk of explosion -No major gas pretreatment	-Difficulties in Kr/Xe separation -Corrosion risks -Fluorocarbons as secondary wastes
Adsorption on activated charcoal	-Simple operation -Good reliability -Low bed volume in the case of low temperature adsorption -Lower adsorbent cost than inorganic adsorbent	-Fire and explosion risk -No Kr/Xe separation -High cooling cost in the case of low temperature adsorption
Adsorption on inorganic adsorbents	-Simple operation -Good reliability -Low bed volume in the case of low temperature adsorption -No fire and explosion risk -Good Kr/Xe seperation	-High cooling cost in the case of low temperature adsorption -High inorganic adsorbent cost
Selective Permeation (membranes)	-Room temperature operation	-High capital costs -High pressures -Unknown membrane sensitivity

유리매질이 무 첨가된 세슘폐필터의 세라믹 고화 기초 특성평가

유제욱*, 신진명, 양재환, 박장진, 백영희, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yjw8051@kaeri.re.kr

1. 서론

Pyrochemical 전해환원 공정에 원료입자를 제공하는 전처리공정에서는 사용후핵연료를 약 1,200 ℃ 이상의 고온에서 가열하여 세슘 및 요오드 제거율 99%를 목표로 원료물질을 제조하고 있다. 고온 열처리 전처리공정에서는 세슘, 테크네튬, 요오드, 삼중수소, 크립톤, 제논 등 다양한 핵분열 가스들이 발생되고 있다[1]. 고준위폐기물 발생량 최소화 및 최적화기술을 목표로 이들 다양한 핵분열 가스를 단반감기, 장반감기 및 열 발생 핵종별로 다양한 포집매질을 이용하여 선택적으로 포집하는 기술이 활발히 진행되고 있다. 반면 선택적으로 핵종을 포집한 후 필연적으로 발생하는 폐필터 고화기술개발 연구는 최근 진행되고 있는 실정이다.

Pyrochemical 전처리공정 중 발생되는 방사성 기체상 세슘은 선택적 배기체 처리공정에서 석탄회 필터를 이용한 고온흡착법으로 포집한다. 배기체 처리장치에서 기체상 세슘을 포집 후 발생되는 세슘폐필터의 고화체는 밀도가 높고, 열적 안정성이 우수하며, 내침출성이 우수하여야 한다.

본 연구는 이러한 점을 만족하기 위해 기체상 세슘이 포집된 세슘 폐필터 자체를 분쇄 후 혼합하고 소결시켜 세슘 폐필터 세라믹 잉곳을 제조하는 방법을 개발하고자 세슘폐필터 잉곳의 기초 고화특성을 분석하였다.

2. 본론

기체상 세슘 포집시 필터의 세슘농도는 필터 충진 바스켓의 축방향 기준으로 세슘이 유입되는 인입부분의 세슘 폐필터는 고농도(0.8 g-Cs/g-filter)이고, 인입 부분에서의 거리가 멀어질수록 저농도(0.001 g-Cs/g-filter)인 농도 프로파일의 특징을 가진다. 그러므로 세슘 폐필터의 고농도 영역에서 포화된 세슘이 실리케이트 유리질을 생성할 경우, 저농도 영역의 알루미노 실리케이트 성분을 다시 이용하여 안정한 $CsAlSi_2O_6$ (pollucite) 상으로 전환될 수 있도록 하여야 한다. 즉, 안정한 세슘화합물인 pollucite 상이 형성되도록 세슘폐필터 제조공정을 조절하여 고화체의 열적 안정성을 높이고, 첨가제 없이 단순한 열처리 방법만으로 고화체를 제조하여 최종 폐기물의 양이 감소되게 하는 것이 목적이다.

실험방법은 세슘폐필터 자체만으로 잉곳제조 특성을 평가하기 위해 먼저 세슘 폐필터의 세슘 함량이 6wt%에서 24wt%인 모의 세슘 폐필터를 합성하였다. 합성방법은 미연탄소분을 제거한 석탄회 분말(삼표 정제 석탄회)에 $CsNO_3$ (Aldrich Co. 99%)시약을 첨가 후 막자사발에서 이들 분말을 혼합한 후 고온 퍼니스에서 900℃에서 6시간 반응시켰다. 반응 후 무게변화를 분석한 결과 세슘 폐필터내 세슘함량이 6wt%에서 24wt%인 모의 세슘 폐필터가 합성되는 것을 확인하였다. 이들 각 세슘함량별 모의 세슘 폐필터를 분쇄기를 이용하여 #100 mesh로 seiving후 분말을 50 g씩 알루미나 도가니에 넣고 대기 분위기하에서 10 ℃/분의 승온속도로 1,000℃부터 1,500℃까지 3시간 동안 소결하여 세슘이 함유된 석탄회 세슘 폐필터 세라믹 잉곳을 제조하였다.

고화체의 밀도측정은 수침법을 이용하여 ASTM 규격에 의거하여 측정하였다. 고화체의 상분석은 X-선 회절분석 (X-ray powder diffraction, XRD, Rikaku, Cu Kαradiation) 통하여 측정하였다. 또한 고화체 제조 전·후의 질량변화로부터 세슘 휘발량을 분석하였고 고화체의 기초적인 내구성 평가를 위하여, PCT-A 정적침출시험법 (ASTM Standard C1285-02)을 수행하였다. 또한 침출 실험은 상기 세슘 폐필터 세라믹 잉곳을 분쇄하고 100 메쉬 이하에 존재하는 분말을 회수하여 수행하였다. 상기 회수된 분말을 증류수에 넣은 후 90℃에서 7일 동안 반응시키고 침출액에 존재하는 세슘의 함유량을 분석하여 각각의 잉곳으로부터 침출 속도를 구하였다.

세슘함량이 6~24wt%인 세슘폐필터를 1,300~1,500℃ 열처리하여 잉곳이 양호하게 형성된 시료의 밀도를 측정한 결과 밀도는 2.2 ~ 2.7 g/cm^3

로서 일반적인 붕규산유리 고화체의 밀도인 2.5 g/cm^3 와 비슷한 범위로서 잉곳이 양호하게 형성되었음을 알 수 있었다.

세슘함량이 6~24wt%인 세슘폐필터를 대기 분위기하에서 각각 1,000℃부터 1,500℃까지 3시간 동안 열처리하여 얻어진 잉곳의 밀도를 분석한 결과 잉곳 제조온도는 세슘함량이 감소할수록 낮아지는 경향을 보였는데 이는 세슘함량이 감소할수록 잉곳 내 pollucite(melting point : 〉 1,900℃) 상이 적어 잉곳 제조온도를 낮출 수 있는 것으로 판단된다.

Fig. 1은 열처리 온도에 따른 세슘함량 12wt%인 세슘폐필터 잉곳의 XRD 분석결과를 나타낸 것으로, 열처리 온도 1,000℃부터 1,300℃까지는 잉곳이 pollucite 상, 1,500℃에서는 무정형의 유리상을 보여주고 있다. XRD 분석결과로부터 세슘폐필터의 단순 열처리 후 1,000~1,300℃영역에서는 세슘폐필터가 안정한 pollucite 상의 세라믹고화체로 형성되었음을 확인할 수 있었다. 반면, 1,500℃이상의 열처리시 안정한 pollucite 상이 사라짐으로 고화체 형성에 좋지 않음을 알 수 있었다. Fig. 2는 세슘함량 및 열처리 온도 변화에 따른 세슘폐필터 잉곳의 PCT-A 침출실험결과를 normalized mass loss [단위 : g/m^2]로 나타낸 것이다. Cs, Si, Al, Na의 mass loss 값은 EA glass의 침출률인 6.8 g/m^{2}이하로 낮은 침출값을 나타내었다. 세슘함량 6~24wt%에서 세슘의 mass loss 값은 10^{-2}~10^{-1} g/m^{2}로서 하루 당 침출률로 환산시 10^{-3}~10^{-2} g/m^2·day로서 내침출성이 우수하였다.

3. 결론

본 연구에서는 Pyrochemical 전처리공정의 배기체 처리장치에서 발생하는 세슘폐필터를 단순하게 고화하는 방법을 제안하였으며, 기초적인 고화특성을 분석하여 세슘폐필터에 다른 첨가제 투입 없이 폐필터 자체만으로도 고화가 가능함을 확인하였다. 본 처리방법은 세슘폐필터 고화처리시 발생되는 폐기물의 부피를 최소화할 수 있는 고화방법이 될 것으로 판단된다.

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. Leel, J. W. Lee2 and K. C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris(2009).

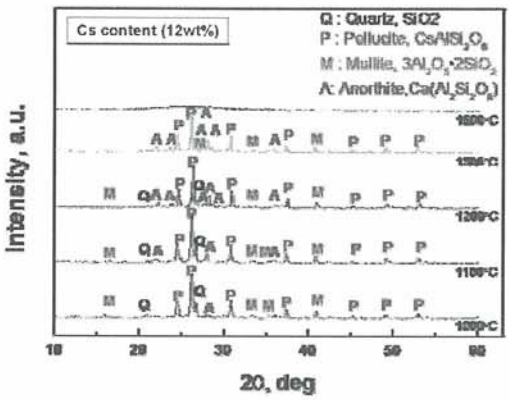


Fig. 1. XRD patterns of waste forms with different cesium loading and temperatures

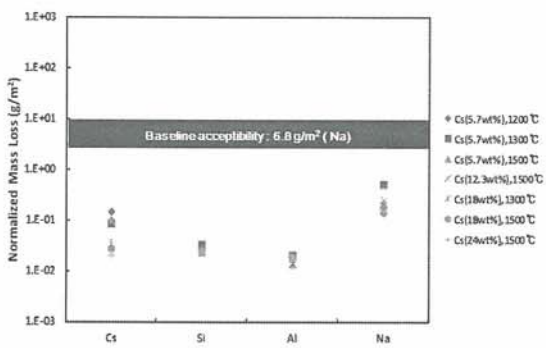


Fig. 2. Normalized mass loss (g/m2) of waste forms with different cesium loading and temperatures

Copper ferrocyanide가 고정된 실리카의 비방사성 이온 존재 시 세슘제거 영향평가

박연진[1*], 김초롱[2], 양다솜[1], 최상준[1]
[1]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yjpark82@knu.ac.kr

1. 서론

Transition metal hexacyanoferrates는 세슘에 대한 높은 선택성이 있는 물질로 알려져 있다. 이는 현장에 적용하기 힘든 세밀한 입자 분포를 가져 정밀 여과를 통해서도 완전히 제거하기 어려워 지지물질과 결합된 형태로 현장에 적용할 수 있다. 최근 이러한 단점을 보완하기 위해 transition metal hexacyanoferrates를 메조포러스 실리카 지지체에 고정화하는 연구가 수행되고 있다[1]. 본 연구에서는 현재까지 발표된 grafting으로 transition metal hexacyanoferrates를 고정하는 방법과 다른 co-condensation으로 이를 고정하고 비방사성 이온 존재 시 세슘에 대한 제거효율을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 copper ferrocyanide가 고정된 메조포러스 실리카(CuFC-GlyHMS)의 합성과정은 다음과 같다. 비이온 계면활성제인 dodecylamine(DDA)을 이용하여 tetraethyl orthosilicate(TEOS)와 에폭시 링을 가지는 3-glycidoxypropyltrimethoxysilane(3-GPTMS)를 넣고 혼합하여 유기 메조포러스 실리카를 제조하였다[2]. 합성된 유기실리카에 ethylendiamine (EDA)을 이용하여 에폭시 링을 에틸렌디아민기 ($NHCH_2CH_2NH_2$)로 변환하고 copper chloride ($CuCl_2$)와 sodium ferrocyanide($Na_4Fe(CN)_6$)를 혼합하여 유기실리카 표면에 페로시안화구리를 형성하였다[2]. CuFC-GlyHMS는 silica 몰 대비 50% 함량으로 합성되었다.

CuFC-GlyHMS의 비방사성 이온이 공존할 때 세슘의 제거율을 평가하기 위한 실험을 수행하였다. 적용한 세슘의 농도는 $CsNO_3$(99%, Aldrich Chemical)을 이용하여 0.1 mM로 고정하였으며 0.001 mM, 0.01mM, 0.1 mM, 1 mM, 5mM의 농도의 $NaNO_3$와 $Ca(NO_3)_2$(Duksan chemical Co., Korea) 그리고 5 mM, 50 mM, 500 mM의 NaCl(Duksan chemical Co., Korea)이 동시에 존재할 때 세슘의 분배계수(distribution coefficient, K_d, mL/g)를 평가하였다. 적용된 copper ferrocyanide가 고정된 실리카는 0.1 g이며 회분식 실험을 통해 수행하였다. 실험은 15 mL의 코니칼 튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ¢=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세슘의 농도를 유도결합 플라즈마 발광광도법(ICP-OES, PerkinElmer, Optima 2100 DV)으로 분석하였다.

$$K_d = \frac{(C_0 - C_e)}{C_e} * \frac{V}{m} \qquad (1)$$

여기서 C_0는 흡착제와 접촉 전 물질의 초기 농도 (mg/L), C_e는 흡착제와 접촉 후 물질의 농도 (mg/L), V는 용액의 부피(mL), m은 흡착제의 무게 (g)이다.

2.2 결과

저농도의 비방사성 이온인 나트륨과 칼슘이 존재할 때 세슘의 흡착영향에 대한 실험결과를 Fig. 1과 Fig. 2에 나타내었다. 50% CuFC-GlyHMS는 세슘의 농도인 0.1 mM의 50배인 5 mM의 $NaNO_3$가 동시에 존재하여도 세슘의 분배계수 값에는 큰 영향이 없는 것으로 나타났다. 이를 통해 실리카 표면에 고정된 copper ferrocyanide는 세슘과 비방사성 이온인 나트륨과의 경쟁에서 나트륨이 세슘의 흡착에 영향을 미치지 않는다고 사료된다. 칼슘 이온의 경우에도 50% CuFC-GlyHMS는 세슘의 농도인 0.1 mM의 50배인 5 mM의 $Ca(NO_3)_2$가 동시에 존재하여도 세슘의 분배계수 값에는 큰 영향이 없는 것으로 나타났다. 이를 통해 실리카 표면

에 고정된 copper ferrocyanide는 세슘과 비방사성 이온인 칼슘과의 경쟁에서 칼슘이 세슘의 흡착에 영향을 미치지 않는다고 사료된다.

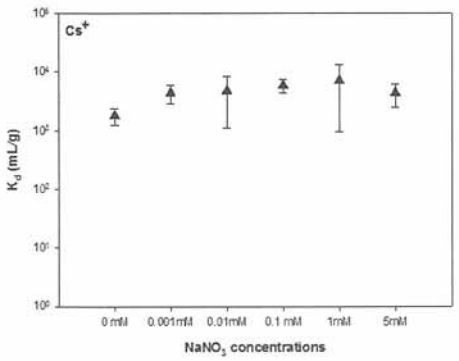


Fig. 1. Distribution coefficients (Kd) of Cs onto 50 wt% CuFC-GlyHMS at different $NaNO_3$ concentrations

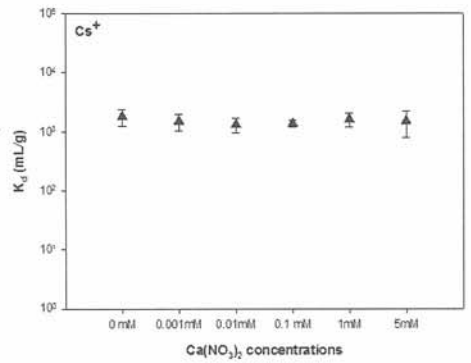


Fig. 2. Distribution coefficients (K_d) of Cs onto 50 wt% CuFC-GlyHMS at different $Ca(NO_3)_2$ concentrations

저농도의 비방사성 물질인 염화나트륨이 존재할 때 세슘의 흡착영향에 대한 실험결과를 Fig. 3에 나타내었다. 50 % CuFC-GlyHMS에 대한 세슘의 분배계수는 나트륨이 존재하지 않을 때 8,465 mL/g으로 나타났으며, 나트륨이 5 mM 존재할 때 세슘의 분배계수는 4,612 mL/g, 나트륨이 50 mM 존재할 때 세슘의 분배계수는 1,221 mL/g, 나트륨이 500 mM 존재할 때 세슘의 분배계수는 380 mL/g으로 나트륨이 존재하지 않을 때와 500 mM의 나트륨이 존재 할 때 세슘의 분배계수를 비교해 볼 때 대략 20배정도 분배계수가 감소한 것으로 나타났다. 즉, 고농도의 염화나트륨이 존재할 경우 copper ferrocyanide에 대한 세슘의 선택성이 감소하였다.

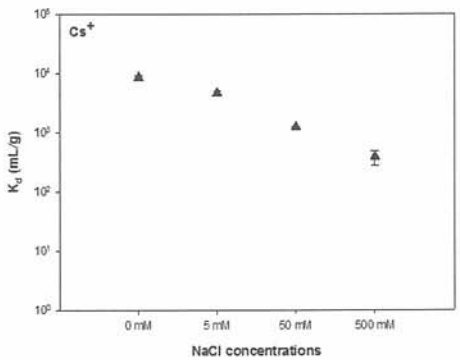


Fig. 3. Distribution coefficients (K_d) of Cs onto 50 wt% CuFC-GlyHMS at different NaCl concentrations

3. 결론

본 연구에서는 메조포러스 실리카에 copper ferrocyanide를 기능화함으로써 세슘에 선택성이 있는 흡착제를 합성하였다. 낮은 농도의 비방사성 이온이 존재할 시에는 세슘의 선택성에 거의 영향이 없으나 고농도의 염화나트륨이 존재하면 세슘의 선택성이 20배 이하로 감소하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초연구사업임.(과제번호: NRF-2012R1A2A2A01011447)

5. 참고문헌

[1] Y. Park, W.S. Shin and S.J. Choi : Removal of Co, Sr and Cs from aqueous solution using self-assembled monolayers n mesoporous supports, Korean J. Chem. Eng., 29(11), pp1556-1566, 2012.

[2] E. DeOliveira, A.G.S. Prado: Ethylenediamine attached to silica as an efficient, reusable nanocatalyst for the addition of nitromethane to cyclopentenone, Journal of Molecular Catalysis A: Chemical 271, pp63-69, 2007.

Hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자의 합성

윤석본*, 윤인호, 정종헌, 김초롱, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sbyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

Hollow 형태의 다공성 나노입자들은 낮은 밀도, 넓은 비표면적 및 높은 투과성 등 이들이 갖고 있는 독특한 특성과 촉매반응, 약물 저장 및 조절된 방출에 있어서 잠재적인 응용성 때문에 다양한 나노기술 분야에서 특별한 관심을 끌고 있다 [1]. 그러나, hollow 형태의 실리카 나노구조체 합성을 위해 잘 알려진 전통적인 합성법은 입자 및 기공 크기와 형태가 조절된 나노입자의 제조에 있어서 제한되고 있다 [2].

최근, "structural difference-based selective etching"이라 불리는 새로운 주형합성법이 제안되었고 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노구조체를 제조하기 위해 적용되었다 [3]. 이 방법은 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노구조체를 합성하기 위해 잘 알려진 다른 합성법과 비교하여 매우 간단하고 효과적으로 입자의 크기 및 형태를 조절할 수 있는 방법으로 제안되고 있다.

본 연구에서는 다양한 크기를 갖는 실리카 나노입자의 표면에 메조다공성 껍질이 형성된 코어-쉘 실리카 나노입자를 합성한 후, 새로운 주형합성법을 이용하여 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자를 합성하였다. 또한, 실리카 나노입자의 크기 및 메조다공성 쉘 두께를 조절하여 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자의 구조적인 특성을 알아보았다.

2. 본론

2.1 실리카 나노입자 및 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자의 합성

메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자를 합성하기 위한 코어로써, 실리카 나노입자는 다음의 합성 절차에 따라 수행되었다. 반응용기에 무수에탄올 (100 ml), 증류수 (14 ml), 그리고 암모니아수 (2.2 ml)를 넣고 30 분 동안 교반한 후, 실리카 전구체 (TEOS: tetraethylorthosilicate, 6 ml)를 교반 하에서 첨가하였다. 6 시간 동안 교반한 후, 균일한 크기를 갖는 구형의 실리카 나노입자를 합성하였다.

메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자는 합성된 실리카 나노입자 용액에 TEOS와 기공형성 물질인 octadecyltrimethoxysilane (C_{18}-TMS)으로 이루어진 혼합용액을 첨가한 후, 60 분 동안 교반하여 합성하였다. 합성된 as-synthesized 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자는 원심분리한 후, 70 ℃ 건조 오븐에 넣고 건조시켰다.

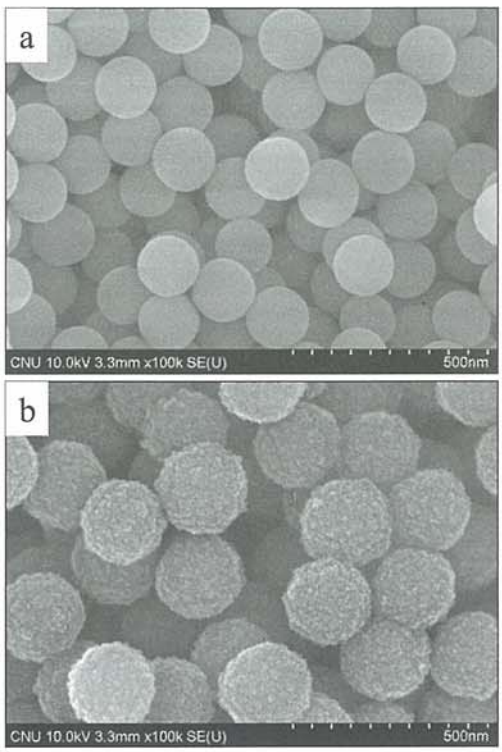


Fig. 1. Representative SEM images of (a) silica and (b) as-synthesized core-shell silica nanoparticles

2.2 Hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자의 합성

Hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자를 합성하기 위해, 건조된 as-synthesized 코어-쉘 실리카 나노입자는 ca. 0.94 M Na_2CO_3 용액에 분산시킨 후, 80 ℃로 설정된 건조 오븐에 넣고 60 분 동안 유지시켰다. As-synthesized 실리카 나노입자는 원심분리하고, 증류수와 에탄올로 씻어준 후, 70 ℃로 설정된 건조 오븐에 넣고 건조시켰다. As-synthesized 실리카 나노입자는 Muffle furnace를 이용하여 550 ℃에서 5 시간 동안 소성처리 하였다.

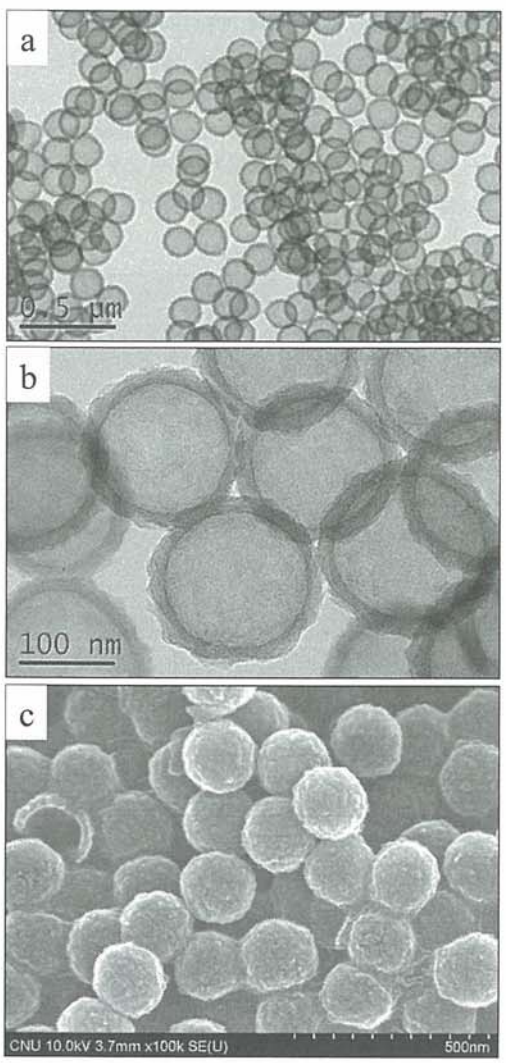


Fig. 2. Representative TEM and SEM images of mesoporous silica hollow capsules

2.3 실리카 나노입자의 전자현미경 (SEM & TEM) 분석

Fig. 1은 합성된 실리카 나노입자와 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자의 주사전자현미경 (SEM) 사진을 보여주고 있다. 그림에서 확인할 수 있듯이, 실리카 나노입자는 ca. 154 nm의 매우 균일한 크기로 합성되었음을 보여주고 있다 (Fig. 1a). 또한, as-synthesized 메조다공성 코어-쉘 실리카 나노입자는 ca. 246 nm의 입자 크기와 ca. 46 nm의 메조다공성 껍질로 균일하게 코팅되어 있음을 보여주고 있다 (Fig. 1b).

Fig. 2는 합성된 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자의 TEM (Fig. 2a-b) 및 SEM (Fig. 2c) 사진을 보여주고 있다. 그림에서 확인할 수 있듯이, 합성된 실리카 나노입자는 hollow 형태의 구조를 갖으며 매우 균일한 크기로 합성되었음을 보여주고 있다. 또한, 메조다공성 껍질은 ca. 22 nm의 두께로 잘 형성되었음을 확인할 수 있다. Hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자는 실리카 나노입자의 크기 및 메조다공성 실리카 껍질의 두께를 조절하여 다양한 크기와 두께로 합성될 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 실리카 나노입자의 크기 및 메조다공성 껍질의 두께를 조절함으로써 다양한 크기로 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자를 쉽게 합성할 수 있었다. 합성된 hollow 형태의 메조다공성 실리카 나노입자는 기존의 다양한 분야에서의 응용뿐만 아니라 원자력 시설에서 발생할 수 있는 방사성 오염물질의 제거를 위한 foam 안정화를 위한 새로운 소재로 활용될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Advanced Materials, Vol. 20, p. 3987-4019, 2008.
[2] Science, Vol. 282, p. 1111-1114, 1998.
[3] ACS Nano, Vol. 4, p. 529-539, 2010.

국내 원전의 중·저준위 고체 방사성 폐기물의 발생추이와 그 감량대책에 관한 연구

박동원*, 박상희, 박근택, 차승영
고려검사(주), 경상남도 김해시 삼계동 1416-3
han50071@naver.com

1. 서론

오늘날 원전 사업자에게 있어 큰 현안으로 대두되고 있는 사안중의 하나를 들라면 방사성 폐기물에 대한 감량화방안 일 것이다. 사용 후 연료 등은 원전의 운전을 위해 어쩔 수 없다 하더라도 통상적으로 발생하는 고체 폐기물에서라도 획기적인 감량 방안을 반드시 찾아야 하는데 방법론에 있어서 그렇게 간단하지가 않다. 특히 고체 폐기물은 계획예방정비기간 중에 집중적으로 발생하여 관리도 그리 쉽지가 않다. 그래도 지금은 원전의 절차서에 따라 방사성 폐기물 발생신고제를 운영하고 있고 현장 작업자의 의식전환을 위한 반복적인 교육 등을 통해 상당히 개선되고 또 실제 감량성과를 이루어내고 있다. 그러나 좀 더 획기적인 방안을 강구한다면 지금보다 더 감량이 가능할 수도 있을 것이다.

본고에서는 2003년부터 2011년 까지 9개년 동안 발생한 중 저준위 방사성고체 폐기물의 발생량 추이를 근거로 우리 원전의 방사성 폐기물 감량을 위한 대안을 제시하고자 한다.

2. 고체 폐기물의 발생량 추이와 분석

먼저 한수원에서 발간된 원자력 발전백서를 근거로 연도별 발생량을 보면 표 1과 같다

Table 1. Radioactive solid waste generation of domestic nuclear power plants.(Unit: Drum)

	농축폐액	폐수지	폐필터	잡고체	슬러지	계
2011	31	359	15	1377	0	1782
2010	143	263	17	1996	0	2419
2009	171	258	12	4466	71	4978
2008	201	196	10	4509	382	5298
2007	140	317	13	5548	0	6018
2006	270	343	19	5146		5778
2005	189	405	24	3676		4294
2004	306	337	32	2843		3518
2003	263	418	60	3456		4197

위 표에서 나타난 사항을 보면 고체 폐기물의 주종은 잡 고체 폐기물이며 2007년을 정점으로 줄어들기 시작하여 2010년부터는 현저히 줄고 있음을 알 수 있다. 이것은 2005년에 방사성 폐기물 부지가 선정되고 2008년 3월에 방사성 폐기물 관리법이 공포됨에 따라 방사성 폐기물 관리공단이 2009년 1월에 설립됨에 의해 방사성 폐기물에 대한 생성, 관리, 규제가 이전에 비해 훨씬 엄격해짐에 의한 것으로 보인다. 실제로 표1을 보면 방폐장이 운영되는 2009년을 기점으로 고체 폐기물 발생량은 절반 이하로 감소되었다. 그러나 이러한 감소 추세가 계속될 것이라 보이지는 않는다.

왜냐하면 방사선 관리구역 내 작업과정에서 발생하는 고체 폐기물의 주종이 면류, 종이류, 고무류 등인데 이것은 작업자가 작업 수행을 하는 과정에서 필연적으로 발생하는 것 이므로 감량을 한다면 발생 후에 물리적 과정을 거쳐 감량 할 수 밖에 없다. 결론적으로는 발생 억제에는 한계가 있다는 의미이다.

해외 원전의 사례를 보면 이러한 발생 억제의 한계를 추론 할 수 있는데 가까운 일본원전의 예를 보면 1992년 로카쇼무라 방폐장이 관리를 시작하던 시점을 기준으로 아래 표를 보면 우리 원전의 방사성 폐기물의 발생 추이를 추론할 수 있다.

Table 2. Radioactive solid waste generation of Tokai nuclear power plants2.(Unit: Drum)

1991년도	1992년도	1993년도	1994년도	1995년도	1996년도	1997년도
1920	2108	1112	1396	748	1136	1308

위 표는 일본원자력발전(주)의 동해 제2발전소를 기준으로 작성되었는데 위 그림에서 나타난 바를 보면 1992년을 기준으로 3년 연속 방사성 고체 폐기물은 다소 발생량이 줄어든 것으로 보인다. 그러나 그 이후로는 줄어드는 양상을 나타내지 않고 있다. 이러한 사례로서 유추해 본다면 우리의 원전도 고체 방사성 폐기물의 저감 추세가 멈

출 것 이라는 가설 설정이 가능해진다. 결국 폐기물 저감의 중요성을 아무리 강조하며 교육을 하고 제도적으로 엄격한 규정을 마련한다 해도 한계점은 있을 것으로 보여 진다.

3. 폐기물 저감화를 위한 새로운 각도로의 접근

고체 폐기물의 주 내용물이 종이류, 면류, 고무류 라면, 이러한 부류의 폐기물은 작업과정에서 필연적으로 발생하는 것 이라고 한다면 우리가 흔히 접하는 철재류 폐기물에 대한 관리는 다소 느슨한 감이 있다. 이 부분은 대체로 공구류나 장비류 이므로 제도적으로 엄격히 적용하기에는 무리가 있어 보인다. 물론 발생 후에는 제염을 통한 자체처분 등의 절차를 통해 저감 활동을 한다 하나 그것은 발생 후의 절차이고 발생을 일부라도 줄일 수 있는 방안이 있어야 한다. 현장에서 폐기물을 확인하다 보면. 철재 공구류는 물론이고 부속자재에 이르기까지 투기 되는 새 제품도 다양하다.

이것에 대한 원인은 간단하다. 외부로의 반출절차 과정에서 제염이란 과정을 거쳐야 하는데 제염에 소요되는 인건비 등의 비용과 투기 했을 때의 손익계산을 비교해 보면 투기하는 편이 훨씬 비용면에서 이득이 많기 때문인 것이다. 그렇다면 이 부분의 감량화 대책은 투기하는 편이 손해라는 손익 계산이 나오면 될 것이다.

그래서 방사성 폐기물에도 반입물품 보증금 제도의 도입이 필요하다. 다만 이럴 경우 이러한 보증금 제도가 작업비용, 혹은 제품의 단가 상승을 우려할 수도 있는데 반입된 잉여자재, 공구류, 장비류, 기타 부속자재를 다시 절차에 따라 반출한다면 그것은 이름 그대로 보증금 이므로 다시 돌려받게 됨에 따라 단가 상승의 직접적 요인은 되지 않을 것으로 본다. 적용 방법론에 있어서는

1. 종가제
2. 종량제

로 구분해서 시행 할 수 있다.

종가제는 반입 물품의 실질가치를 산정하여 부과하는 방법이고 종량제는 반입 물품의 부피나 무게를 기준으로 삼을 수 있다.

부피는 크나 실질가치는 떨어지는 경우에는 종량 보증금을 입치하게 하면 되고 부피는 적다하나 실질가치가 높을 경우 종가 보증금을 적용한다.

또한 종가와 종량 중에 금액으로의 환산시에 더 높은 쪽을 적용하여 운영하면 된다. 모든 반입물품과 지원 지급되는 작업용품에도 이러한 제도를 적용한다면 무분별하게 버려지는 작업용품도 훨씬 줄어들 것이다. 이러한 제도를 활용할 경우 기대되는 전체적인 고체 폐기물의 감량효과는 5% 정도를 상회할 것으로 예상된다.

4. 결론

원전의 사회적 수용성을 논할 때 항상 거론되는 것이 방사선과 방사성 폐기물이다. 사회적 수용성의 문제는 방사성 폐기물의 감량과는 관계없이 발생 그 자체와 위험성에 따른 불안감이 주 이유이므로 거론하지 않는다 할지라도 방사성 폐기물 생성에 따른 막대한 처리비용은 전력 생산단가의 상승요인이 되고 이는 곧 원전의 전력 생산단가와 다른 에너지를 통한 전력 생산단가와의 비교에서 비교우위의 간격을 좁히는 요인이 될 수도 있고 이는 원전 반대의 명분을 제공하는 요인이 될 수 있다. 따라서 반입물품에 대한 보증금 제도는 적극적으로 검토하여 시험운영을 해 볼 필요가 있다.

이것은 폐기물의 저감화 효과는 물론이고 사업자나 작업자의 인식전환의 계기도 될 것이다.

5. 참고문헌

[1] 한수원(주) 원자력발전백서 2004-2012
2004년 p206, 2005년 p192, 2006년 p206,
2007년 p198, 2008년 p220, 2009년 p274
2010년 p294, 2011년 p273, 2012년 p277

[2] 原子力施ƒ設における放射性廢棄物の管理狀況及び放射線業務從事者の線量管理狀況について. 經濟産業省 原子力安全 · 保安院. 平成24 年 8 月(p40-47)

[3] 日本原子力發電株式會社ホームページ

경사형 블레이드 임펠러를 이용한 LiCl-KCl 공융염 내 희토류 염화물 인산화 특성에 관한 연구

김준홍[1*], 은희철[1], 조용준[1], 최정훈[1], 이태교[2], 박환서[1], 박근일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
hong2208@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로프로세싱(Pyroprocessing)은 전해환원, 전해정련, 전해제련 공정으로 구성되어 사용후핵연료로부터 재활용이 가능한 U 및 TRU 금속을 회수할 수 있는 공정이다.[1-6]. 그러나 이 공정에서 방사능 또는 고준위 핵종인 희토류 염화물을 함유한 LiCl-KCl 공융염 폐기물이 상당량 배출된다.[7], 따라서 발생된 공융염 폐기물에서 순수한 염을 회수하여 재활용하는 기술의 개발은 폐기물의 양을 최소화 할 수 있으며 또한 경제적 측면에서도 매우 중요하다. 이러한 희토류 핵종의 분리를 위해서 희토류핵종을 공융염에 불용성인 화합물로 침전/분리하는 기술에 대한 연구가 수행되고 있다. 그러나 산화물 형태로의 높은 전환효율을 얻기 위해서는 과잉의 화학적 첨가제가 주입되어야 하며 이로 인해 LiCl-KCl 공융염내 불순물이 다량 생성되어 폐기물량이 늘어나고 높은 운전온도(750-800℃)와 10시간 이상의 긴 운전시간으로 공융염의 휘발과 같은 문제점을 보유하고 있다. 따라서 LiCl-KCl 공융염내 희토류 핵종 염화물을 불순물 발생 없이 불용성 화합물로 전환시킬 수 있는 방법이 연구되어야 한다.

이상의 문제를 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 산소분산법을 이용하여 희토류염화물을 공융염내 불용성 화합물인 산화물 또는 옥시염화물 형태로 전환한 후 침전/분리함으로써 희토류 핵종을 효과적으로 분리할 수 있고 상당량의 공융염을 재활용할 수 있는 형태로 회수할 수 있는 공정을 개발하였으며, 이 공정의 단점을 개선하기 위해 산소분산법에 인산화 침전법을 적용한 HYBRID 공정을 개발하여 기존의 산소분산법과 비교하여 운전온도와 운전시간을 크게 단축시킬 수 있음을 확인하였다. 특히 이 공정에서 인산화에 의한 희토류 핵종의 침전비율이 크게 차지하고 있다. 이에 따라 희토류 염화물의 인산화에 큰 영향을 미칠 수 있는 교반장치의 중요도는 증가하였으며, 교반장치의 개량을 통해 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전효율을 증진시킬 수 있을 것으로 판단된다.

본 연구에서는 개량된 교반장치를 이용해 공정온도를 낮추고, 운전시간을 단축하기 위한 방법을 마련하고자 인산화물을 사용하여 비교적 낮은 온도에서 공융염내 희토류를 침전시키고, 희토류 염화물의 인산화 침전특성을 평가하였으며, 이 결과를 공융염내 희토류 핵종 침전공정의 효율을 증진시키기 위한 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용된 개량된 교반장치가 설치된 lab-scale 공융염내 희토류 핵종 침전장치의 개략도는 Fig. 1.과 같다. Fig. 1.에서와 같이 희토류 핵종 침전장치는 axial 형태의 pitched four blade 임펠러에 배플(baffle)용 가스분산관으로 구성된 교반장치가 설치된 플랜지, 반응용기, 반응기, 전기히터, 전기모터 등으로 구성되어 있다.

기존장치와 비교하여 개량된 교반장치를 이용한 희토류 핵종 침전/분리효율을 평가하기 위해 2.5kg의 공융염과 5wt%의 $NdCl_3$가 존재하는 모의 공융염폐기물을 450-550℃에서 LiCl-KCl 공융조성비와 같은 비율로 혼합된 인산화제(Li_3PO_4-K_3PO_4) 1당량을 주입하고 200rpm의 속도로 교반장치를 운전하면서 운전시간에 따른 $NdCl_3$의 전환율을 살펴보았다. 시간에 따른 침전효율을 평가하기 위해 10, 20, 30, 60, 120분 마다 시료를 채취하였으며, 시료 채취는 석영관을 이용하였다. 채취한 시료는 0.1M HNO_3 용액 200ml에 일정량(4g 내외)을 용해하여 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류 이온의 농도를 분석하였다.

개량된 교반장치를 이용함으로써 운전온도를 감소시키고 공융염 내 희토류 핵종 인산화 전환율을 크게 증진시킬 수 있음을 확인하였다.

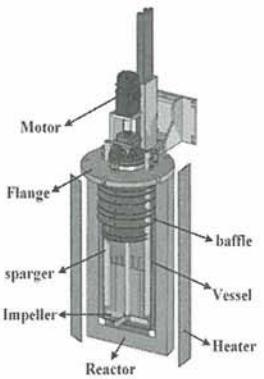


Fig. 1. A schematic diagram of the lab-scale equipment used in this study

3. 결론

본 연구에서는 개량된 교반장치를 통해 공융염내 희토류 염화물의 온도변화에 따른 인산화 침전특성을 살펴보았으며, 비교적 낮은 온도에서 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전효율을 효과적으로 증가시킬 수 있음을 확인하였다. 이는 개량, 제작된 교반장치를 통해 교반되지 않고 침적되는 물질을 최소화하고 균일 혼합을 통한 교반효과를 증진시킴에 따라 얻어진 결과로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] T. R. Griffiths, V. A. Volkovich, S. M. Yakimov, I. May, C. A. Sharrad, J. M. Charnock, J. Alloy and compound, 418, 116-121, 2006.

[2] V. A. Volkovich, T.R. Griffiths, R.C. Thied , J. Nucl. Mater., 323, 49-56, 2003.

[3] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, 329-336, 2005.

[4] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai and Y. Arai, Anal. Sci., 17, 51-57, 2001.

[5] J. P. Ackerman, Ind. Eng. Chem. Res., 30, 141, 1991.

[6] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai., Y. Arai, J. Nucl. Mater., 357, 105-114, 2006.

[7] H. C. Eun, Y. Z. Cho, H. S. Park, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 408, 110-115, 2011.

[8] Y. Katayama, R. Hagiwara and Y. Ito, "Precipitation of rare earth compounds in LiCl-KCl eutectic", J. Elctrochem. Soc., 142, 2174-2178, 1995.

[9] D.M. Smith, M.P. Neu, E. Garcia and V.R. Dole, "Reaction chemistry of plutonium with vanadium pentoxide in molten salts", J. Alloy Compounds, 319, 258-265, 2001.

원자력발전소 1차 계통 슬러지 고화체 시료 전처리

최광순*, 김찬영, 박양순, 안홍주, 박용준, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111
nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소에서 임시로 보관하고 있는 중·저준위 방사성폐기물은 경주에 건설하고 있는 방사성폐기물처분장이 완공되면 처분장으로 운반하여 영구적으로 보관하게 된다. 중·저준위 방사성폐기물을 이동할 때 원자력안전위원회 고시 2012-53에서 규정한 핵종, 즉 ^{3}H, ^{14}C, ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{129}I, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하여야 한다. ^{60}Co와 ^{137}Cs 핵종은 감마분광기로 드럼에서 바로 측정이 가능하나 다른 핵종은 화학적 파괴 방법으로 측정하여야 하므로 비용과 시간이 많이 소요된다. 따라서 임시보관 중인 드럼에서 바로 측정이 가능한 ^{60}Co 및 ^{137}Cs와 바로 측정이 어려운 핵종, 즉 파괴 분석한 다음 측정이 가능한 핵종들 사이에 상관관계 (척도인자)를 도출하면 직접 측정이 어려운 핵종의 방사능 농도를 유추할 수 있으므로 시간과 비용을 절약할 수 있다. 따라서 2004 년부터 2008 년까지 발생한 중·저준위 방사성폐기물 시료 중에서 잡고체, 슬러지, 폐수지, 농축분말 및 폐필터 시료에 대한 척도인자를 도출하였다. 한편 2009 년 이후 발생한 폐기물은 기존에 확립한 척도인자에 적용이 가능한지 확인하기 위하여 2 년 주기로 척도인자 검증을 위한 파괴분석 방법으로 잡고체, 슬러지, 폐수지, 농축분말, 보온재, 폐필터 및 철재 시료의 방사능 농도를 측정하고 있다.

기존의 슬러지 시료 전처리 방법은 검출한계를 낮추기 위하여 시료 양을 많이 사용할 수 있는 침출방법을 적용하였다. 즉 수 그램의 시료에 진한 질산과 진한 염산을 순차적으로 가한 다음 가열판에서 가열하여 ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{129}I, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종들을 침출하여 감마 측정 및 베타핵종 분리를 위한 시료 용액으로 만들었다. 앞에서 설명한 9개 핵종 중에서 니오븀(Nb)은 불산이 존재하여야 용해가 잘 되므로 기존의 방법에 추가로 불산을 첨가하여 불산 사용 유무에 따른 침출 효용 실험을 수행하였다. 또한 고화체의 화학조성을 알기 위하여 고성능 마이크로파 용해장치로 용해한 다음 성분원소를 ICP-AES로 측정하였으며, 침출 용액에 존재하는 핵종의 방사능 농도는 감마분광기로 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험

사용한 슬러지 고화체는 영광 원자력발전소 5,6 호기에서 채취하였으며, 원통형태의 고화체 시료를 그림 1과 같이 분말형태로 만들어 운반하였다. 슬러지가 함유하고 있는 수분함량을 측정하기 위하여 110 ℃에서 4~5 시간 건조하였다. 건조전 시료 약 5 그램을 유리 재질의 비커에 넣고 진한 질산 15 mL을 가한 다음 시계접시로 덮고 가열판 위에서 가열하여 핵종을 침출하였다. 추가로 진한 염산 30 mL을 가한 다음 시계접시로 덮고 가열판 위에서 가열하여 핵종을 침출하였다 [1]. 최종용액의 부피를 20 mL로 맞추기 위하여 침출한 다음 시계접시를 치우고 가열하여 20 mL 이하까지 가열하였다. 침출한 용액을 감압 여과한 다음, 여과용액을 50 mL 용량의 원심분리관으로 옮기고 1 M 질산으로 20 mL 눈금까지 채웠다. 불산 사용 유무에 따른 침출효용을 평가하기 위하여 앞의 방법과 동일하게 침출하는 것에 추가하여 불산 0.25 mL을 가하고 실험하였다.



Fig. 1. Photograph of sampling

2.2 결과 및 논의

먼저 최적의 침출 조건을 찾기 위하여 슬러지 고화체 화학조성을 확인할 목적으로 용해실험을 수행하였다. 건조하지 않은 고화체 시료 약 0.1 그램을 마이크로파 용해장치 용기에 넣고 염산 4 mL, 질산 10 mL 불산 0.25 mL을 가한 다음 250 ℃에서 1시간 동안 고성능마이크로파 용해장치를 작동하여 완전히 용해할 수 있었다. ICP-AES로 정성 분석한 결과 Al, Ca, Fe, Mg, K 및 Si가 검출되었다. 성분원소 함량은 Ca, Si, Al, Fe, Mg 및 K 순서로 존재하였으며, 측정한 전체 성분함량은 45.9%이었다. 원소로 측정한 결과를 실제 존재할 것으로 예상되는 CaO, SiO_2, Al_2O_3, Fe_2O_3, MgO 및 K_2O와 같이 산화물로 계산하여도 71.1%로 약 30%가 부족하므로 C 및 S과 같은 성분이 존재하는지 확인하기 위하여 자기 도가니에 시료를 넣고 1000 ℃에서 강열감량을 측정하였다. 수분과 강열 감량이 각각 12.8%과 15.8%이었으므로 전체 백분율은 99.7%로 신뢰할 수준의 측정 결과를 얻었다.

슬러지 고화체를 불산 사용 유무에 따라 침출하여 감마분광기로 측정한 결과를 표 1에 요약하였다. 이 표에서 알 수 있듯이 ^{60}Co만 검출되었으며 다른 핵종은 검출되지 않았다. 염산과 질산 외에 추가로 불산 0.25 mL을 가하고 침출실험을 수행하였다. 불산을 추가로 가하고 침출할 경우 여과한 다음 부피를 줄이기 위하여 가열판에서 가열할 때 불산을 사용하지 않았을 때와 견주어 침전물 양이 더 많이 생성되었다. 그러나 원심분리로 용액과 침전물을 분리하고 침전물을 혼합산(염산-질산-불산)으로 한 번 더 침출한 다음 감마분광기로 측정하였으나 처음에 침출되었던 ^{60}Co도 검출되지 않았다. 불산 첨가 여부와 상관없이 ^{60}Co 핵종만 검출되었으며, 검출된 ^{60}Co의 방사능농도는 각각 84.5±22.2와 72.8±19.2 Bq/g으로 커다란 차이가 없었다. 그러나 침출할 때 불산이 존재하면 용해가 잘 되는 ^{94}Nb, ^{95}Nb 및 ^{95}Zr와 같은 핵종이 검출되지 않아 불산 효과를 판단할 수 없었다. 따라서 이번 실험에 사용한 시료의 표면 선량률이 4.0 μSv/hr이었으므로 방사능 세기가 더 높은 슬러지 시료에 적용하여 니오븀과 같은 핵종을 침출할 때 불산의 침출 상승효과를 확인할 계획이다.

염산과 질산으로 침출한 다음 용액의 부피를 줄이기 위하여 가열할 때 성분원소 화합물의 용해도 때문에 침전물이 생성되었으므로 생성된 침전물이 어떤 화합물인지 확인하기 위하여 증류수로 세척한 후 원심분리하고 침전물을 건조한 다음 XRD를 측정하였다. 그 결과 피크가 나타나지 않아 침전물이 무정형이었으므로 어떤 화합물인지 알 수 없었다. 또한 증류수로 세척할 때 결정성이 깨졌을 가능성이 있으므로 증류수로 세척하지 않고 건조한 다음 XRD를 다시 측정하였으나 피크가 나타나지 않아 어떤 화합물인지 확인할 수 없었다. XRD로 어떤 화합물인지 확인할 수 없으므로 용해한 다음 ICP-AES로 성분원소를 측정할 예정이다.

Table 1. Gamma results of sludge with and without HF leaching

Nuclide (Bq/g)		1	2
^{60}Co	1	63.9	53.2
	2	81.6	73.7
	3	108.1	91.6
	x	84.5	72.8
	SD	22.2	19.2

1. HCl 30 mL + HNO_3 15 mL + HF 0.25 mL
2. HCl 30 mL + HNO_3 15 mL

3. 결론

슬러지 고화체를 염산과 질산의 혼합산으로 침출할 때 불산 첨가 유무에 따라 ^{60}Co는 차이가 없었으나 ^{94}Nb, ^{95}Nb 및 ^{95}Zr와 같은 핵종은 검출되지 않아 침출 효과를 확인할 수 없었으므로 방사능세기가 더 높은 시료를 사용하여 추후에 확인실험을 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였으며, 시료를 채취하여 제공한 (주) 액트에 감사를 전합니다.

5. 참고문헌

[1] Method of Air Sampling and Analysis, James P. Lodge, Jr. Editor.

원전 S/G 침적물제거용 Surge Tank의 조도변화량 측정을 통한 필터교체 시기 예측

박병목*, 채경선, 신경욱, 장희곤, 강석철, 김영국, 윤상정, 강희주, 박주연
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184
pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기(S/G) 침적물제거(Lancing) 작업은 증기발생기 2차측 튜브시트 상단 및 튜브표면에 침적되어 있는 부식 생성물을 제거함으로써 증기발생기의 효율향상과 건전성을 확보하기 위해 수행되고 있다. 증기발생기 튜브시트 상단 및 튜브표면에 존재할 수 있는 슬러지(Sludge)는 연성(Soft) 및 경성(Hard) 슬러지로 구분할 수 있는데 이들 슬러지를 제거함으로써 증기발생기 열효율 향상에 기여하게 된다[1].

원자력발전소의 침적물제거 작업은 일반 산업현장과 달리 1차측으로부터 나오는 방사선 및 작업자 접근 한계성 등으로 인하여 작업상의 제약을 받게 되는데 이러한 제약을 극복하기 위한 방안으로 로봇을 사용하고 있다. 로봇은 증기발생기 핸드 홀 내부에 설치하고, 설치된 로봇은 원자로건물 밖에 위치한 컨트롤 룸에서 원격 제어에 의해 침적물제거 작업이 이루어진다. 로봇에서 분사되는 물의 압력은 연성 및 경성 슬러지에 따라 각각 설정된 압력으로 분사되며, 분사된 물과 제거된 슬러지는 Sludge Suction Pump를 통해 프로세스 시스템 룸의 Surge Tank에 수집되며, Surge Tank와 Storage Tank 사이에 설치된 Bag 및 Cartridge 필터를 통해 슬러지를 여과 포집하게 되는데 이때 필터 차압이 4 bar에 도달하면 필터를 교체한다. 본 연구에서는 세정액의 조도변화량을 측정함으로써 침적물제거 작업의 필터교체시기 및 필터 발생량을 예측할 수 있도록 함으로써 작업효율 향상과 원활한 장비운영에 기여코자 하였다.

2. 본론

2.1 침적물제거 작업 공정

침적물제거 작업은 원자로건물과 보전구역에서 이루어지며, 원자로건물내 작업으로는 증기발생기 핸드 홀에 핸드 홀 플랜지 및 Manifold 설치 → Guide Roller 설치 → 로봇 이동 Rail 설치 → 로봇을 설치한다. 로봇에서 분사되는 물은 Sludge Suction Pump와 호스를 통해 보전구역에 위치한 프로세스 시스템 룸의 Surge Tank에 수집된다. Surge Tank에 수집된 세정액은 필터 통과후 Storage Tank에 수집된다. Storage Tank에 수집된 물은 다시 로봇에 공급되며, 이러한 작업을 반복 수행하게 된다. 원자로건물과 보전구역에 위치한 침적물제거 작업 공정 흐름도를 Fig. 1.에 나타내었다.

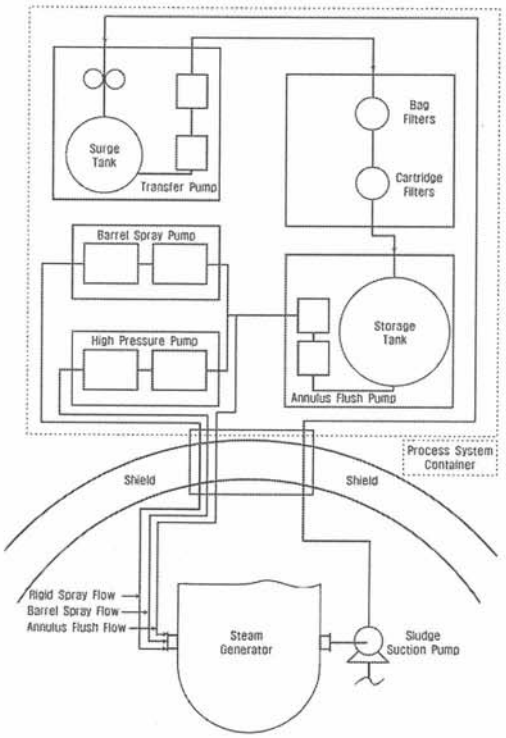


Fig. 1. ancing rocess iagram for Sludge Removal

2.2 필터교체 시기 및 필터 발생량 예측

침적물제거 작업의 필터 교체시기는 Bag 및 Cartridge 필터 모두 차압이 4 bar인 경우 교체를 하도록 되어 있다[2][3]. 필터교체시기 예측은 Surge Tank에서 Storage Tank로 세정액을 이동시킬 때 걸리는 차압을 이동 횟수가 증가할 때마다 얼마씩 증가하는지를 작업자가 상주하여 수시로 체크함으로써 확인 할 수 있으며, 총 필터 발생량도 예측하기 어려웠다. 이러한 비율적인 작업관리와 장비운영 문제를 해결 위해 Surge Tank의 Level Gauge 조

도값 변화를 연구하였다.

침적물제거 작업 필터교체 시기 및 필터 발생량을 예측하기위해 적용하고자하는 기술은 Surge Tank의 Level Gauge 세정액과 빛을 이용하여 조도를 측정함으로써 Surge Tank에서 직접 Sample을 채취하지 않더라도 필터교체시기를 예측하는 것이다. 이러한 방법은 발생 가능한 방사성물질에 의한 오염을 사전에 방지할 수 있는 효과도 있다. 조도측정은 Level Gauge에 일정한 광원을 주고 광원 반대편에 조도측정기를 설치하여 Surge Tank 혼탁에 따른 조도 값을 측정함으로써 필터 교체시기 및 예상되는 필터 수량을 알 수 있는데 주의 할 점은 광원 이외의 빛에 의한 영향을 받지 않도록 설계하고, 빛이 산란되어 나가지 않도록 암실 조건을 만들어 광원에서 방출되는 빛이 조도측정기에 모두 수집되도록 하는 것이 중요하다. 조도 측정 위치는 Fig. 2에 표시된 Level Gauge에서 수행할 수 있는데 측정원리를 Fig. 3.에 나타내었다.

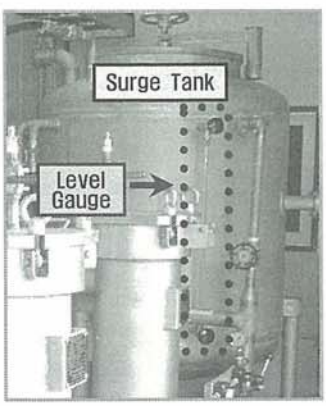


Fig. 2. Surge Tank & Level Gauge

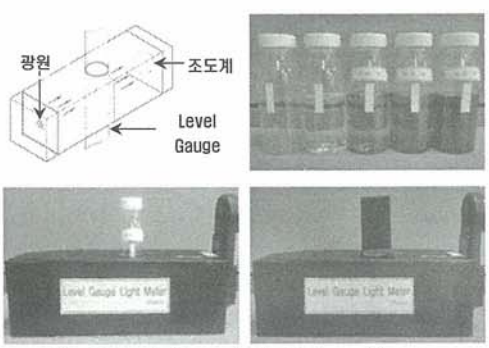


Fig. 3. Level Gauge Light Meter & Sample

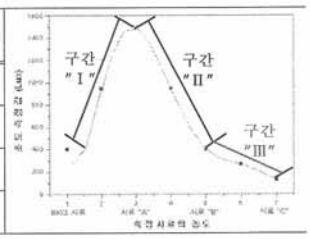
2.3 조도 측정

조도값을 측정한 결과 총 3개 구간으로 나눌 수 있었는데 구간 "Ⅰ"은 BKG 보다 높은 조도값을 갖는 구간으로 슬러지가 증가 할수록 조도값이 증가 하는데 이는 빛의 굴절, 산란의 영향이 빛의 투과도 보다 큰 구간이며, 구간 "Ⅱ" 는 슬러지 양이 증가함에 따라 조도값이 감소하기 시작하는 구간으로 슬러지 양의 증가로 빛의 투과도가 감소한다. 구간 "Ⅲ"은 빛의 투과도가 현저히 감소하는 구간으로 슬러지에 의한 굴절, 산란이 매질을 투과하지 못하는 구간이다. 침적물제거 작업에 대한 슬러지의 함유량은 구간 Ⅲ→Ⅱ→Ⅰ로 진행됨으로 조도 측정값의 변화에 따라 필터 교체시기를 예측할 수 있다.

조도값 2회 이상 측정을 통해 조도값 변화에 따른 필터교체 시기는 보간법으로 예측할 수 있다. 침적물제거 작업 수행에 따른 조도값 대비 필터교체 Data가 누적되면 Data를 그래프화하여 Fitting 계산식을 산출한다면 조도차에 따른 필터교체시기의 정확도는 높아지며, 조도값의 시간적 변화에 따라 발생될 필터의 수량 예측이 가능하다.

Table 1. Illuminance Measurement Data & Graph

Sample	Measurement Illuminance
BKG	401 Lux
"A"	1,490 Lux
"B"	403 Lux
"C"	129 Lux



3. 결론

침적물제거 작업 수행시 필터교체 시기 및 필터 발생량을 예측함으로써 침적물제거 작업을 더 효율적으로 운영할 수 있고, 원전 계획예방정비의 신뢰성을 확보하는데 기여할 수 있으며, 현재 설비를 변경하지 않고 간단한 측정 장치로 침적물제거의 업무효율을 향상시키는데 기여할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2009년 추계학술 발표회 논문요약집, pp.139-140, 2009.
[2] 영광1, 2호기 증기발생기 2차측 침적물제거(Lancing)-세안기술(주) 정비절차서, 2013.
[3] 영광1, 2호기 증기발생기 2차측 이물질검사 및 제거(FOSAR)-세안기술(주) 정비절차서, 2013.

우라늄함유 폐액 처리기술 개발

김계남*, 김승수, 박혜민, 김완석, 박욱량, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

한국의 원자력시설 주변 부지에서 굴착하여 보관 중인 방사성 오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 실제규모 세척-동전기 처리장치를 운영 중에 다량의 우라늄 함유 폐액이 발생하였다.

본 연구에서는 발생된 우라늄 폐액을 처리하기위한 처리공정을 개발하였고, 우라늄폐액을 처리하기 위해 실험실규모의 실험을 통해 침전-여과기술을 개발하였고, 실증규모장치를 제작하여 침전-여과장치에 의해 토양폐액내의 우라늄 제거효율을 검증하였다.

2. 폐액처리실험

세척-동전기 장치 제염 시 발생한 우라늄폐액을 처리하기 위해 실험실규모 폐액처리실험을 수행하였다. 즉, NaOH/CaO/$Ca(OH)_2$ 첨가처리 후 잔류용액 내의 방사능 농도 및 슬러지 부피는 Table 1과 같다. NaOH 첨가 시 pH 11일 때 처리용액의 우라늄농도가 낮았다. CaO 첨가 시에는 pH 11에서 Alum 0.2g 첨가 시 처리효율이 가장 높았다. $Ca(OH)_2$ 첨가 시에는 $Ca(OH)_2$가 용액이므로 발생된 처리용액의 부피가 증가했다.

또한 실험실 규모 실험을 토대로 도출한 우라늄폐액 처리공정도를 도출하였다. 발생폐액량을 감소시키기 위해 2차 세척폐액과 초기 3주간의 동전기폐액은 재사용한다. 한편 폐액처리공정은 우라늄폐액을 침전공정, 농축공정, 압력여과공정을 통해 처리한다.

Fig. 1과 Fig. 2는 실제규모 침전조 및 압력여과기를 보여주며, 이들 실제규모 폐액처리장치를 사용하여 우라늄폐액 처리실험을 수행하여 처리 후 용액내의 잔류방사능농도를 측정하여 폐액 처리효율을 실증하였다.

Table 2는 실제규모 침전조 및 압력여과기와 건조기를 사용하여 1,500L의 우라늄폐액을 처리하였을 때, 첨가한 침전제 종류에 따라 침전-여과 후 발생한 슬러지 부피와 이 슬러지를 건조기에서 건조하여 부피를 감소시킨 건조슬러지 부피를 보여준다. 즉, NaOH 첨가 시 pH 11일 때 처리용액의 처리효율이 가장 높았고

Table 1. Radioactivity/sludge volume of treated by NaOH/CaO/$Ca(OH)_2$ in bin beaker

Kinds	Uranium in treated solution (Bq/g)	Sludge volume (ml)	Dried sludge volume (ml)	NaOH/CaO $Ca(OH)_2$ Weight (g)	Note
NaOH pH9	0.30	32	2.5	3.2	pH9, Alum0.2g Mag0.15g
NaOH pH11	0.015	34	2.7	3.4	pH11, Alum0.2g Mag0.15g
CaO pH11	0.06	21	3.0	3.6	pH11, Alum0.2g Mag0.15g
CaO pH11	0.15	23	3.1	3.6	pH11, Alum0.4g Mag0.15g
CaO pH9	0.085	17	2.9	3.3	pH9, Alum0.2g Mag0.15g
CaO pH5	0.19	1.5	2.2	2.2	pH5, Alum0.2g Mag0.15g
$Ca(OH)_2$ pH11	0.045	21	3.0	8.9 ml	pH11, Alum0.2g Mag0.15g
$Ca(OH)_2$ pH11	0.05	23	3.1	8.9 ml	pH11, Alum0.4g Mag0.15g

건조슬러지의 부피도 가장 작았다. CaO 첨가 시에는 처리효율이 가장 낮았고 건조슬러지의 부피도 약간 증가했다. $Ca(OH)_2$ 첨가 시에는 $Ca(OH)_2$가 용액이므로 발생된 처리용액의 부피가 증가했으며, 처리효율은 낮았고 건조슬러지의 부피도 약간 증가했다.

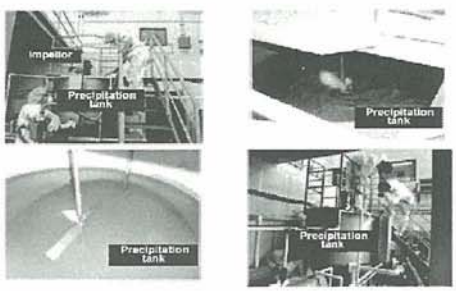


Fig. 1. Real size precipitation tank

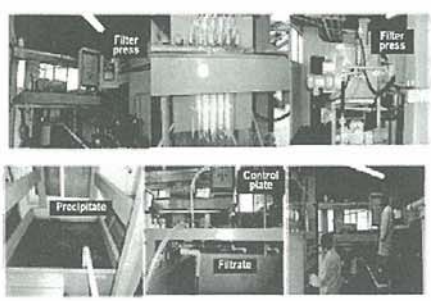


Fig. 2. Real size filter press

Table 2. Sludge volume generated by different precipitator

Kinds	Treated Solution (Bq/g)	Sludge volume (%)	Dried sludge volume (%)	Note
NaOH pH11	0.055	27	10	pH11, Alum3.0kg Mag2.3kg
CaO pH11	0.16	25	12	pH11, Alum3.0kg Mag2.3kg
$Ca(OH)_2$ pH11	0.15	25	12	pH11, Alum3.0kg Mag2.3kg

3. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] Z. Niu, Q. Fan, W. Wang. J. Xu, L. Chen. And W. Wu," Effect of pH, ionic strength and humic acid on the sorption of uranium(VI) to attapulgite" Applied Radiation and Isotopes, 2009, 67, pp.1582-1590.

[2] W. Luo, S. D. Kelly, K.M. Kemner, D. Watson, J. Zhou, P.M. Jardine, and B. Gu. Environ. Sci. Technol. 43 (2009) 7516-7522.

Chabazite zeolite에 의한 고염폐액 계에서 고방사성핵종 흡착특성

이일희*, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 양한범, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

고염/고방사성 폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 비정상상태의 중대사고 시 발생하는 즉, 원자로 및 사용후핵연료의 냉각을 위하여 냉각수로 바닷물을 다량 주입하여, 단시간에 대량 발생한 것으로 이를 신속하게 대용량으로 처리할 수 있는 기술은 현재까지 충분히 개발되지 못한 상태이며, 특히 원자력을 주 에너지원으로 사용하고 있는 우리나라의 경우 비정상 비상상태 대처차원에서 이의 처리기술의 확보가 요구되고 있다. 본 연구는 고염/고방사성 폐액으로부터 chabazite 형의 zeolite (AW500)를 사용하여 고방사성핵종 제거 특성을 고찰한다.

2. 본 론

2.1 실험

2.1.1 고방사성/고염 폐액

고방사성/고염 폐액은 표1과 같이 바닷물에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 그리고 NaI를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 그리고 AW500 zeolite의 물성은 표2와 같다

Table 1. Composition of high radioactive liquid waste with high-salt contents

Element	Concentration (ppm)	Element	Concentration (ppm)
Ca^{++}	420	Cs^{+}	(100)
K^{+}	424	Sr^{++}	(100)
Mg^{++}	1,200	I^{-}	(100)
Na^{+}	10,675		
Br^{-}	73		
Cl^{-}	19,700		
SO_4^{-2}	2,610		

Table 2. Physical properties of AW500 zeolite

Unit cell : $Na_4[(AlO_2)_4(SiO_2)_8]$ $13H_2O$, Si/A=2l	
Average particle diameter, (㎛)	200~300
Specific surface area (m^2/g)	417.78
Average pore diameter, (nm)	2.18
Total pore volume, (cm^3/g)	0.2280

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 고방사성/고염폐액 40mL에 첨가하여 온도, 교반속도 및 시간 등의 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 약 3시간 동안 교반한다. 그런 다음 원심분리기로 고-액 분리하여 여과 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 각 원소의 흡착율/분배계수를 측정하였다.

2.1.3 분석

고방사성/고염 폐액 및 흡착(/침전) 여과상등액 내 함유되어 있는 Ca, Mg, Sr은 ICP-AES로, K, Na, Cs는 AAS로, 기타 Cl^-, SO_4^{-2}, Br^- 등은 IC로 각각 농도를 분석하였다. 그리고 용액의 pH는 pH meter을 이용하여 측정하였다. Zeolite의 입자크기는 체분석법에 의해 각 실험조건에 맞게 선별하였으며, 비표면적 및 세공 크기/부피는 N_2 가스 흡착에 의한 BET법으로 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

그림 1은 V/m 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수이다. 이때 흡착제의 크기는 평균 약 255㎛이고, 용액 내 pH 변화는 6.91~7.70으로 V/m 비 증가에 따라 다소 증가하였다. Cs의 경우 V/m이 증가할수록 급격히 감소하고 있다. 이는 V/m이 증가할수록 (흡착제의 량이 감소) 포화흡착 량에 거의 도달하였기 때문이며, V/m=400~2000 에서 K_d 값이 약 830 정도로 양호하나, ~10^3 이상의 값을 갖기 위해서는 V/m의 비는 약 200 이하에서 수행하는 것이 좋다. 그러나 V/m=200에서는 흡착율이 약 88~90% 정도이므로, 흡착제 1g 당 처리 폐액 부피를 고려하여 그리고 약 95% 정도를 흡착 제거시키기 위해서는 V/m=80 정도가 효과적일 것으로 보인다. 한편 Sr은 V/m 비 증가에 관계없이 K_d가 10 이하로 거의 흡착되지 않고 있으며, AW500 으로 Cs 만을 효과적으로 흡착시켜 분리 제거할 있음을 보여 준다.

그림 2는 용액의 pH 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수로 V/m의 비는 200이었다. Cs의 경우 pH 증가

에 따라 서서히 감소하고 있으나, pH 6 이하에서는 ~10^3 이상의 값을 유지하고 있다. 일반적으로 제올라이트에 대한 내산성은 약 ~10^{-1}M (pH 1) 이상의 질산 용액에서 구조가 파괴되고, ~10^{-2} M (pH 2) 이하에서는 안정성을 유지한다고 보고되고 있다. 반면에 Sr의 경우 pH 3 이상에서는 pH에 관계없이 거의 10 이하의 K_d 값으로 (5 % 이하 흡착) Cs과 Sr과의 선택적 제거가 가능함을 보여주고 있다.

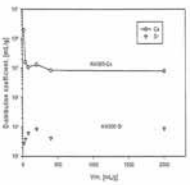


Fig. 1. Effect of V/m

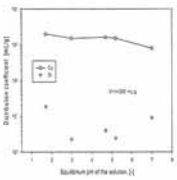


Fig. 2. Effect of pH

그림 3은 흡착시간 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수이다. V/m 비 200에서는 Cs의 흡착율이 90% 미만이어서 흡착제의 량을 다소 늘려 V/m 비 80에서 수행하였다. 이때 용액 내 pH 변화는 7.4~7.8 범위였다. Cs의 경우 흡착시간 1시간 경과 후 Kd 값이 거의 변화 없이 ~10^3 이상으로 비교적 양호하였으며, Sr은 10 이하 (5% 이하 흡착) 이었다. 그러므로 흡착은 약 2시간 정도면 충분할 것으로 보인다.

그림 4는 V/m 비 변화 및 AW500의 입자크기 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수로 4시간 동안 흡착시켰다. Cs의 경우 V/m이 증가할수록 흡착제의 량이 감소하기 때문이며 급격히 감소하고 있으며, pellet 형의 경우 K_d 값이 가장 적었다.(~10^2 정도) 이는 pellet 형으로 성형할 때 20~30%의 binder (clay 등)가 함유되어 있기 때문이다. 그리고 크기가 평균 약 255㎛ 및 37㎛ 이하인 입자형 zeolite에서는 K_d 값의 변화가 거의 없었다. 이는 입자크기가 속도에만 영향을 미치고 있기 때문이다. 반면에 Sr은 K_d가 10 이하로 최대 6~7% 까지 흡착되었다. 이때 용액 내 pH 변화는 pellet 형의 경우 6.85~7.51, 입자형은 6.91~7.11 이었으며, K_d 값 ~10^3 이상을 갖기 위해서는 AW500의 크기는 200~300㎛, V/m=80에서 (약 94% 흡착) 수행하는 것이 효과적이다.

그림 5는 V/m=80에서 교반속도변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수이다. 이때 흡착시간에 따른 용액 내 pH 변화는 100rpm에서 7.35~7.41, 400rpm에서는 7.44~7.81 이었다. Cs의 경우 교반속도가 증가할수록 흡착속도 및 K_d 값이 증가하고 있으며, 100rpm의 경우 AW500 zeolite(평균 255㎛)의 상당량이 교반되지 않고 침지되어 있다. 그리고 400rpm의 경우 zeolite의 입자경막 내 농도구배가 100rpm의 보다 적어 흡착속도가 증가되었고, 100rpm 보다 빨리 평형에 도달하였다. 한편 Sr의 경우는 K_d 값이 거의 5 이하 (<5% 흡착)로 교반속도에 크게 영향을 받지 않는데 이는 AW500이 Cs을 선택적으로 흡착하는 zeolite 인데 기인한다.

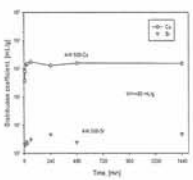


Fig. 3. Effect of contact time

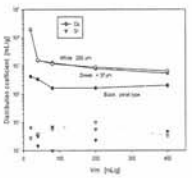


Fig. 4. Effect of particle size

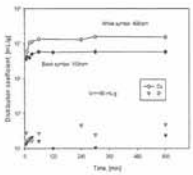


Fig. 5. Effect of agitation speed

3. 결 론

Chabazite 형의 AW500 zeolite에 의한 고방사성/고염 폐액으로부터 고방사성핵종인 Cs을 효과적으로 제거하기 위해서는 V/m 비는 약 80, 용액의 pH는 약 6, 흡착시간은 약 2시간 정도, 입자크기는, 교반속도는 약 400rpm 정도에서 수행하는 것이 효과적이다. 이때 Sr은 AW500이 Cs에 선택적인 zeolite로 인하여 거의 흡착되지 않고 있다.

4. 감사의 글

연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] K. Volchek, M. Yusufmiah, W. Kuang, Z. Demaleki, and F. H. Tezel, J. Hazardous Mat., 194, 331-337 (2011).

[2] T.H. Wang, M.H. Li, W.C. Yeh, Y.Y. Wei and S.P. Teng, J. Hazardous Mat., 160, 638-642 (2008).

[3] F.F. Fondeur, T. Hang, D.D. Walker, W.R. Wilmarth and S.D. Fink, WSRC-2000-00406, (2000).

원자력시설에서 발생하는 금속 폐기물 내 삼중수소 거동 평가 방안

신기백[1*], 장원혁[1], 홍대석[1], 온연길[2], 이석관[2], 한병섭[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]단국대학교, 경기도 용인시 수지구 죽전로 152
[3][주]에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
kbshin@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 해체과정에서 발생하는 금속 폐기물 중 방사능 준위가 높은 폐기물은 타당한 범위 내에서 처리를 통하여 준위를 낮춤으로써 처리 및 처분 효율성을 향상시킬 수 있다. 특히 금속 내에 분포하는 수소 및 그 동위원소(중수소 및 삼중수소)는 압력을 낮춘 상태에서 고온으로 가열함으로써 탈착시킬 수 있음은 이미 알려진 사실이다[1]. 그러나 이러한 수소 및 그 동위원소의 탈착 기술은 대형 금속 폐기물에 대해서 적용 타당성을 확인한 바 없으며, 이 경우의 수소 및 삼중수소 거동에 대해서도 확인된 바 없다.

본 연구는 원자력시설에서 구조재로 사용된 후 해체과정에서 다량으로 발생할 수 있는 금속 폐기물에 적용할 수 있는 삼중수소 거동 평가 방안을 수립하는 것으로써, 금속 내 삼중수소의 거동 평가, 진공 및 고온 조건에서의 탈삼중수소 방법의 평가, 수소 및 삼중수소의 거동 모델링 등을 목표로 한다.

2. 본론

2.1 수소 침투 및 탈착 실험

2.1.1 수소의 용해도, 열확산도, 투과도 측정

원자력 시설의 구조재로 사용되는 금속에서의 삼중수소 거동을 평가하기 위해 수소의 용해도, 열확산도, 투과도 측정을 수행한다.

대상 금속 시편으로의 수소 흡수를 위해 시험 루프를 설치한다. 실험용 가열로의 온도는 최대 1000℃ 이상으로 설정하며 진공 펌프는 실험 전 가열로를 진공상태로 만들어 금속 내 잔존하는 수소의 제거로 실험의 신뢰도를 향상시키기 위해 사용한다. 냉각기는 가열로를 작동시키는 동안 장비들을 식히기 위해, 수소 분석기는 가스 내 수소 함유량을 분석하기 위해 설치한다.

이러한 실험 시스템의 구성은 그림1, 2와 같다. 그림 1, 2에서 ①은 수소 주입 계통, ②는 진공 가열로 ③은 수소 계측 시스템이다.

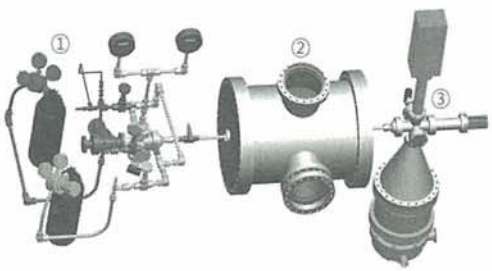


Fig. 1. 3-dimensional schematic diagram of Hydrogen-Deuterium Permeation Measurement System(H-DPMS) at Dankook University[2]



Fig. 2. Photograph of Hydrogen-Deuterium Permeation Measurement System(H-DPMS) at Dankook University[2]

2.1.2 수소 탈착과 삼중수소 제염 계수 평가

최적화된 삼중수소 제염 공정 변수들을 도출하기 위해 시편의 수소 탈착과 삼중수소 제염 계수 평가를 수행한다.

대상 금속 시편으로부터 탈수소(또는 탈삼중수소)를 위한 시험 루프를 설치한다. 실험용 가열로의 최대 운전온도는 1000℃ 이상으로 설정하며 작업 전에 가열로를 진공분위기로 만들기 위해 진공펌

프를 사용한다. 냉각기는 가열로를 작동하는 동안 장비들을 식히기 위해, 수소 분석기는 가스 내 수소 함유량을 분석하기 위해 설치한다.

삼중수소 제염 계수 평가를 위해 삼중수소 제염 변수들에 대한 문헌을 조사를 하고 다양한 기간(3일 ~ 1주)에서 금속의 탈수소 실험을 한다. 온도는 최고 1000℃에서 진행하며 가열로 내의 가스 순환주기를 변화시키며 평가한다. 시편에 남아있는 수소 함유량을 분석하고 삼중수소 제염 계수를 유도하여 최적화된 삼중수소 제염 변수들을 도출해낸다.

최적화된 삼중수소 제염 변수들을 이용하여 실험과 분석에 의해 삼중수소 거동을 입증한다. 시편의 두께는 최소 1mm에서부터 다양하게 한다.

2.1.3 수소와 삼중수소에 대한 트랩 에너지(trap energy) 평가

탈착곡선을 이용한 트랩 에너지 측정을 위해 다양한 변수들에 따른 탈착곡선을 도출해내고 수소와 삼중수소에 대한 트랩 에너지(trap energy)를 평가한다.

2.1.4 삼중수소 분포 평가

구조재로 사용되는 금속별로 미세구조에 따른 삼중수소의 분포를 평가한다. 원자력 시설의 구조재로 사용되는 금속에 대하여 다양한 삼중수소 함유량의 시편을 준비, 금속에 흡착된 수소와 삼중수소간의 미세구조를 비교하여 삼중수소의 분포를 유추해낸다.

2.2 삼중수소 침투 후 금속 폐기물로부터 기체 방출률 시험

2.2.1. 수소 및 삼중수소 방출률 평가

수소로 충전된 금속 시편을 이용하여 기체 방출률에 대한 실험을 수행하기 위해서 글로브 박스 내에 다양한 재질의 금속 시편을 여러가지 기하학적 형태를 반영할 수 있도록 배치한다. 이후 글로브 박스를 가열시키면서 글로브 박스 내 공기를 순환시켜 공기 내 수소(삼중수소) 함유량을 분석하여 시간, 압력, 온도, 기하학적 형태에 따른 수소 및 삼중수소 방출량을 평가한다.

2.2.2 열처리 후 수소 및 삼중수소 방출률 실험

함유한 폐기물의 장기 저장 또는 처분환경에서의 수소 및 삼중수소 방출량 평가를 위하여 수소로 충전된 금속시편을 열처리한 후 저장조건하에서 수소 및 삼중수소 방출률을 실험한다. 수소로 충전시킨 다양한 재질 및 기하학적 형태의 금속 시편을 준비하고 최적화된 삼중수소 제거 시스템 작업 조건에서 처리한 뒤 글로브 박스 내 시편들을 배열시킨다. 글로브 박스의 공기를 순환시키면서 공기 내에 수소 함유량을 분석한다.

2.3 수소 및 삼중수소 거동 모델링

위 실험들의 과정 및 결과를 종합하여 금속 내 수소 및 삼중수소의 분포 거동 및 제거효율을 평가하고, 이러한 결과로부터 저장 시 수소 및 삼중수소 방출량 등을 정확하고 효율적으로 평가할 수 있는 모델을 개발한다. 수소와 중수소의 거동에 있어 일정 상관관계가 있는 것으로 평가되었으므로[2] 이를 이용하여 수소와 중수소 간의 상관관계를 도출하고 삼중수소를 이용한 실험으로 이를 검증한다.

3. 결론

본 연구는 원자력시설의 구조재로 사용되는 다양한 금속에서 수소 및 삼중수소를 제거하고 그 거동을 평가하기 위한 방안 수립을 위해 수행되었다.

본 연구에서 확인 가능한 수소 및 삼중수소의 거동은 향후 중수로 또는 핵융합로에서 구조재로 사용된 후 해체 과정에서 발생되는 금속폐기물의 처리 과정에 적용될 수 있을 것이다. 또한 확인된 수소 및 삼중수소의 거동을 이용하여 향후 삼중수소 제거 및 회수 장치의 설계에 반영할 경우 회수한 삼중수소를 핵융합로의 연료로 사용하여 핵융합로의 경제성을 향상시킬 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] Tritium Handling and Safe Storage, DOE, 2008.

[2] Hydrogen Permeation Through Plane Metals: Apparatus and Experiments, 단국대학교, 2013.

해체 가연성폐기물 처리를 위한 실증시험 결과

윤경수*, 이기원, 민병연, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
ksyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 2010년 12월 원자력안전법 제63조에 의거 원자력안전위원회로부터 폐기시설 등의 건설·운영허가증을 받고, 2011년 7월 사용전 검사 승인을 거친 후 2011년 8월부터 본격적인 가연성폐기물 감용처리를 위한 연구와 실증 시험을 계속 실시하고 있으며, 2012년 시설에 대한 정기검사를 받았다. 본 논문에서는 2013년 3월말까지 가연성폐기물처리시설 운영과 관련하여 가연성폐기물 실증시험 결과, 관련 기술개발, 시설 보수 현황 및 절차서 개정 현황 등을 기술하였다.

2. 본론

2.1 개요

한국원자력연구원에서는 실증용방사성폐기물 소각시설인 가연성폐기물처리시설을 2008년 인수하여 소각효율 증진과 공정개선 및 시설보수, 발생된 소각재를 처리하는 기술개발을 수행하고 있다.

본 시설은 시간당 처리량이 20kg로 대덕구 신일동에 위치한 대전시 생활폐기물 처리 소각로 2기의 하루 처리량 400톤에 비해 양이 적을 뿐 아니라 소각대상 폐기물도 오염도가 낮은 원자력시설 해체 과정에서 발생한 목재, 종이, 피복류를 주로 처리하고 있으며, 시설의 안전성을 향상을 위해 각종 감시장치가 설치되어 있다. 또한 일반 소각시설 운전에서 가장 문제가 되는 다이옥신 발생을 원천적으로 없애기 위해 염소가 포함된 폐기물은 처리를 조절하고 있으며, 문헌상에 나타난 다이옥신 발생온도 이상으로 운전하고 있다.

가연성폐기물은 다양한 형태로 저장되어 있어 이를 안정화처리하지 않고 직접 처분장에 처분할 경우 인수조건에 부합하지 않을 경우가 발생할 뿐 아니라 처분에 따른 비용 또한 적지 않게 소요된다. 또한 원자력관련 시설 해체에 대비하여 실증시설을 운전함으로써 운전 중 발생할 수 있는 여러 가지 Know-How 습득과 시설의 보수 및 감용비를 높이거나 작업 효율을 높일 수 있는 장치개선에도 주력하고 있다.

2.2 가연성폐기물 처리시설 운영

2.2.1 시설의 유지 보수

2011년 8월부터 시설을 정상적으로 운전하였지만 시설자체의 실증운전은 2000년부터 실시되었으므로 시설이 노후화되거나 작동에 이상이 있는 부분이 간헐적으로 발생되어 이를 지속적으로 보수하고, 교체하여 시설의 건전성을 유지하고 있다.



Fig. 1. The exhaust fan repair

또한 전처리필터인 포대여과기에 부하가 걸리지 않도록 수시로 부압을 확인하고 분진제거 작업을 실시하고 있다.

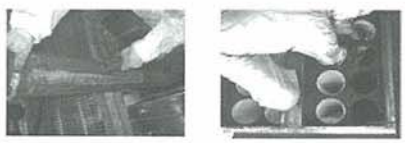


Fig. 2. The dust removing work of bag filter

2.2.2 가연성폐기물 처리시설 운전절차서 개정

2013년도 절차서 개정은 품질경영부 산하 품질보증기획팀과 품질보증운영팀이 폐지됨에 따라 품질보증기획팀장 및 품질보증운영팀장에게 위임하였던 책임 및 권한을 품질경영부장에게 귀속시키고, 품질경영부와 시설운영부서의 이견에 대한 조정 및 해결방안 제시의 책임보유자를 소장급 부서장으로 상향 조정하였다.

2.2.3 가연성폐기물 처리시설 운전결과

2011년 8월부터 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물 감용을 위한 실증시험을 계속하고 있으며, 2013년 3월 현재 약 7톤을 감용 처리하였다. 표 1에 나타난 바와 같이 운전경험이 축적됨에 따라 감증비와 감용비가 증가함을 알 수 있다. 2013년의 경우 감용비가 과제에서 목표했던 1/50을 훨씬 초과하는 1/95을 나타냈다.

Table 1. The result of operation of incinerable waste treatment facility

구분	소각량		소각재		감중비	감용비
	무게 (kg)	부피 (L)	무게 (kg)	부피 (L)		
11년	818	5,193	129	170	6.3	30.5
12년	4,453	19,470	372	597	7.5	32.6
13년	1,737	8,827	43	93	40.6	95.0
합계	7,008	33,490	544	860	12.9	38.9

- 방사성폐기물 인수기준인 입도 0.01mm 1% 이상 및 0.2mm 15% 이상의 입자성 물질을 포함하는 폐기물은 비분산성이 되도록 포장하여야 한다고 되어 있어 소각재는 무조건 비분산성이 되도록 고형화해야 하는 것으로 지금까지 알 수 있었지만 이를 고형화하지 않고 새로운 기술인 성형압축의 방법을 접목하면 소각재를 비분상성 물질로 전환시킬 수 있을 뿐 아니라 감용율 또한 압축성형을 통해 추가로 6~20배 증가하게 되어 많은 장점을 가지고 있음을 알 수 있다.

○ 소각재 성형 및 소결처리 조건 수립

◦성형압력: 2055 kg/cm^2, 소결온도: 900 ℃, 소결시간: 2 hr, 소결분위기: Air

◦충전밀도, 성형 및 소결에 따른 밀도변화 (g/cm^3) 및 감용

No.	소각대상 폐기물	소각재 종류	밀도(g/cm^3)			감용비(1g기준)		
			Tap	green	sintered	Powder	compacting	sintering
①	변환 가연성	바닥재	0.68	5.58	4.41	1	7.35	6.68
②		후연소로	0.76	4.92	4.63	1	6.6	6.29
③		포대여과기	0.29	5.93	3.83	1	20.24	13.23
④	서울목재	바닥재	0.77	5.0	4.24	1	6.5	5.65
⑤		후연소로	1.00	5.45	5.0	1	5.56	5
⑥		포대여과기	0.30	5.67	4.90	1	18.5	16.65
⑦	서울 가연성	바닥재	0.67	6.14	5.04	1	9.31	7.45
⑧		후연소로	0.64	5.83	5.31	1	9.18	8.21
⑨		포대여과기	0.10	성형곤란	부스러짐	1	-	-

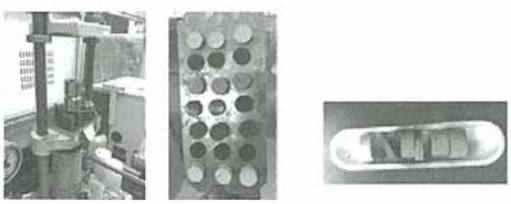


Fig. 3. The incineration ash form system and the front ad rear of pellet

- 발생된 소각재의 가열감량을 다음과 같이 시험한 결과 중·저준위 방사성폐기물 소각기준에서 고시한 소각처리 기준인 가열감량 5% 이하의 값을 만족시킴을 알 수 있었다.

○시험 : 건조된 소각재를 600℃의 온도로 가열하여 감소된 무게의 백분율을 측정함

○ 가열감량(%)=(W2-W3)/(W2-W1) x 100

○ 시료 : sample1(변환시설 가연성폐기물)
sample2(연구로 목재류 가연성폐기물
sample3(연구로 잡고체 폐기물)

	Sample 1 변환_가연성	Sample 2 서울_목재류	Sample 3 서울_가연성
도가니 무게(W1)	213.0 g	230.91	233.80
도가니+시료 무게(W2)	233.0 g	250.89	253.76
강열 후, 도가니+시료 무게(W3)	232.9 g	250.69	253.49
가열감량 값(%)	0.4	0.01	0.01

2.2.4 2012년 4/4분기 주민피폭선량 평가 결과

가연성폐기물 처리시설 운전으로 인한 주민피폭선량을 ICRP-60에 근거한 선량계수(내부피폭 및 외부피폭) 적용하여 ENDOS 코드를 사용하여 평가한 결과 분기중 입자상 물질, H-3, C-14 및 방사성옥소에 의한 등가선량 값은 1.28E-8 mSv로 나타났으며, 이는 원자력안전위원회 고시 제 2012-29호서 정한 연간 기준치 0.15 mSv에 비교하여 무시할 정도로 적은 양임을 알 수 있었다.

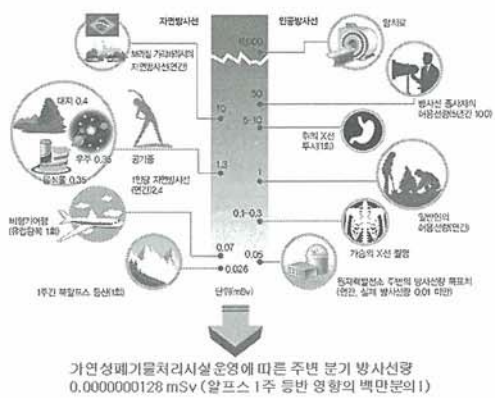


Fig. 4. The comparison of exposed dose of inhabitant

3. 결론

2013년 3월까지 폐기시설인 가연성폐기물처리시설을 이용하여 150드럼의 가연성폐기물을 처리하였으며, 시설의 운전으로 인한 주민 피폭선량은 거의 전무함을 알 수 있었다. 또한 본 시설운전의 가장 큰 목적이라 할 수 있는 소각재는 가열감량 조건을 만족하였고, 이를 시멘트 고화의 방식을 동원하여 고화시키지 않고 압축성형의 방법을 사용하여 비분산성으로 만들 경우 감용비의 효과가 최대 20배까지 나타남을 알 수 있었다.

경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 냉각매체에 따른 핵종분리 및 공정특성

이태교[1*], 조용준[2], 최정훈[2], 은희철[2], 박환서[2], 박근일[2], 황택성[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재사용하기 위한 방법으로 고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 건식공정은 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성된다. 각 공정처리 후 전해매질 내에는 불순물 핵종이 누적되며 전해환원 공정에서는 고방열성인 1족 및 2족 핵종을 포함하고 있는 LiCl 염폐기물과 전해정련 및 제련 공정에서는 희토류 핵종을 포함하고 있는 LiCl-KCl 공융염폐기물이 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 전해환원공정이 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 한국원자력연구원 에서는 경막 결정화(Layer Melt Crystallization) 방법을 이용하여 고방열성인 I/II족 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물의 재생에 대한 연구를 수행하고 있다.
본 연구에서는 경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 결정판 냉각을 위한 매체로 기존에 사용된 Air를 대신하여 PRIDE에 적용 가능한 Ar 냉각매체 순환시스템을 제작하였으며 냉각매체에 따른 결정생성 및 분리효율 특성을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용된 Lab-scale 경막결정화 장치는 세 개의 결정판이 장착되어 있으며 결정판 내부로 냉각공기를 유입함으로서 결정판 외벽에 LiCl 결정을 성장시켜 용융상태의 염폐기물로부터 고체상의 LiCl로 분리하는 장치이다. 결정판 냉각매체로 Air를 대체하기 위하여 제작된 lac-scale 냉각용 Ar 재순환시스템의 결정화 공정 특성을 파악하고 그 특성을 Air를 냉각매체로 이용하였을 경우와 비교하였다. 비교를 위해 수행된 lab-scale LiCl 결정화 실험은 3 kg-LiCl/batch로 LiCl 내 Ba, Sr, Cs 염화물핵종의 농도는 전해환원공정에서 2ton의 사용후핵연료 처리 후 발생하는 LiCl 염폐기물의 계산된 핵종농도($BaCl_2$=2.31%, $SrCl_2$=1.11%, CsCl=0.03%)에서 수행되었다. 두 결정화 실험 모두 생성된 결정이 결정판사이에 서로 붙지 않게 center TC와 salt TC의 온도차를 모니터링하여 결정화공정을 종결하였으며 결정화 공정 동안의 TC변화를 Fig 1에 나타내었다. 두 실험 모두 초기유량은 7.5 L/min, 유량증가율은 Air와 Ar 각 0.029, 0.026 L/min의 조건에서 수행되었으며 Air를 이용한 결정화공정의 경우 결정판 온도가 608 ℃정도를 보이는 결정생성초기까지 냉각시간은 41분 정도가 소요되며 이후 224분 동안 결정성장이 일어나 전체 공정종결까지는 총 265분이 소요되었다. Ar을 이용한 경우 결정생성초기까지 걸린 냉각시간은 93분이었으며 이후 269분 동안 결정성장이 이루어진 후 종결까지 총 362분의 공정시간이 소요되었다. 두 실험 모두 center TC와 salt TC의 온도차를 모니터링하여 결정화공정을 종결하였기 때문에 결정생성량은 비슷하며, 소요된 초기냉각시간과 결정생성소요시간을 비교해 보았을 Air에 비해 Ar의 냉각효율이 다소 떨어짐을 알 수 있다. 이러한 냉각효율의 차이를 보이는 것은 Air와 Ar의 물리적 특성의 차

이로 확인되며 각 물질을 특성값을 이용하여 Nusselt 상관식에서 강제대류에서 열전달계수를 구하는 Dittus-Boelter (empirical correlation) 상관식으로 계산해 본 결과 열전달 특성은 Air가 Ar에 비해 1.4배 큰 것으로 확인되었다. Air와 Ar을 냉각매체로 이용하여 결정화 공정을 수행한 후 염회수율과 핵종분리효율, 결정생성 Flux와 결정성장속도를 비교하여 Table 1에 나타내었다. 염회수율을 Air와 Ar 각각 30.85, 28.43 %로 비슷하였으며, Cs, Sr, Ba의 핵종분리효율은 Air를 이용하였을 경우 각각 97.87, 97.80, 97.80 %이고 Ar을 이용하였을 경우 각각 98.58, 98.20, 98.41 %의 분리효율을 보였다. Ar을 냉각매체로 이용하여 결정화공정을 반복 수행하였으며 그 결과를 기존 Air를 사용했을 경우와 비교하여 Fig 2에 나타내었다. 유량 증가율은 결정화 공정에서 냉각강도를 나타내며 결정생성 Flux와 결정성장속도를 조절할 수 있다. 기존 Air을 이용하였을 경우 0.056 L/min 이상의 유량증가율에서 95%이상의 핵종분리 효율을 보였으며 0.028 - 0.043 L/min의 유량증가율에서는 더 낮은 결정성장속도 조건으로 97%이상의 높은 핵종분리효율을 보였다. Ar을 이용하였을 경우 유량증가율 0.026 L/min의 냉각강도조건에서 98%정도의 핵종분리효율을 얻을 수 있었으며 높은 핵종분리효율을 얻기 위해 적합한 냉각강도조건으로 판단된다.

3. 결론

동일한 유량조건에서 Air에 비해 Ar의 냉각효율이 떨어져 동일한 결정생성량을 얻기 위한 결정화 공정시간은 더 많이 소요되나 이로 인해 낮은 결정생성 Flux와 결정성장속도의 조건으로 인하여 분리효율은 Ar을 사용하였을 경우 조금은 더 높은 핵종분리효율을 보이는 것으로 판단된다.

Table 1. Characteristics of crystallization process with Air or Ar cooling

	핵종분리효율			염회수율 (%)	Flux (g/min·cm²)	결정성장속도 (m/sec)
	Cs	Sr	Ba			
Air	97.87	97.80	97.80	30.85	0.01068	1.18E-06
Ar	98.58	98.20	98.41	28.43	0.00819	9.08E-07

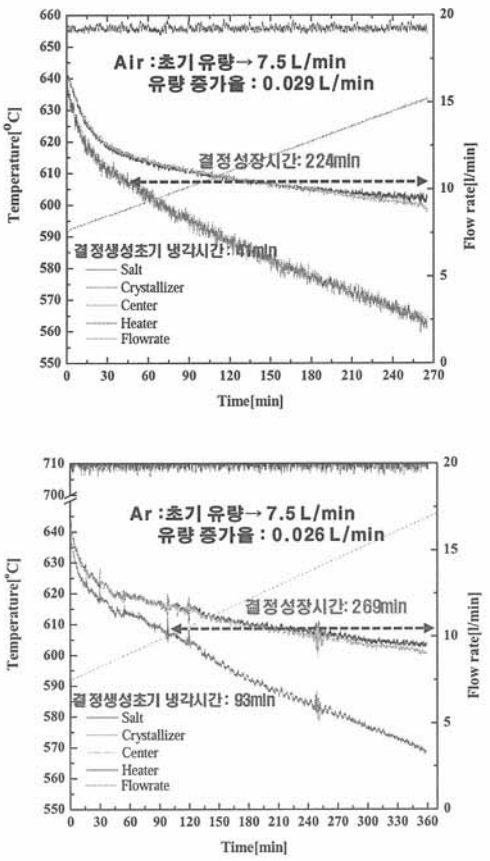


Fig. 1. Temperature condition during crystallization process with Air or Ar cooling

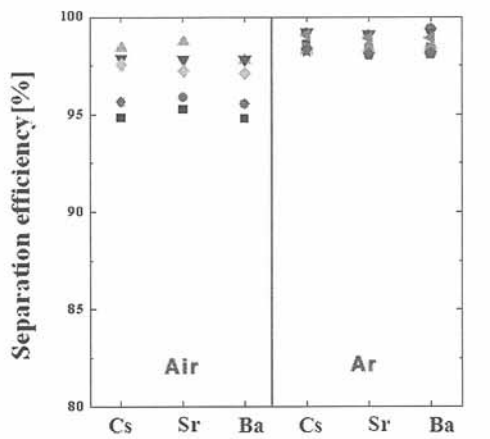


Fig. 2. Separation efficiency of FPs in crystallization process with Air or Ar cooling

세척 기법을 이용한 방사능 소각재의 세슘 제거

박혜민*, 김계남, 김승수, 박욱량, 김완석, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hyempark@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 20011년 3월 일본에서 발생한 쓰나미의 영향으로 원자력 발전소의 붕괴 사고가 일어났으며, 이로 인해 인근 지역은 방사능 오염 폐기물이 다량 발생하였다. 이러한 폐기물 중 상당량은 가연성 폐기물에 해당하며 폐기물의 부피를 저감하고자 발생된 소각시설을 이용하여 처리하는 것으로 알려졌다. 이 소각재는 주로 세슘으로 오염되어 있어 최종적으로는 방사성폐기물처분장에 처분하게 된다. 이때 발생하는 세슘오염 소각재를 토양복원에 사용되는 세척 기법으로 방사능 규제해제 농도 이하로 제염한다면 방사성폐기물처분장이 아닌 자체처분을 할 수 있기 때문에 보다 경제적인 폐기물 처리를 할 수 있을 것으로 판단된다. 따라서 방사성 오염 소각재의 경제적인 처리를 위하여 토양세척기법을 도입하고, 이에 발생하는 폐액처리방법에 대해 연구하였다.

2. 실험방법 및 결과

2.1 소각재 세척 실험

소각재의 세척 방법에 있어서 적절한 세척제를 찾고, 가열 유무에 따른 세척 효율 평가를 실시하였다. 실험에 사용된 소각재는 세슘으로 오염된 것을 사용 하였으며, HCl, HNO_3, H_2SO_4 등을 세척제로 사용하였다. 반응기는 500 ml 비이커를 사용하였고, 소각재 30 g에 물 60 ml를 주입 한 후 pH 0에 도달 할 때 까지 각각의 산을 주입해 주었다. 교반기를 사용하여 300 rpm에서 3시간 교반해주었으며, 가열 세척의 경우 80 ℃에서 실험하였다. 반응 종료 후 원심분리기를 사용하여 1350 rpm, 20 min 조건으로 고액분리를 하였으며, 소각재 내의 잔류 방사능 농도는 MCA (Multi-Channel Analyzer)에서 방사능 농도 분석을 하였다.

소각재의 초기 세슘 오염 농도는 26.4~28.5 Bq/g으로 나타났으며, 각각의 반응을 마친 소각재 내의 잔류 오염 농도를 Table 1에 나타내었다.
H_2SO_4을 세척제로 사용할 경우 소각재내에서 용출된 Ca^{+2}으로 인한 석고가 발생하여 교반이 불가능한 문제가 발생하였다. 따라서 염산과 질산을 이용한 실험 결과를 나타내었다. 실험 결과 세척액에 따른 효율은 미미하며, 가열유무에 따른 효율도 크게 없는 것으로 나타났으며 2회 세척 시 초기 농도 대비 약 93% 이상의 제염 효율을 보였다.

Table 1. Results of washing experiment for ash contaminated with cesium

	Initial Conc. (Bq/g)	1st washing removal efficiency (Conc.(Bq/g))	2nd washing removal efficiency (Conc.(Bq/g))
HCl with heater	27.3	83 % (6.71)	93.6 % (1.61)
HCl without heater	26.4	74.6 % (6.71)	93.9 % (1.66)
HNO_3 with heater	28.7	84.6 % (4.42)	94.8% (1.5)
HNO_3 without heater	28.5	88.5 % (4.42)	94 % (1.49)

2.2 소각재 세척폐액 처리

소각재의 세척과정에서 발생하는 세척폐액에는 토양 내 존재하던 여러 종류의 금속 이온과 함께 방사능 핵종인 세슘이 함유되어있다.
오염 폐액 처리를 위해 sodium tetraphenylborate(Na-TPB), nickel hexacyanoferrate, prussian blue를 폐액 100 ml에 대하여 각각 50 mg 씩 주입하였다. 각 용액의

pH는 Calcium oxide를 이용하여 조절하였다. Magnetic sttirer를 이용하여 300 rpm에서 2시간 동안 반응시킨 폐액을 여과지 (Whatman filter paper. No.4, 25㎛)를 통과시켜 필터링 후 MCA (Multi-Channel Analyzer)에서 방사능 농도 분석을 하였다.

실험 결과 Table 2에 나타난 바와 같이 nickel hexacyanoferrate을 사용한 경우 가장 높은 제염 효율을 보였으며, na-TPB의 경우 pH 11 범위에서 세슘 제거에 효과가 있다고 알려져 있어 CaO를 사용하여 pH를 조절하였다. 따라서 pH 조절을 위하여 CaO가 다량 소요되어 비교적 많은 양의 슬러지가 발생하는 것으로 나타났다.

Table 2. A comparison of the removal efficiency of cesium by precipitant or sorbent

	Added amount (mg)	Initial Conc. (Bq/ml)	Cs Conc. after treatment (Bq/ml)	pH
Na-TPB	500	3.2	1.5	11
	700	3.2	0.02	11
nickel hexacyanoferrate	50	3.8	0.02	7
prussian blue	50	3.2	1.9	7

Nickel hexacyanoferrate을 초기 세슘 농도 3.8 Bq/ml일 때 25 mg 이상 주입한다면 폐액처리 기준을 만족하는 것으로 나타났다. Nickel hexacyanoferrate의 폐액 내 세슘 제거 반응은 다음과 같다. 여기에서 M은 중금속 양이온이나 방사성 양이온을 의미한다.

$$KNiFe^{III}(CN)_6 + 2M^+ + e^- \rightarrow M_2Fe^{II}(CN)_6 + K^+$$

방사성 폐액에 Nickel hexacyanoferrate을 주입하면 폐액내 양이온은 칼륨과 치환되어 제거되는 것으로 판단된다.

3. 결론

방사성 오염 소각재의 경제적인 처리를 위하여 토양세척기법을 도입하고, 이에 발생하는 폐액처리방법에 대한 실험을 수행하였다. 강산을 사용하여 소각재 세척 실험을 수행하였고, 가열 유무에 따른 세척 효율 변화를 살펴본 결과 세척제와 가열 유무에 따른 세척 효율의 차이는 보이지 않는 것으로 나타났으며, 모두 2회 이상 세척 수행 시 초기 오염 농도 대비 약 93% 이상의 높은 세척 효율을 보이는 것으로 나타났다. 또한 세척 과정에서 발생하는 폐액 처리를 위하여 sodium tetraphenylborate(Na-TPB), nickel hexacyanoferrate, prussian blue 등의 흡착·침전제를 주입하여 폐액처리 실험을 수행하였으며, 이 중 nickel hexacyanoferrate를 주입하였을 경우 높은 효율로 폐액 내 세슘을 제거할 수 있는 것을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] G.N. Kim, W.K. Choi, C.H. Jung, J.K. Moon, Development of a washing system for soil contaminated with radionuclides around TRIGA reactors, J. Ind. Eng. Chem., Vol,13 ,p.406, 2007.

[2] G.N. Kim, B.I. Yang, J.K. Moon, K.W. Lee, Devlopment of vertical electrokinetic-flushing remediation, Sep. Sci. Technol., Vol. 44, p. 2354, 2009.

[3] USEPA, In Situ Remediation Technology: Electrokinetics, 1995.

[4] H. Mimura, J. Lehto, Ion exchante of cewium on potassium nickel hexacyanoferraer(II)s, J.Nuclear. Sci. Technol, Vol. 34, p. 484-489, 1997.

[5] J.C. Fanning, The solubilities of the alkali metal salts and the precipitation of Cs^+ from aqueous solution, Coordination Cahemistry reviews, p. 140, 1995.

우라늄 잔류물질 장기 저장 및 처리 방안

최윤동*, 조운형, 김익수, 박승국, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989길 111
ydchoi1@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 2009년 10월부터 연구원 내 산재해 있던 연구 수행 중에 발생된 폐기대상 우라늄 잔류물질에 대하여 저장고에 수집하여 집중 관리하고 있다[1]. 관리하고 있는 우라늄 잔류물질은 천연우라늄 및 감손우라늄 물질로서 장기저장에 적합한 화합물(우라늄합금, U_3O_8, UO_2, UF_4) 및 감손 UF_6 이다. 감손 우라늄 잔류물질은 모두 폐기대상이며, 천연 우라늄 잔류물질 중에 일부는 경제성을 고려하여 폐기대상물질로 분류될 수 있다. UF_6를 제외하고는 장기저장 시 화학적 안정성에 대하여는 특별한 문제가 없으며 다만 주변 환경적 영향이 고려대상이 된다[1]. 우라늄 잔류물질은 궁극적으로 처분하거나 우라늄 자원으로 회수하여 재사용되어야 한다. 본 논문은 현재 저장관리하고 있는 우라늄 잔류물질 현황을 조사하고 잔류물질 별로 폐기처분 또는 재사용 방안을 제시하고자 한다.

2. 우라늄 잔류물질

2.1 저장 현황

연구원 저장고에 관리하고 있는 우라늄 잔류물질에 대하여 표 1에 요약하였다. 저장하고 있는 양은 백 단위 미만을 절삭하여 나타내었다.

Table 1. Inventory for uranium residues

	Chemical form	Amount, kg/kgU
Depleted uranium	Uranium alloy	13,200
	UF_4	12,800
	UO_2	9,500
	U_3O_8	2,300
	UF_6	185,000
Natural uranium	AUC	1,400/600
	Sludge(U_3O_8)	24,600/2,700
	UO_2	4,600/4,000
	U_3O_8	1,200/1,000
	Uranium alloy	100/100

2.2 저장 및 관리 전망

감손 우라늄 잔류물질은 UF_6를 제외하고는 모두 폐기대상 물질이며, 그 양도 37.8톤으로 비교적 적은 량이다. 따라서 장기저장에 따른 관리비용은 처분 시와 비교하여 당장에 큰 비용이 필요하지 않다. 또한 감손 우라늄 잔류물질에 대한 국내 처분 기준이 현재까지 정립되어 있지 않기 때문에 당분간은 저장을 지속하는 수밖에 없다. 감손 UF_6에 대하여는 UF_6 실린더에 대한 수명과 연계한 저장 한계와 변환 당위성을 발표한 바[2,3,4] 있다. 감손 UF_6의 변환은 국내 또는 국외에서 수행할 수 있으며, 시급히 결정되어야 한다. 저장 관리 중에 있는 UF_6에 대한 변환 결정이 내려지기 전까지는 UF_6 실린더에 대한 부식 방지 및 UF_6 누출 방지에 대한 감시를 지속적으로 수행 하여야 한다. 천연 우라늄 잔류물질은 약 8.4 톤-U을 저장하고 있으며, 우라늄 금속(Mo, Si, Ti 합금)을 제외하고는 전량 우라늄 자원으로 활용할 수 있다. 우라늄금속 합금은 금속연료 연구시험으로부터 발생된 우라늄 잔류물질로 우라늄자원으로 회수하기에 경제성 측면에서는 큰 이점이 없다. 또한 우라늄 변환 시설 해체로부터 발생된 우라늄 슬러지(sludge. 주성분 U_3O_8)[5]는 우라늄 회수를 위한 정제과정이 필요하다. 우라늄 금속합금과 우라늄 슬러지를 제외한 AUC(ammonium uranyl carbonate), UO_2, 그리고 U_3O_8은 순수 물질로 천연우라늄 자원으로 사용할 수 있기 때문에 사용처로 이관 시킬 때까지는 저장관리가 유지 되어야한다.

2.3 우라늄 잔류물질 처분

폐기대상 우라늄 잔류물질은 최종적으로 처분되어야 한다. 이미 언급한 감손 우라늄 잔류물질 37.8톤은 처분 대상이며, 국내 처분장이 완성되어 처분장에서 요구하는 접수기준이 정해질 때까지 기다려야 한다. UF_6를 제외하고는 모두 안정한 화학적 상태를 가지고 있기 때문에 감손 우라늄 잔류물질에 대한 처분을 위하여 별다른 화학적 변환이 필요하지 않으며, 다만 물리적 형태에 대한 수용조건에 대한 변화가 예상된다. 미국의 경우 Nevada Test Site, Hanford 처분 부지, 그리고 Envirocare 부

지에 감손 우라늄 잔류물질을 처분한 바[6] 있으며, 국내에도 이와 같은 처분 부지가 조속히 마련되어야 한다.

2.4 우라늄 잔류물질 안정성

표 1에 나타낸 우라늄 잔류물질은 AUC 및 UF_6를 제외한 우라늄 금속(Ti, Mo, Si 합금), UO_2, U_3O_8, 그리고 우라늄 슬러지(주성분 U_3O_8, 10-20 U Wt.%)는 열역학적으로 매우 안정한 화학적 형태이다. 따라서 장기 저장에 특별한 문제는 없다. AUC의 경우 수분이 존재하는 경우 흡습성이 있어 장기 저장을 위해서는 수분을 차단하여 저장하여야 하며, AUC 자체를 처분하는 것은 바람직하지 않다. UF_6는 실온에서 승화성이 높고 반응성이 매우 큰 물질로 대기로 누출 시 대기 중에 존재하는 수분과 반응하여 UO_2F_2와 HF가 생성된다. 따라서 UF_6의 누출은 주변 환경에 심각한 방사성 물질 오염 결과를 초래한다. 우라늄 잔류물질에 대한 화학적 안정성은 장기저장관리를 위한 조건과 밀접한 관계에 있기 때문에 장기저장은 화학적으로 안정한 형태의 물질로 변환시켜서 저장하여야 한다. 특히 UF_6와 같은 반응성이 크고 실온에서 승화성이 큰 물질은 우라늄산화물과 같은 안정한 화합물로 변환시켜서 저장하여야 한다.

2.5 우라늄 잔류물질에 대한 이용성

장기저장 중에 있는 폐기대상 우라늄 잔류물질에 대한 이용은 매우 제한되어 있다. 이는 각종 연구실험으로부터 발생된 다양한 형태의 소량단위의 화합물 집단으로 이루어져 있기 때문이다. 연구실험 후 과제종료에 따른 잉여 우라늄 잔류물질(예로, 감손 우라늄 차폐체, 감손 UO_2, 또는 U_3O_8 분말 등)은 필요성이 발생 시 그대로 사용이 가능하다. 천연 우라늄 잔류물질은 핵연료 원료 물질로 사용할 수 있으며 이를 위하여 필요처에서 요구하는 화학적 형태와 순도를 만족시켜야 한다. 순수한 형태의 우라늄(표 1의 AUC, UO_2 및 U_3O_8) 약 5.6 톤-U은 핵연료 생산 공정 중에 생성된 물질이기 때문에 핵연료로서의 충분한 순도를 가지며 천연 우라늄 원료로 사용될 수 있다. 감손 UF_6에 대한 이용은 농축을 위한 자원, Ducrete[7] 제조를 위한 원료 물질, 또는 군사적 목적을 위한 우라늄 금속 제조 원료로서 쓰인다. 그 외에는 아직까지 다량의 감손 UF_6에 대한 이용성이 없기 때문에 안정한 우라늄 산화물 형태로 변환 후 처분할 것을 권하고 있다[8].

3. 결론

통합 관리 중인 폐기대상 우라늄 잔류물질은 국내 처분 여건이 조성되기 전까지 장기적으로 저장될 전망이다. 저장 중인 천연 우라늄 잔류물질은 핵연료 원료물질로 이용할 수 있으며, 필요 처로 이관시키는 방법이 모색되어야 할 것이다. 저장 관리 중인 감손 UF_6는 그 양이 약 185톤으로 단순하게 장기 저장하기에는 너무 많은 양이며, 이를 관리하는 데에 세심한 주의가 필요하다. 한편 감손 UF_6를 안정한 우라늄 화합물 형태로 독단적으로 변환시키기에는 매우 적은 양이다. 따라서 국내 또는 국외에서 변환 시키는 다양한 방안에 대한 결정이 시급히 이루어져야 한다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 249-250, 2011.

[2] 한국방사성폐기물학회, 2011년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 325-326, 2011.

[3] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 243-244, 2012.

[4] 한국원자력학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, "Assessment of Durability Soundness Domestic 48Y Type UF_6 Cylinder" 2012.

[5] 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 23-24, 2010.

[6] ORNL/TM-2000/355, 2000.

[7] WM'99 Conference, William J. Quapp, February 28 - March 4, 1999.

[8] DOE/EIS-0269, 1999.

LiCl-KCl/Cd 내 $LaCl_3$의 전기화학적 거동

김범규*, 박병기, 정다운, 이애리, 김용일
순천향대학교, 충남 아산시 신창면 읍내리 646
gu@sch.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료의 파이로공정은 전해정련과 전해제련을 통해 대부분의 우라늄과 TRU원소를 회수한다.[1] 이후 발생되는 폐용융염의 성분은 대부분 악티나이드계와 란타나이드계이지만 미량의 우라늄과 TRU도 포함하고 있어 고준위 폐기물로 분류된다. 폐용융염에서 우라늄과 TRU원소로 제외하여 폐기물의 방사능준위를 낮추기 위해서는 악티나이드계 및 란타나이드계 원소의 물리화학적 거동에 대한 연구가 필요하다.[2] 란타나이드계 원소인 란타넘은 폐용융염에 존재하는 주요 핵분열생성물로 여러 기관에서 연구가 진행되고 있다.[3] 이 연구는 액체 카드뮴 전극에 대한 물리화학적 거동 특성을 파악하기 위해 전기화학적 순환전류전압법을 이용한 측정을 실시하였다.

2. 실험

2.1 실험방법

산소와 수분 모두 1ppm 이하로 조절할 수 있는 Glove Box를 이용하여 실험을 수행하였다. 실험 온도는 450℃으로 Glove Box하단에 전기로를 부착하였으며, 최대 750℃까지 온도조정이 가능하다. 전기화학 측정장치는 Solatron사의 1470E Cell Test System을 사용하였고, Glove Box와 장치사이 발생되는 노이즈를 최소화하기 위해 별도 케이블을 제작하였다.

LiCl-KCl과 $LaCl_3$는 Sigma Aldrich, 액체전극의 Cd는 Alfa aesar에서 순도 99%이상이 되는 제품을 구입하여 사용하였다.

Cyclic Voltammetry는 3전극시스템으로 이루어진다. 작업전극(Working Electrode) 및 상대전극(Counter Electrode)은 직경 1mm의 텅스텐 선(Tungsten wire)이며 Alfa aesar사의 순도 99.95% 의제품이며, 기준전극(Reference Electrode)은 직경 1mm의 은 선(Ag wire)으로 Alfa aesar사의 순도 99.99% 제품을 사용하였다.

작업전극과 상대전극간 접촉이 되지 않도록 pyrex의 유도관을 사용하였으며, 기준전극은 한쪽 끝이 막힌 Pyrex tube에 LiCl-KCl에 1wt% Ag를 녹인Ag/AgCl(1wt%)을 넣고 와이어를 꽂아 제작하였다. 실제 반응이 이루어지는 Cell은 Quartz로 된 Cell을 사용하였다. 시약은 용융염 LiCl-KCl 3g과 $LaCl_3$ 0.03g을 정량하여 $LaCl_3$를 1wt%로 하였으며, 액체금속은 12g으로 액체금속전극과 용융염사이의 면적은 약 0.88cm^2이다. Fig.1은 실험 장치의 구성도이다.

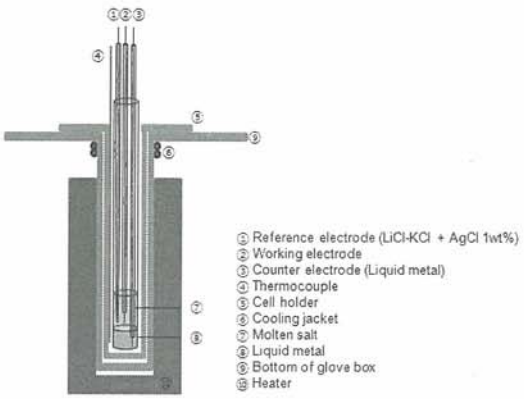


Fig. 1. Schematic of electrochemical experiment

2.2 실험결과

Fig.2 은 450℃에서 LiCl-KCl 안에 $LaCl_3$을 녹인 후, 액체카드뮴전극을 이용하여 주사속도 0.02 ~ 0.2V/s으로 순환전류전압법을 측정한 그래프이다. 주사전위의 범위는 -0.4에서 -2.4V 이며 Cd 전극을 이용한 La^{3+}/La의 산화환원과 Cd-La 합금에 대한 산화전위의 피크가 나타났다.

여러 산화와 환원의 피크전위가 나타났으며 P_{aLa}, P_{cLa}는 란타넘의 산화환원 전위를, P_{aCd},P_{cCd}는 카드뮴의 산화환원 전위를 보여준다. 그 사이 La-Cd의 합금이 있으므로 이에 따른 산화 전위는 P_1 부터 P_5로 표시하였다.

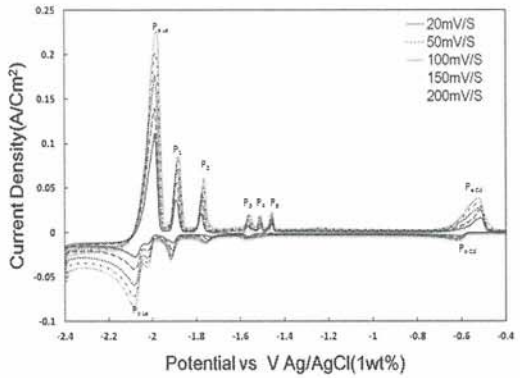


Fig. 2. Cyclic voltammograms for the redox reaction of the lanthanum for a Cd electrode at 450℃ in LiCl-KCl

란타넘 이온의 전기화학적 반응으로 음의 방향으로 전위를 주사했을 때 $La^{3+}+3e^{-}\rightarrow La$ 가 되는 P_{aLa}전위는 약 -2.08V에서 나타났으며, 양의 방향 주사는 $La\rightarrow La^{3+}+3e^{-}$으로 P_{cLa}전위는 약 -1.98V에서 나타나는 것을 확인하였다. 란타넘 이온의 주사속도가 변화해도 확인되는 전압은 거의 일정하였고, 환원전류피크 또한 (주사속도)$^{1/2}$에 비례함을 Fig. 3에서 확인하였다. 이는 주사속도가 증가함에 따라 반응전류가 증가하므로 산화환원 반응이 확산속도에 의존하는 것으로 파악된다.[4]

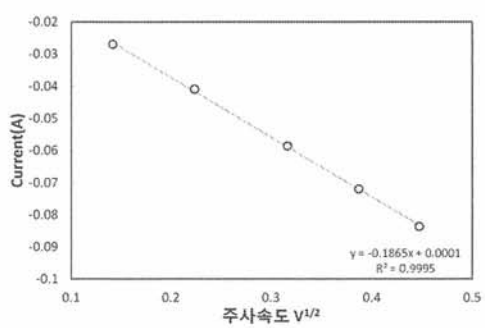


Fig. 3. Dependence of peak current on square root of sweep rate

카드뮴의 산화환원반응은 -0.5V부근에서 확인할 수 있으며, P_1,P_2,P_3,P_4,P_5는 양극의 금속 화합물 분해에 따른 peak를 표시하였다. 텅스텐 전극에 산화되는 주사전위를 걸어주면 흡착되는 카드뮴의 양이 LaCdx의 분해에 따라 축적되는 전기적인 양으로 산화 피크로 분석되며[5], 이에 따라 Cd-La alloy의 Table. 1 에 따른 조성임을 확인할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 전기화학적 순환전류전압 측정을 통해 액체 카드뮴 전극에서 일어나는 란타넘의 산화환원과정을 조사하였다. 또한 란타넘-카드뮴의 조성에 따른 전위를 확인하였다.

타 란타나이드계 원소 또한 수행 할 예정이다.

Table 1. Cd-La alloy

	Reaction formula [6]
P_1	$LaCd = La+Cd$
P_2	$LaCd_2 = LaCd+Cd$
P_3	$LaCd_{58/13} = LaCd_2+32/13Cd$ $La_{13}Cd_{58} = 13LaCd_2 + 32Cd$
P_4	$LaCd_{17/2} = LaCd_{58/13}+105/26Cd$ $La_2Cd_{17} = 2/13La_{13}Cd_{58}+105/13Cd$
P_5	$LaCd_{11} = LaCd_{17/2}+5/2Cd$

4. 감사의 글

이 연구는 원자력기초공동연구소사업을 통한 교육과학기술부의 재정적 지원에 의해 이루어졌습니다.

5. 참고문헌

[1] K. Uozumi, M. Iizuka, T. Kato, T. Inoue, O. Shirai, T. Iwai, Y. Arai, Journal of Nuclear Materials, 325, p. 34. (2004).

[2] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai, Y. Arai, Journal of Nuclear Materials, 357 , p. 105, (2006).

[3] Fanxing Gao, Changshui Wang, Lisheng Liu, Jianhua Guo, Shangwen Chang, Li Chang, Ruixue LI, Yinggen Ouyang, Volume 27, Issue 6, December, Pages 986 - 990(2009).

[4] Bard A J, Faulkner L R, Electrochemical Methods. Fundamentals and Applications. New York: John Wiley and Sons Inc, 1980. 156.

[5] Osamu Shirai, Akihiro Uehara, Toshiyuki Fujii, Hajimu Yamana, Journal of Nuclear Materials 344, 142 - 145(2005).

[6] Introduction: Crystallography and metallurgy: Vol. III/19e2 2.7.1.1. p.2.

희토류 인산화물 함유 LiCl-KCl 공융염 재생을 위한 공학규모 감압휘발/응축회수장치 기초운전성능평가

은희철[1*], 김준홍[1], 조용준[1], 최정훈[1], 이태교[2], 박환서[1], 박근일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로프로세싱(Pyroprocessing)은 고준위 핵종인 희토류 염화물을 함유한 LiCl-KCl 공융염 폐기물을 상당량 배출하며[1], 고준위폐기물 발생량을 최소화하기 위해서는 공융염 폐기물로부터 희토류 핵종들을 반드시 분리하여야 한다.

이러한 문제점을 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 희토류 핵종 침전/분리공정과 잔류공융염 감압휘발/응축회수공정으로 구성된 공융염 재생시스템을 개발하였으며[1], 이 시스템을 통해 희토류 핵종을 고화처리가 용이한 형태로 분리할 수 있고, 발생된 공융염폐기물의 대부분을 재활용이 가능한 형태로 회수할 수 있음을 확인하였다. 특히 희토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 감압휘발/응축회수공정은 감압조건에서 온도구배를 조성하여 희토류 침전물 함유 공융염의 휘발 및 응축을 제어하는 방법으로 lab-scale 닫힌계 감압휘발/응축회수장치를 통해 공융염 소실없이 거의 대부분의 공융염을 회수할 수 있고[2], 장치 내부온도 분포에 따라 공정효율을 증진시킬 수 있음을 확인하였다[3]. 현재 이러한 장점들을 보유한 lab-scale 감압휘발/응축회수장치를 이용하여 공학규모의 감압휘발/응축회수장치를 구축하였으며, lab-scale 장치에서 얻었던 성능을 공학규모 장치에서 구현하기 위한 세부운전조건을 결정하기 위해 lab-scale 장치의 실험적 검증자료를 바탕으로 공학규모 장치의 기초운전에 대한 실험자료가 구축되어야 한다.

따라서, 본 연구에서는 lab-scale 닫힌계 감압휘발/응축회수장치에서 얻어진 실험적 검증자료를 이용하여 공학규모 장치 운전을 위한 운전범위를 선정하였고, 이러한 운전범위에서 공학규모 장치 내부의 온도분포를 관찰하여 lab-scale 장치에서의 결과와 비교함으로써 적정 운전조건을 결정한 후 처리용량 미만의 순수 공융염을 이용하여 공학규모 감압휘발/응축회수장치의 기초성능을 평가하였으며, 이 실험자료를 바탕으로 공학규모 장치의 세부운전조건을 결정하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

희토류 인산화물 함유 LiCl-KCl 공융염 재생을 위한 공학규모 감압휘발/응축회수장치의 개략도는 Fig. 1과 같다. 이 장치는 Lab-scale 감압휘발/응축회수장치의 개념을 기반으로 lab-scale의 장점들을 그대로 보유할 수 있도록 제작하였으며, 제작특성을 다음과 같다. 휘발된 공융염의 불필요한 침적을 최소화하고 공융염의 이동경로를 단축시키기 위해 공융염의 휘발부와 응축부를 일체형의 챔버로 제작되었다. 또한 내부 압력 유지에 의한 진공펌프의 연속가동으로 발생되는 공융염의 소실과 공융염 증기의 불규칙한 응축거동을 방지하고자 공융염의 휘발이 발생되지 않는 일정온도에서부터 닫힌계 운전이 가능하도록 하였고, 온도구배에 의해 한 곳에서만 휘발된 염이 포집될 수 있도록 하였으며, 이러한 특징으로 인해 응축부에서 회수되지 않은 공융염들이 추후 운전과정에서 다시 회수될 수 있어 휘발된 염을 거의 대부분 회수할 수 있도록 하였다.

Lab-scale 감압휘발/응축회수장치의 실험적 검증자료를 살펴본 결과, 99% 이상의 공융염을 재활용이 가능한 형태로 회수하기 위해서는 장치의 기밀이 잘 유지되는 상태에서 운전 중 약 10 Torr 이하로 유지될 수 있는 조건을 조성하는 것이 가장 중요한 것으로 확인되었으며, 이를 위해서는 휘발된 염증기의 이동 및 응축이 효과적으로 진행될 수 있도록 장치내부의 온도구배를 조성하는 것이 필요하였다. 따라서 lab-scale 실험적 검증자료에서 도출된 장치의 내부온도조건을 공학규모 장치에서 구현하기 위한 장치 가열실험을 실시하였으며, scale-up에 따른 가열조건의 변화를 고려하여 전기히터의 운전온도범위를 결정하

여 lab-scale에서 도출된 내부온도조건을 조성하기 위한 blank 조건에서의 가열실험을 실시하였다. 이와 함께 장치의 기밀유지상태를 확인하고자 lab-scale 장치의 운전절차와 동일한 방법으로 닫힌계 운전을 수행하였다. 그 결과, 휘발챔버의 전기히터는 scale-up에 따라 내부온도조건을 고려할 때 lab-scale 장치의 경우보다 약 20 ℃ 높게 운전하는 것이 효과적임을 확인하였고, 응축챔버의 경우 lab-scale과 동일한 조건에서도 유사한 운전환경을 조성할 수 있었으며, 닫힌계 운전에 따른 압력변화는 lab-scale 장치에서 얻었던 결과와 같이 약간의 상승이 진행된 후 일정압력을 유지하였다. 이러한 blank test를 통해 얻어진 운전조건을 바탕으로 순수 공융염(약 3kg)을 이용한 공융염 감압휘발/응축회수에 대한 기초운전성능실험을 실시하였으며, 99% 이상의 공융염이 효과적으로 회수될 수 있음을 확인하였다.

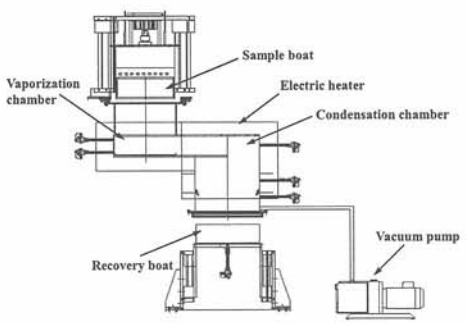


Fig. 1. A schematic diagram of engineering scale of the closed chamber salt distillation equipment

3. 결론

Lab-scale 감압휘발/응축회수장치의 실험적 검증자료를 바탕으로 희토류 인산화물 함유 LiCl-KCl 공융염 재생을 위한 공학규모 감압휘발/응축회수장치의 기초운전실험을 실시하였다. Lab-scale 장치의 내부운전조건을 공학규모 장치에서 구현할 수 있는 운전조건을 결정함으로써 효과적으로 공융염을 휘발/응축하여 회수할 수 있음을 확인하였으며, 이 실험자료를 통해 공학규모 감압휘발/응축회수장치의 성능확보를 위한 세부운전조건을 설정할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] H. C. Eun, Y. Z. Cho, H. S. Park, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 408, 110-115, 2011.

[2] H. C. Eun, H. C. Yang, Y. Z. Cho, H. S. Park, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 280(3), 643-649, 2009.

[3] H. C. Eun, Y. Z. Cho, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Radioanal. Nucl. Chem., Online available (05. 24), 2012.

자체처분 폐기물의 사후관리

홍대석*, 장원혁, 신기백, 강일식, 주근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
dshong@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원자력기관에서는 대상 폐기물 중 준위가 매우 낮은 폐기물은 자체처분을 이용한 처리로 폐기물의 부피감용 및 처분비용을 절감하고 있다. 이러한 자체처분은 2000년 이후 본격적으로 시행되어 그림 1과 같이 최근에는 자체처분 대상 폐기물 종류 및 수량이 증가하는 추세이다.

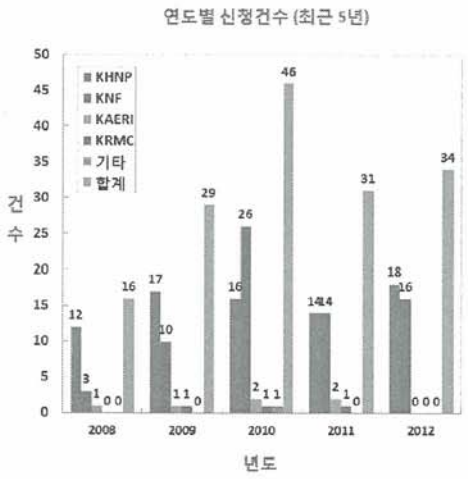


Fig. 1. Number of Applications for Clearance [1]

그러나 자체처분된 폐기물의 실질적인 위해도는 전무함에도 불구하고 처리과정 또는 사후에 사회적인 문제를 야기시키는 상황이 발생하여 자체처분을 지속적으로 수행하기 어려운 상황이 발생하고 있어 이의 개선을 위한 방안이 필요하게 되었다.
본 연구에서 논하는 자체처분 사후는 한국원자력안전기술원의 자체처분 승인 이후부터 실제 처리하는 과정 및 그 이후의 관리를 의미한다.

2. 본론

2.1 자체처분 실적

한국원자력연구원의 조사시험부는 현재까지 총 2회의 자체처분을 수행하였다. 첫 번째로는 1988년 발생된 토양 및 콘크리트 2,800여 드럼에 대하여 자체처분 승인 후 2007년에서 2008년에 걸쳐 매립하였으며 또한 이 과정에서 발생한 폐드럼 중 2,300여 개를 2011년도에 자체처분하여 재활용하였다. 이 과정에서 자체처분 승인을 받은 폐기물은 모두 위탁처리 되었다.

2.2 매립대상 자체처분 폐기물의 사후관리

한국원자력안전기술원의 자체처분 승인 이후, 자체처분 대상 폐기물은 저장 중이던 폐기물 드럼에서 비워져 이송 및 매립에 용이하도록 모두 톤백에 옮겨 담은 뒤 이송 전까지 지정 구역에서 보관되었다. 이후 이송 전까지 주기적으로 방사선량률을 점검하였다[2].



Fig. 2. Cleared Waste Management before Transfer

이송 시에는 연구원에서 출발 전 자체처분된 폐기물 적재차량의 방사선량률을 측정하여 배경준위 수준임을 확인하였다. 매립지까지의 운송과정에는 연구원 직원이 동행하여 안전사고에 대비하였으며, 운송 직후에는 이용된 차량의 방사선량률을 재측정하여 배경준위 수준임을 재확인하였다. 또한 매립 전 후에는 매립지의 공간방사선량률을 측정하여 선량률의 증가가 없음을 확인하였다. 이 과정에서 차량 운전자 및 매립장 근무 직원에게 원자력연구원에서 발생하여 보관 중이던 폐기물임과 폐기물의 방사선적 위해도 및 일반 위해도가 극히 낮아 안전한 수준임을 인지시켜 오해로 인해 발생할 수 있는 불미스러운 일을 사전에 방지할 수 있었다.
자체처분된 폐기물은 2008년 4월에 최종적으로 전수 매립되었으나 매립장 운영과정에서의 폐기물 노출 및 그에 의한 배경준위의 증가가능성을

우려하여 이후 매립장을 비정기적으로 방문하여 현장을 확인하였다. 최초의 매립 후 현장 확인은 2008년 5월에 수행되었으며, 매립장이 정상적으로 운영되고 있음을 확인하였다. 이후 동년 12월에 현장 확인이 재 수행되어 자체처분된 폐기물의 매립 이후 일반폐기물의 매립으로 매립장의 복토 높이가 상당히 상승한 것을 확인할 수 있었다. 매립장의 현장 확인은 이후 약 1년을 주기로 수행되어 2010년 2월, 2011년 11월, 2012년 11월 등 현재까지 총 3회 추가로 이루어졌으며, 매립장의 상태를 확인하였다.

2.3 재활용대상 자체처분 폐기물의 사후관리

토양과 콘크리트 폐기물의 포장에 이용되었던 드럼은 초기부터 별도의 자체처분을 고려하였는데, 이는 자체처분 방식이 상이하며 일부 드럼의 재활용 및 자체처분 후 운송의 효율성향상을 위한 압축 등의 작업이 필요했기 때문이다.

페드럼의 자체처분시에도 자체처분 승인이후 지정된 구역에 보관하며 주기적으로 선량률을 측정하였다. 폐드럼의 경우 별도의 포장용기가 없으므로, 운반차량에 덮개를 씌웠으며 운반 시에도 수송과정의 안전사고를 방지하기 위하여 직원이 동행하였다.

재활용대상 자체처분 폐기물의 경우 위탁업자는 일반 고철상으로 1차 가공 후 제강업체에 납품하여 제품으로 재활용되었다. 따라서 고철상에 대하여 폐기물 적재구역, 가공장치, 가공 후 적재구역 및 제강업체로 납품하는 차량에 대하여 모두 방사선량률이 확인되었으며, 납품이 완료된 후에도 전반적인 방사선량률 재확인이 수행되었다. 또한 제강업체로 납품되는 1차 가공폐기물 운반차량에 동행하여 제강업체의 모니터링 과정에서 발생할 수 있는 상황에 즉각 대처할 수 있도록 조치하였다. 이 경우에도 1차 가공업체인 고철상에 원자력연구원 발생 폐기물임을 사전에 인지시켰다.

그러나 자체처분된 금속류 폐기물이 제강업체의 제품생산 능력에 견주에 매우 적은 양이므로 산업체의 정상적인 산업활동 보장을 위하여 처리 및 가공 공정의 모니터링을 수행하지 않았다.



Fig. 3. Cleared Waste Management after Permission

이후 1차 가공업체를 통하여 이용된 차량정보, 차량의 폐기물 적재 후 방사선량률, 업체의 지정구역에 대한 방사선량률, 폐기물 가공 및 납품 과정 등에 대한 사후보고서 작성을 요청하여 관리효율성 제고를 도모하였다.

3. 결론

한국원자력연구원의 조사시험부에서는 총 2회의 자체처분 수행으로 매립대상 및 재활용 대상 폐기물을 처리하였다.

매립대상 폐기물의 경우 총 15회의 운송과정을 모두 동행하여 모니터링하였으며, 매립지도 약 1년간의 간격으로 현장 확인을 수행하였다.

재활용 대상 폐기물의 경우 최종 사용처 및 가공과정 모니터링의 어려움으로 운송과정 및 가공, 납품 과정에 대한 위탁처리업체의 책임성을 강화하였다.

사후관리 측면에서 매립대상 폐기물과 재활용대상 폐기물의 가장 큰 차이는 최종 사용처 및 이에 따른 공정의 모니터링이 불가능하다는 데 있다. 따라서 향후 자체처분된 폐기물의 사후처리 과정에 대하여 처리 방법에 따라 차별화된 접근법을 이용해야 하며, 이 경우 위탁업체에 과도한 부담이나 정상적인 산업 활동에 지장을 주는 일은 없어야 할 것으로 판단된다.

또한 관련 작업자에게 원자력시설 발생폐기물을 사전에 인지시키고, 납품 및 처리 과정에서의 안전성을 확신시켜 추후의 불미한 상황발생을 사전에 방지할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 방사성폐기물 규제해제와 분류체계 개선, 저방사성폐기물처리기술 워크숍, pp. 71-89, 2013.

[2] 방사능오염 토양과 콘크리트 폐기물의 규제해제를 통한 처리, KAERI/TR-3653/2008, 2008.

산화 Zircaloy-4 피복관의 전해정련을 위한 전처리 효과 연구

이창화*, 이유리, 전민구, 최용택, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111
chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정에서 발생하는 금속 폐기물인 폐 피복관은 금속 우라늄 10톤 처리를 기준으로 했을 때 약 2.5톤이 발생한다. 특히, 폐 피복관 내면에는 핵연료의 노내 연소 시 발생되는 fission product가 침투되어 있으며, 탈피복 후 극미량의 사용후핵연료가 잔류할 수 있기 때문에 단순한 기계적 압축이나, 용융법으로 폐 피복관을 처리할 경우, 전량 고준위 폐기물로 분류될 것으로 예상된다[1]. 하지만, 피복관의 약 98%를 차지하는 Zr을 따로 분리, 회수하여 중저준위화 처분 또는 SFR 핵연료 첨가물질로 재활용할 경우, 고준위 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다.

폐 피복관으로부터 Zr을 회수할 수 있는 대표적인 기술로는 염소화법과 전해정련법이 있다. 이 중, 전해정련은 양극 바스켓에 폐 피복관을 담아 용융염에 담지하고 전압 또는 전류를 인가하여 음극에 고순도의 Zr 금속을 환원시키는 방법이다. 전해정련법은 기존의 파이로 공정과 연계성이 우수하고, 염소화법에 비해 상대적으로 안전하다는 장점이 있지만, 반응속도가 느리고 Zr 회수 후 염처리를 추가적으로 수행해야 한다는 단점이 있다[2, 3].

폐 피복관은 노내 연소 및 산화탈피복 시, 표면에 산화막이 형성되는 데, 이것은 전해정련 시 전기적 접촉을 방해하여 Zr 회수를 불가능하게 한다. 본 연구에서는 피복관 표면의 산화층이 전해정련에 미치는 영향을 살펴보고, 전처리를 수행했을 때의 효과에 대해 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

피복관의 산화막이 전해정련에 미치는 영향을 살펴보기 위해, Zircaloy-4 피복관 조각을 산화탈피복 조건인 500 °C 공기분위기에서 열처리 시간을 조절하여 다양한 두께의 산화막을 형성시킨 뒤 작업전극으로 사용하였다. 산화된 피복관의 전처리 및 전기화학적 용해를 수행하기 위해 99.99 % 순도의 LiCl-KCl 공융염에 1 wt.%의 $ZrCl_4$를 개시제로 첨가하여 500 °C의 온도에서 실험을 수행하였다. 상대전극으로는 텅스텐 선을 사용하였으며, Ag/AgCl을 기준전극으로 사용하였다.

다양한 조건에서 Zircaloy-4 피복관의 전처리를 수행한 뒤, cyclic voltammetry를 통해 산화피복관의 용해 거동을 살펴보았으며, 표면 변화를 SEM-EDX와 XPS를 이용해 관찰하였다.

2.2 실험결과

그림 1은 Zircaloy-4 피복관을 500 °C의 공기분위기에서 산화시켰을 때 시간에 따른 두께 변화를 나타낸다. 산화 시간을 조절하여 산화막의 두께를 1 μm~20 μm로 변화시켰다.

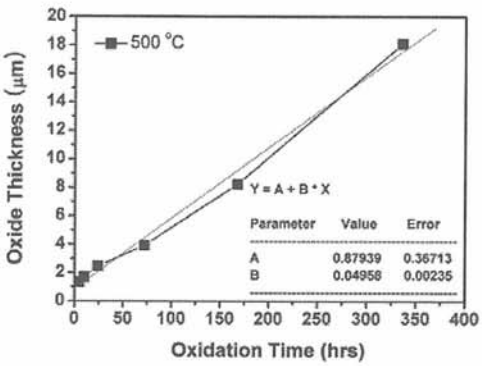


Fig. 1. Oxide thickness change at 500 °C depending on the oxidation time. Thermal oxidation was performed under atmospheric condition.

다양한 산화막 두께를 가진 Zircaloy-4 피복관을 500 °C 용융염의 열린회로전압(OCP)에서 두 시간동안 담지하여 전처리를 수행하였다. 그림 2는 피복관 전처리 전 후의 표면 SEM 사진을 나타낸다. 그림에서 보는 바와 같이, 용융염 처리 후, 표면의 색이 어둡게 얼룩져 있는 것을 확인할 수 있으며, 밝은 부분과 어두운 부분을 EDX로 각각 분석한 결과, O/Zr 함량의 차이가 확연하게 드러났다. 즉, 밝은 부분에서는 O/Zr 비가 약 1.5~1.9로 Zr 산화막의 상태가 Zr_2O_3 및 ZrO_2에 거의

근사한 반면, 어두운 부분에서는 O/Zr의 비율이 0.4~0.6 정도로 Zr_2O 혹은 금속 Zr이 혼합된 상이 존재함을 추측할 수 있다. 이는 그림 3에서와 같이 XPS 분석 결과에서도 동일하게 확인할 수 있는데, 전처리 전 500 ℃에서 산화시킨 Zircaloy-4 표면의 Zr $3d_{5/2}$에 대한 binding energy peak가 약 181.5 eV에서 나타나는 것으로 보아, Zr_2O_3가 형성되어 있음을 알 수 있다. 하지만, 전처리 후 Zr 3d peak는 다양하게 분리되어 Zr뿐 아니라 Zr_2O, ZrO, Zr_2O_3와 같은 suboxide도 함께 검출되었다. 이것은 non-stoichiometric Zr oxide가 용융염 내에서 화학적인 반응을 통해 표면이 변화됨을 뒷받침해 준다.

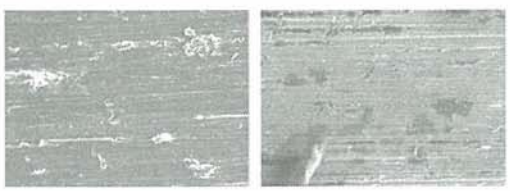


Fig. 2. SEM images of Zircaloy-4 surface before (left) and after (right) the pretreatment in 500 ℃ LiCl-KCl-1 wt.% $ZrCl_4$ salts for 2 hrs. The thickness of the oxide layer was 2 μm

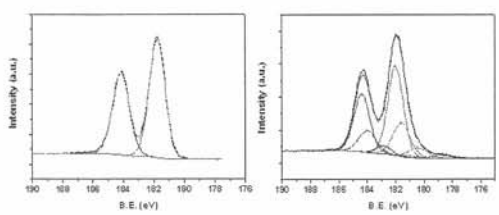


Fig. 3. XPS spectra of Zr 3d for the oxidized Zircaloy-4 surface before and after the pretreatment in 500 ℃ LiCl-KCl-1 wt.% $ZrCl_4$ salts for 2 hrs. The thickness of the oxide layer was 2 μm

Zr 산화막이 전기화학적 용해에 미치는 영향을 살펴보기 위해 다양한 방법으로 전처리된 피복관을 작업전극으로 하여 OCP인 약 -0.85 V에서 양의 방향으로 cyclic voltammetry를 수행하였다. 그 결과, 2 μm 두께의 산화막을 가진 Zircaloy-4 피복관에 대해, 염 처리 전에 Zr의 산화 peak가 거의 관찰되지 않은 반면, 염 처리 후 약 -0.8 V ~0.75 V에서 Zr 산화 peak가 관찰되었다. 특히, 세 시간의 염 처리와, 두 시간동안 -0.78 V에서 전기화학적 용해를 결합하여 전처리한 뒤, 수행한 CV 곡선을 살펴본 결과, 거의 순수한 Zircaloy-4의 용해에 대한 CV와 유사한 결과를 나타냈다. 이것은 피복관의 산화막의 두께가 일정한 두께 이하일 때, 전처리를 통해 충분히 Zr 용해가 가능하다는 것을 의미한다. 특히, 산화탈피복 조건이 500 ℃에서 약 5시간~10시간임을 감안할 때, Zr 전해정련을 이용하여 폐 피복관 처리가 가능할 것으로 예상된다. 추가적인 실험에서 약 20 μm 두께의 산화막의 경우에서도 옆면이 절단 되었을 때 전기화학적 용해가 순조롭게 진행됨을 확인하였다.

3. 결론

산화된 폐 피복관의 전해정련 처리 가능성을 살펴보기 위해 500 ℃의 공기분위기에서 산화된 Zircaloy-4 피복관을 다양한 방법으로 전처리한 뒤, 전기화학적 용해를 수행하였다. 단순한 용융염 처리를 통해서 Zr 산화막이 화학적으로 변화되어 전기화학적 용해가 가능함을 확인하였다. 특히, 2 μm 두께의 산화막을 가진 Zircaloy-4 피복관의 경우, 3시간의 염 처리와 2시간의 산화전류인가를 결합한 전처리 방법을 통해 순수한 Zircaloy-4 피복관과 유사한 CV 곡선을 얻을 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Y. L. Lee, C. H. Lee, M. K. Jeon, K. H. Kang, J. Korean Radio. Waste Soc., 10, 273 (2012).

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

[3] C. H. Lee, M. K. Jeon, C. M. Heo, Y. L. Lee, K. H. Kang, J. Electrochem. Soc., 159, E171 (2012).

방사성 오염 토양 고정화를 위한 토양 내 수분의 영향

최용석*, 양희만, 권상운, 홍상범, 서범경, 이근우, 문제권
한국원자력원구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
vschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 대형사고로 유출된 방사성 오염 물질은 주변 토양을 오염시키고, 기상 현상에 의한 방사성 오염 토양의 확산으로 2차 오염의 문제가 발생하고 있다. 이에 원전 사고 초기에 오염 토양 표층의 제거와 토양의 부유를 통한 오염 확산을 막기 위한 토양 고정화제에 대해 연구되고 있다. 토양 고정화제는 토양표면에 존재하는 방사성 오염물들을 물리화학적 방법을 이용하여 토양과 점착 또는 접착시켜 오염 토양층의 제거를 통한 오염 현장의 복원과 비, 바람 등 기타 물리적인 충격에 의한 오염 토양 입자들이 다시 공기중으로 부유하는 것을 막아서 이미 제염된 지역이나 청정 지역으로 오염이 확산되는 것을 방지할 수 있다.

방사성 오염 토양 고정화 방법으로 고분자 전해질을 이용한 고정화 방법이 있다[1]. 고분자 전해질은 물에 대한 용해도가 뛰어난 친수성으로, 많은 양이온 또는 음이온 전하를 가지고 있어 토양을 서로 결합시키고 토양 표면에 막을 형성하는 고분자전해질 복합체(polyelectrolyte complex, PEC) 제조가 용이하다. 또한 고분자 고정화제는 토양과 상호 결합하여 토양 표면에 있는 방사성 핵종을 고정화시켜 비산을 억제할 수 있다. 이러한 고분자 고정화제는 물에 씻기지 않으면서 물과 공기를 잘 투과시켜 오염 확산 억제 방법 중 하나로 사용된다. 일부 고분자 고정화제는 체르노빌 사고 원전주변의 오염 물질의 확산 방지 및 오염 현장 복원에 적용되었으나, 토양의 입자조성, 수분함량, 기공분포 등 다양한 물리적 요소와 토양을 구성하는 화학적 성분과 토양 내에 존재하는 다양한 유기물 때문에 실제적인 효과는 얻지 못하고 있는 실정이다.

본 연구에서는 토양의 물리적 요소 중 고분자 고정화제가 토양과 복합체 형성 과정에서 토양 수분함량이 미치는 영향을 PEC 제조 과정에서 물의 함량을 변화시켜가며 PEC 겔 형성에 대한 연구를 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 시약 및 장치

양이온으로 Polydiallyldimethyl ammonium chloride (PDADMAC, 약 50%)를 사용하였고, 음이온으로는 Polyacrylic acid(PAA, 25%, 분자량=24만) 및 carboxymethyl cellulose sodium(CMC, DS=0.9, 분자량=70만)을 사용하였다. PEC 용액의 탁도와 입자 크기를 측정하기 위해서 UV-Visble Spectrophotometer (DR-5000)와 Dynamic Light Scattering(DLS)을 사용하였다.

2.1.2 PEC 용액 제조

물의 양을 조절하여 KCl 농도를 0.2M, 0.6M, 0.8M, 1.0M로 조절하여 넣고, 교반하여 용해시킨 후, NaOH 0.24g을 첨가하여 용해시켰다. 여기에 PDADMAC 4.2g을 넣어 약 1시간동안 교반시켜 주었다. 그리고 PAA을 천천히 첨가하여 완전히 용해시켜 PEC 용액을 얻었다.

2.2 실험 결과

고정화제 용액 제조시 토양 내 수분 함량을 영향을 알기 위해서 용액 내의 고분자 함량과 KCl 함량은 고정하고 물을 양을 변화 시켜 가면서 실험하였다.

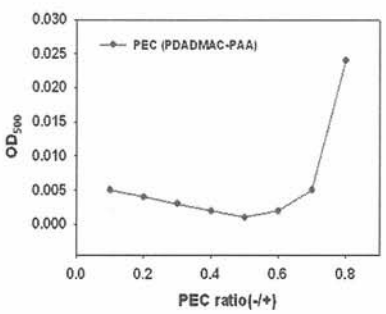


Fig. 1. Dependence of OD_{500} obtained for complexes of PEC on concentration of salt(KCl)

용액의 KCl 농도가 0 M~1.0 M 범위에서 변화에 따른 PEC 형성 조건을 알기 위해서 탁도를 측정하였다. KCl 농도에 따른 용액의 탁도 측정 결과, 0.6 M KCl 미만으로 용액의 농도가 점점 낮아질수록 PEC 침전물이 발생하여 뿌옇게 흐려지는 것을 확인하였다. PEC 용액 내 KCl 농도가 0.6 M 이상의 조건에서는 고농도의 염인 KCl이 K+와 Cl-로 해리되어, PDADMAC 고분자의 3차 아민 그룹에는 Cl- 이온이, 반대로 PAA 고분자의 카르복실기에는 K+ 이온이 고분자가 가진 전하를 차폐하여 (shielding effect) 이들의 집합체 형성을 방해 하게 되는데, 이때 PDADMAC와 PAA 고분자는 물에 완전히 용해된 상태로 존재한다. 그러나 고정화제 용액 내 KCl의 농도가 0.6M 미만으로 낮아짐에 따라서 양이온성 고분자와 음이온성 고분자에 대한 차폐기능이 점점 사라지고 음이온 고분자와 양이온 고분자의 상호 이온결합에 의한 고분자 집합체가 형성되기 시작하면서 침전물이 생성된다.

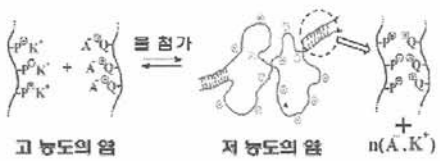


Fig. 2. Schematic diagram of PEC formation

또한 KCl 농도에 따른 PEC의 입자 크기를 DLS를 이용하여 측정한 결과, 염을 첨가하지 않았을 때 약 543.62nm로 측정되었고, 0.2M의 농도에서는 약 369.12nm, 0.6M은 약 29.82nm, 0.8M은 15.40nm, 1.0M은 약 10.29nm로 측정되었다.

3. 결론

방사성 오염 토양 고정화를 위한 PEC 형성 과정에서 토양 내 수분이 고정화제에 미치는 영향을 수행하였다. 고정화제 용액 제조시 KCl 농도 변화에 따라 입도 분석하여 관찰한 결과 0.6M 이상의 농도에서는 침전물이 발생하지 않고 맑은 상태의 PEC 용액을 얻을 수 있었고, 입자 크기는 약 수십 나노미터 이하의 상태로 적절하게 제조되는 것을 확인하였다. 그러나 토양 내 수분함량이 증가함에 KCl 농도가 낮아지면서 PEC 입자 크기가 수백 나노미터 범위의 입자들로 구성됨을 확인하였다. 이는 토양 고정화시 토양 단위 면적당 고정화제의 주입량에 영향을 미칠 것으로 판단된다. 또한 PEC의 입자가 수분에 의해서 수십 나노에서 수백 나노미터까지 변함에 따라 토양 내 PEC 용액의 침투 깊이가 달라져서 고정화 층의 두께에도 영향을 미칠 것으로 판단되었다. 토양 내 존재하는 수분에 의해서 고정화제가 영향을 받게 됨에 따라 분진 부유 억제능이 오랜 기간 유지 될 수 있는 적절한 고정화제 제조에 대한 연구가 더욱 지속적으로 이루어져야 될 것이라고 판단되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] S. Mikheikin, et al., "Interpolyelectrolyte complexes for contaminated soil immobilization and remediation", WM'00 Conference, February 27-March 2, (2000).

방사성 소각재의 성형 및 소결이 감용비에 미치는 영향

이윤지*, 나상호, 이기원, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yj1024@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 방사성 고체 폐기물을 소각처리 할 경우, 감용율이 높고 물리·화학적으로 안정한 형태로 전환시킬 수 있다. 그러나 소각과정에서 폐기물은 반응성이 작은 소각재(Ash)의 형태로 전환된다. 소각재는 분산성이 크고 취급이 불편하며 소각 특유의 고감용 효과로 인해 유해중금속이나 방사성핵종이 농축되어 있으므로 처분에 적합한 고형·안정화처리가 필연적으로 수반되어야 한다.[1] 그러나 일반적으로 방사성 폐기물의 고형화/안정화에 적용되는 시멘트, 아스팔트, 유리와 같은 첨가제는 폐기물 부피의 증가를 유발한다. 이에 본 연구에서는 변환시설 해체현장에서 발생한 폐기물 소각재를 사용하여 첨가제의 주입없이 성형체를 제조하고, 소결온도가 성형체의 소결에 미치는 영향을 조사하였다. 또한 제조한 성형소결체의 감용비를 소결온도에 따라 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 시료는 변환시설해체현장에서 발생한 가연성폐기물의 소각과정에서 발생한 소각재이다. 소각재는 크게 바닥재와 비산재로 분류된다. 방사성폐기물 인수기준에 따르면 200 μm이하 15 % 이상의 입자성 물질을 포함하는 폐기물은 비분산성이 되도록 포장하는 과정이 필요하다고 명시되어 있다. 비산재는 전량 200 μm크기 이하이므로 체거름을 생략한 반면 바닥재는 200 μm이하의 크기가 약 70 % 포함되므로 이를 회수하기 위해 체거름하였다. 수동형 유압프레스에 소각재를 넣고, 약 2000 kg/cm^{2}의 압력으로 성형하여 원주형 펠렛을 각 조건 당 3개씩 제조하고, 성형펠렛의 지름은 약 15 mm, 높이는 약 2~11 mm, 무게는 약 1~3 g 범위로 소각제의 종류에 따라 차이가 있었다. 성형펠렛을 관상형 소결로에 장입한 후 공기분위기에서 각각 900, 1000, 1100 ℃ 에서 2시간 유지시켰다. 승온 및 냉각은 모두 분당 4 ℃로 하였다.

2.2 결과

2.2.1 소각재의 성형 및 소결

소각재의 tap density는 메스실린더 속에 소각재를 충전하여 진동시키는 방법으로 측정하였으며, 바닥재 및 비산재의 tap density는 각각 0.68, 0.73 g/cm^{3}으로 나타났다.

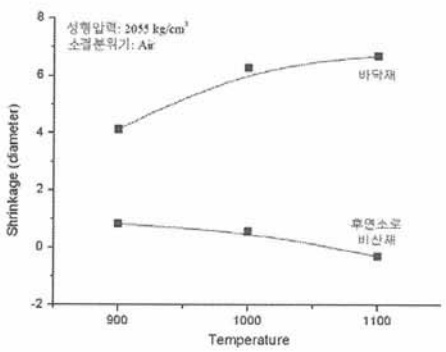
성형밀도 및 소결밀도는 기하하적 방법으로 측정하였다. 바닥재 및 비산재의 성형밀도는 각각 5.56 g/cm^{3}과 4.92 g/cm^{3}로 측정되었다. 소각재 분말의 부피를 기준으로 성형체의 경우에는 6~20배 감용되었다.

소결 후, 직경과 길이 수축률 및 무게 감소율은 다음과 같이 계산하였다. 이를 바탕으로 Fig. 1에 소결펠렛의 직경, 길이, 무게 수축률을 나타냈다.

$$\text{수축율, 감소율}(\%) = \left(\frac{X - X_0}{X_0}\right) \times 100$$

X_0: The diameter, length and weight of specimen before sintering

X: The diameter, length and weight of specimen after sintering



(a)

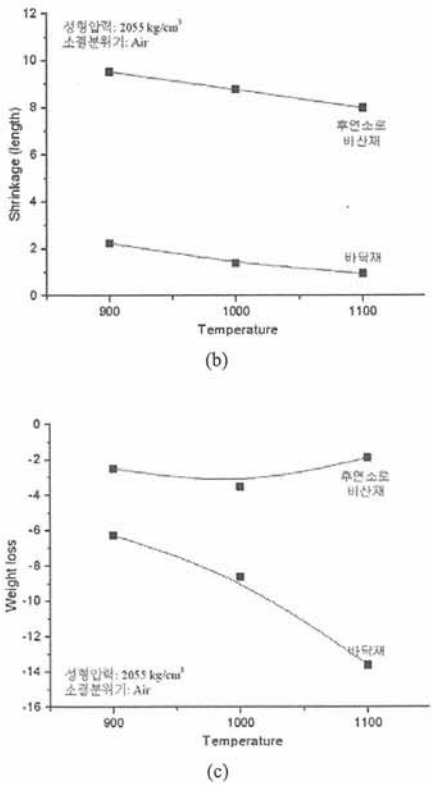


Fig. 1. Shinkage((a)diameter, (b)length and (c)weight) vs. sintering temperature according to type of ash

바닥재의 경우, 온도가 증가할수록 직경수축률은 증가하고, 길이 수축률은 감소하고, 무게감소율은 감소하는 것으로 나타났다. 비산재는 소결온도가 증가할수록 직경 및 길이 수축률은 감소하는 반면에 무게감소율은 거의 일정하게 나타났다.

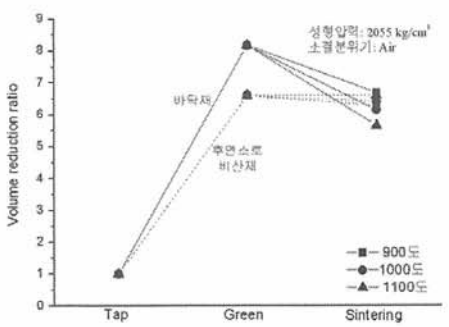


Fig. 2. Volume reduction ratio vs. sintering temperature according to type of ash

Fig. 2에는 온도에 따른 소결밀도와 감용비를 나타냈다. 그림에서 보는바와 같이 바닥재의 경우, 소결온도가 증가할수록 소결밀도와 감용비가 감소하는 것으로 나타났다. 이는 Fig. 1에 도시한 바와 같이 온도의 증가에 따라 직경수축률(Fig. 1(a))은 증가하였으나, 길이수축률(Fig. 1(b)) 및 무게감소율(Fig. 1(c))이 감소하였기 때문으로 바닥재의 구성성분이 소결온도에 영향을 받았기 때문인 것으로 사료된다.

후연소로 비산재는 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가하며, 감용비 또한 증가하였다. 이는 소결온도가 증가할수록 무게변화는 거의 없고 직경 및 길이 수축률이 작기 때문이다. 즉, 비산재 구성성분이 소결온도에 영향을 거의 받지 않았기 때문으로 사료된다.

3. 결론

본 연구에서는 방사성소각재 처분 시, 부피감소 및 안정성을 확보하기 위해 변환시설 해체현장에서 발생한 폐기물 소각재를 사용하여 첨가제의 주입없이 소결펠렛을 제조하였다.

소각재 분말의 부피를 기준으로 성형 시 6~20배 부피가 감용되었다. 소결 후에는 직경 및 길이가 약간 팽창하였지만, 무게는 감소하였다.

그리고 소각과정에서 배출되는 두 가지 소각재의 동시 처분을 위한 소결온도는 900 ℃가 적합하였다.

이러한 결과는 향후 가연성 폐기물 처리 후 발생되는 최종폐기물의 안정화 공정에 기초 자료로 활용 될 수 있으며, 추후 성형 및 소결인자를 변화시키고, 서울해체현장에서 발생하는 폐기물을 대상으로도 추가적인 실험을 진행할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] 고화처리한 유해 및 방사성폐기물 소각재의 물성 및 침출특성연구, 김인태, 2002.

DFDF 핫셀용 배기체 처리장치 제작

신진명*, 이도연, 이영순, 박장진, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jmshin@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 재활용하기 위해서는 사용후핵연료 물질을 피복관으로 부터 분리하는 탈피복 공정, 탈피복된 사용후핵연료를 후속공정(습식인 경우 UREX 공정, 건식인 경우 Pyrochemical 공정)에 적합한 원료물질로 제조하는 동시에 여러 가지 핵분열생성물을 제거하는 전처리 공정이 요구된다. Pyrochemical 공정의 전처리공정으로서 고온 휘발성 산화공정을 도입하면 기존 저온 휘발성 산화공정 채택 시 제거효과가 미미한 Cs, Tc, I, Ru, Te, Mo 등을 상당량 제거할 수 있다[1].

파이로 공정의 원활한 수행을 위하여 DFDF 핫셀에서 1kg-SF/batch 규모의 원료물질제조 장치를 이용하여 다공성펠렛을 제조하여 ACPF 전해환원공정에 이를 공급할 예정이다. 이를 위해 고온 휘발성 산화공정을 적용할 배기체처리장치를 제작하여 IAEA로부터 시설부록과 미국으로부터 JD를 얻어 DFDF 핫셀에 설치할 예정이다. 따라서 사용후핵연료를 이용한 원료물질 제조기술의 실증의 일환으로서 부가적으로 발생하는 배기체를 처리하기 위해서 1 kg-HM/batch 기준 3 batch 처리용량의 배기체 처리시스템 설계 사양을 만족하는 DFDF 핫셀용 배기체 처리장치를 기 설계하였다[2]. 향후 배기체 처리장치를 이용한 핫셀 시험의 주요목적은 포집필터를 이용하여 연소도 및 공정 변수별 전해환원공정 공급용 원료물질 제조공정 중 발생하는 핵분열가스의 선택적 포집 성능을 확인하고 배기체 처리장치의 운전자료 확보에 있다.

본 연구는 기 설계된 DFDF 배기체 처리장치의 단위 공정별 설계 사양을 만족하는 DFDF 배기체 처리장치를 제작하는데 있다. 또한 제작된 장치를 이용하여 다양한 성능시험 및 mock-up 시험을 수행하여 핫셀용 배기체 처리장치의 제작성을 도출하고자 하였다.

2. 본론

2.1 배기체 처리 장치 단위공정별 설계 요약

배기체 처리공정 흐름도의 순서는 Fig. 1에 제시된 바와 같이 석탄회 필터를 이용한 Cs, Rb, Cd 핵종 제거, 칼슘 필터를 이용한 Tc, Mo, Te, Se 핵종 제거, CuO 촉매를 이용한 HT에서 HTO로의 전환, AgX를 이용한 I_2 핵종 제거, 그리고 MS 4A(또는 MS13X)를 이용한 HTO의 흡수로 구성하였다. 배기체 단위공정 포집장치 제작에 반영한 단위공정 포집장치에서 제거할 포집 대상 핵종, 각 반응기의 설계온도 및 운전 온도, 각 포집장치에 사용될 포집매질의 특성을 고려하여 각 포집장치별 포집매질의 직경, 높이, 공탑 가스속도, 체류시간 등을 산정하여 정리한 배기체 처리장치 설계 시방요약을 Table 1에 나타내었다.

2.2 제작 사양

Fig. 2에 제시된 바와 같이 DFDF 배기체 처리장치는 휘발성 및 준휘발성 배기체를 포집하기 위한 실험장치의 가열기(Cs trapping unit : 1000℃, Tc trapping unit : 700℃, H-3 conversion unit : 400℃, I trapping unit : 250℃)로서 핫셀 내에서의 원격조작에 의한 배기체 포집장치(포집통 등) 및 가열기의 부품교체가 용이한 구조로 제작되었다. 본 System의 모든 부품은 유지, 보수를 위하여 모듈화 하여 제작하였다. 모듈화 된 모든 부품은 무게중심을 고려한 별도의 인양 고리를 설치하였다. 또한 전선 및 Piping 등의 연결부는 원격제어에 의한 탈착이 용이하도록 충분히 고려하여 설계, 제작하였다. 그리고 전선의 연결부품과 및 Piping 등의 연결부품은 필요한 경우 탈착에 필요한 부품을 제작하였다.

2.3 장치의 구성

배기체 처리 장치의 각 가열장치에는 온도제어 및 지시계를 부착하고, 가열부는 전면과 후면의 가열체를 분리하여 반응부를 별도로 원격

조작 할 수 있도록 고려하였다. 핫셀 내에서의 원격제어로서의 반응실험과 유지보수를 용이하게 하기 위하여 각 부분을 모듈화 하여 제작하였으며, 주요 모듈은 반응기 모듈, 가열기 모듈, 지지대 모듈, 이송기 모듈, 받침대 모듈 및 전기 및 제어부 모듈로 구성되었다.

2.4 배기체 처리장치 성능 및 Mock-up 시험

제작된 배기체 처리장치 단위공정별 가열부의 heater 성능은 제어반의 가열프로그램 온도 설정 조건에 따라 입력한 온도대로 가열되었다. 그리고 아르곤 분위기하 snoop을 이용하여 각 장치 및 연결라인의 버블현상을 확인한 결과 기밀성도 만족됨을 확인하였다. 또한 정해진 고온 조건에서 각각의 결합부 및 모재에서 열변형성은 없었다.

Mock-up 시설에서 각 단위 반응기에 사용되는 포집필터통을 원격으로 반응기 내부로의 투입/체결/해체 및 각 모듈별 단위장치의 분해, 조립 성능시험을 수행하여 DFDF 배기체 처리장치의 제작성, 원격성, 분리성을 확인하였다.

3. 결론

본 연구에서는 DFDF 핫셀용 배기체 처리장치의 제작, 다양한 성능시험 및 mock-up 시험을 수행하여 각 공정별로 요구되는 성능을 검증함으로서 핫셀용 배기체 처리장치의 제작성을 도출할 수 있었다.

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. Leel, J. W. Lee2 and K. C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris(2009)

[2] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.255-256, 2012

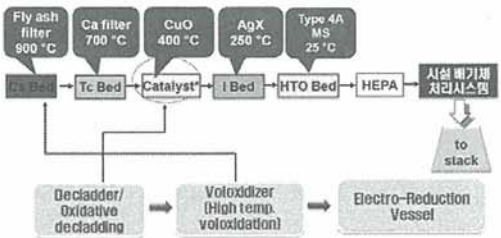


Fig. 1. Flow diagram of off-gas trapping system

Table 1. Design requirements of off-gas trapping units

Trapping unit	Design temp., ℃	Operating temp., ℃	Design spec.
Cs(Rb, Cd) trapping unit	~ 1,000	900	• D = 50 mm • BH = 100 mm • SV = 0.12 m/sec • CT = 0.83 sec
Tc(,Ru, Rh, Te, Se, Mo, C-14) trapping unit	~ 1,000	600	• D = 50 mm • BH = 150 mm • SV = 0.09 m/sec • CT = 1.60 sec
HT conversion unit	~ 1,000	400	• D = 50 mm • BH = 100 mm • SV = 0.07 m/sec • CT = 1.43sec
I(Br) trapping unit	~ 500	250	• D = 40 mm • BH = 120 mm • SV = 0.11 m/sec • CT = 1.10 sec
HTO trapping unit	~ 500	25	• D = 40 mm • BH = 70 mm • SV = 0.047 m/sec • CT = 1.50 sec

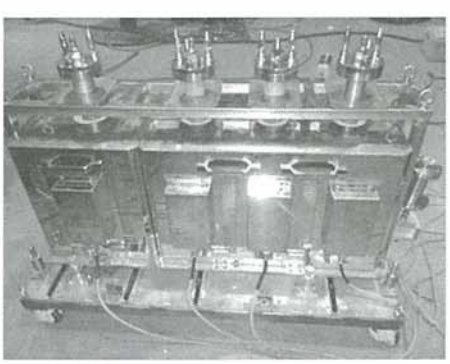


Fig. 2. DFDF hot-cell off-gas trapping system

실험실규모 파이로 휘발성핵종 포집장치 설계

박장진*, 신진명, 양재환, 백영희, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전처리공정중에서 발생하는 배기체처리장치는 세슘 포집장치, 텔레륨 포집장치, 삼중수소 전환장치, 요오드 포집장치, 삼중수 포집장치, Xe 포집장치, Kr 포집장치 등 다양한 단위공정으로 구성된다. 이 중 준휘발성(Cs, Tc, I 등) 배기체처리에대한 연구는 듀픽핵연료 제조공정에서 휘발하는 Cs 등을 포집하기위한 연구를 시작으로 파이로 전처리공정에서 휘발하는 Cs, Tc, I 를 포집하기위한 연구가 계속되고 있다[1].

반면, 휘발성핵종(Kr, Xe, C-14, H-3) 포집에 대한 연구는 준휘발성 핵종포집 연구에 비하여 활발하지 못하였다. 그러나, 2012년 3월부터 시작하는 제 4차 원자력기술개발사업부터 휘발성핵종 처리연구가 본격적으로 수행되고 있다. 이의 일환으로 휘발성핵종 포집단위공정도를 발표한바있다[2].

본 논문에서는 이 공정도를 바탕으로 설계 기준 핵연료, 선정된 단위공정에 대한 상세설계에 대해 기술하였다.

2. 본론

2.1 전처리공정중 핵분열생성물 발생량

Pyroprocessing 공정의 기준핵연료인 PWR(초기 U-235농도: 4.5wt.%, 연소도: 55,000 MWd/tU, 냉각기간: 10년)을 선정하여 본 배기체처리장치의 설계기준으로 삼았다. 실험실규모 배기체처리장치의 처리규모는 100 g-SF/batch 으로 잡았다. 물질수지 ver 4.0에 의하면 전처리공정은 사용후핵연료 봉을 기계적 탈피복해서 사용후핵연료 알갱이(fragment)를 커내서 이를 체질하여 1mm 이상 크기의 알갱이를 1500℃ Ar 분위기와 4% 수소분위기에서 연이어 열처리하는 것으로 되어있다. 1mm 이하의 사용후핵연료 알갱이와 피복관에 붙어있는 사용후핵연료 물질은 500℃ 산화분위기에서 산화시켜 U_3O_8 분말을 만든 후 이를 압분하여 성형체를 만든다. 이 압분체는 알갱이와 마찬가지로 1500℃ Ar 분위기와 4% 수소분위기에서 연이어 열처리하여 소결체로 만든다. 이와 같은 열처리 과정에서 기체상 핵분열 생성물이 발생하게 된다.

사용후핵연료 이력을 기준으로 ORIGEN-ARP (Automatic Rapid Processing) code를 이용하여 고온 열처리공정 중 발생되는 휘발성 핵종의 사용후핵연료내 재고량(초기량), 휘발량, 포집량 등을 구하였다.(Table 1)

Table 1. Inventory, volatile ratio, volatilized amount, trapped amount per 100 gram of spent fuel

Nuclide	Inventory, g	Volatile ratio, %	Volatilized amount, g	trapping efficiency	trapped amount, g
C-14	1.07E-02	100	1.07E-02	99%	1.06E-02
H-3	8.26E-06	100	8.26E-06	99%	8.18E-06
Kr	5.73E-02	100	5.73E-02	99%	5.67E-02
Xe	8.77E-01	100	8.77E-01	99%	8.68E-01

2.2 핵종별 포집단위공정 및 배기체 처리공정 흐름도

이에 대한 내용은 기 발표한 바[2] 있으며 Fig. 1에 공정도를 표시하였다.

2.3 단위공정별 설계 요약

배기체처리장치 단위공정별 장치는 포집량, 포집특성, 탈착특성, 운전온도, 유속, 실험 특성 등을 고려하여 설계하였다. 각 단위공정별 장치의 설계온도, 운전온도, 장치크기, 재질 등의 내용을 Table 2에 나타내었다. CO_2 포집장치 같이 포집매질이 들어가는 장치의 크기는 매질 충전층의 크기와 높이를 나타낸다. 설계의 예로써 Fig. 2에 Kr 포집/탈착 장치의 설계도를 나타내었다. 냉각과 가열을 위해 도너츠 구조의 이중관으로 설계하였고 SUS 304를 재질로 선정하였다.

3. 결론

본 논문에서는 실험실규모(100 g-SF/batch)의

파이로 휘발성핵종(C-14, H-3, Kr, Xe) 배기체처리장치의 설계에 대해 기술하였다. 기준 사용후핵연료에 대해 ORIGEN-ARP code를 이용하여 고온 열처리공정 중 발생되는 휘발성 및 준휘발성 핵종의 사용후핵연료내 재고량(초기량), 휘발량, 포집량을 구하였다. 핵종별 포집단위공정의 장치에 대한 상세 설계한 내용을 제시하였다.

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, "실험실규모 휘발성배기체처리장치 공정도", 한국방사성폐기물학회 추계 학술대회, 2012.

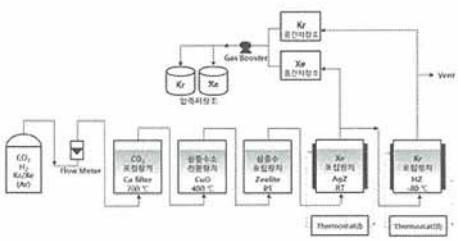


Fig. 1. Flowsheet of lab-scale off-gas trapping equipment

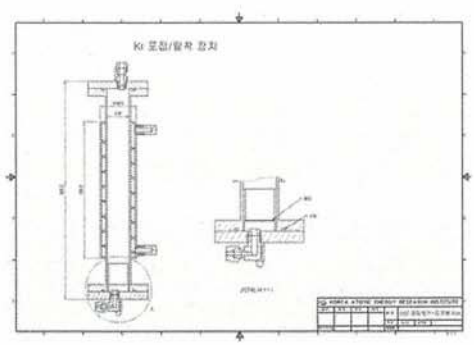


Fig. 2. Drawing of Kr adsorption/desorption equipment

Table 2. Design summary of volatile nuclides trapping equipment

No	Item	Design Temp	Oper. condition	Size	Material	Remarks
1	CO_2 trapping equip.	800℃	700℃	Dia 2cm height 10cm	SUS 304	furnace
2	HT conversion equip.	500℃	400℃	Dia 3cm, height 10cm	SUS 304	furnace
3	HTO trapping equip.	500℃	RT	Dia 3cm, height 10cm	SUS 304	-TI -insul.
4	Xe adsorption /desorption equip	500℃	60℃~250℃	Dia 3cm, 높이 30cm	SUS 304	-Xe thermo-stat -TI
5	Kr adsorption /desorption equip	500℃	-80℃~60℃	Dia 3cm, height 15cm	SUS 304	-Kr thermo-stat -TI
6	Kr prelimin. storage	200℃	RT	Dia 6cm, height 37.5cm	SUS 304	-vacuum -10batch-PI & TI
7	Xe prelimin. storage	200℃	RT	Dia 6cm, height 75cm	SUS 304	-vacuum -10batch-PI & TI
8	Gas booster	100℃	RT			max 600 atm
9	Kr comp. storage	100℃	100 atm	Dia 3cm height 10cm	SUS 304	-PI
10	Xe comp. storage	100℃	100 atm	Dia 3cm height 50cm	SUS 304	-PI
11	Xe thermo-stat		-30℃~+250℃			
12	Kr thermo-stat		-80℃~+100℃	height 121cm 70cmx 45cm		

파이로 전처리 배기체처리 단위공정 모델 특성

박장진*, 신진명, 양재환, 백영희, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세스의 전처리 공정에서는 전해환원 공정에 사용될 원료 입자를 제조하기 위해 경수로 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단, 탈피복, 분말화, 입자제조가 수행된다. 이 과정에서 Cs-137, Tc-99, I-129 등 상온에서 고체상으로 존재하는 준휘발성 핵종과 Kr-85, Xe, C-14, H-3 등 휘발성핵종이 방출된다[1]. 이들 방출되는 각종 핵종의 환경으로의 방출은 법으로 엄격히 통제되고 있다. 이들 핵종을 효과적으로 포집하기 위해서는 실험을 통한 기술개발 뿐만 아니라 모델개발을 통해 이론적으로 다양한 운전조건에서의 전환율 예측, 포집 특성 파악이 필요하다. 이를 위해 미국 FCR&D에서는 2009년도에 배기체처리연구에 대해 ORNL, ANL, INL, SNL, PNNL 등이 참여한 시그마(sigma) 팀을 구성하여, 모델링에 대해서도 활발한 연구 활동을 수행하고 있다[2]. 한국원자력연구원에서도 2011년도 파이로프로세싱 모델링에 대한 TFT을 구성 모델링연구를 본격적으로 수행하기 시작하였다.

본 논문에서는 파이로프로세싱 전처리공정 배기체처리 단위공정 특성과 주요 배기체처리 단위공정인 흡착공정과 고온 화학반응공정의 모델특성을 비교하였다. 또한, 흡착공정을 위해 개발된 고정층 bulk flow 모델의 특성에대해 비교 평가하였다.

2. 본론

2.1 파이로 전처리공정

파이로 전처리공정중에서 발생하는 배기체처리를 위해서는 절단, 산화탈피복, 폐피복관 열처리 장치용 배기체처리장치(1)와 전해환원용 원료물질의 고온 열처리 장치용 배기체처리장치(2) 등 두개의 배기체처리장치가 필요하다. 배기체처리장치는 Fig. 1과 같이 세슘 포집장치, 텔레륨 포집장치, 삼중수소 전환장치, 요오드 포집장치, 삼중수 포집장치, Xe 포집장치, Kr 포집장치 등 다양한 단위공정으로 구성되며, 이들 각 핵종 포집 공정에 대한 모델 개발이 필요하다. 각 핵종 포집공정별 특성을 Table 1에 나타내었는데 포집반응 특성으로 볼때 크게 세슘 등을 포집하는 고온 화학반응 공정과 요오드 등을 포집하는 화학 및 물리 흡착 공정으로 나눌 수 있다.

2.2 AgX 필터시스템과 석탄회 필터시스템 비교

흡착공정과 고온 화학반응공정의 대표적 시스템인 요오드를 포집하는 AgX 필터시스템과 세슘을 포집하는 석탄회 필터시스템의 차이점을 Table 2와 같이 살펴보았다. 우선 필터 형태는 AgX의 경우는 1~2 mm 그래뉼이나 펠렛 형태이며, 석탄회 필터는 수 mm의 그래뉼이나 2~25 column 직경의 디스크 형태이다. 기공크기도 AgX는 수십에서 수백 nm을 석탄회필터는 약 500μm 크기를 갖는다. 비표면적은 AgX가 수백 m^2/g 이고 석탄회는 약 0.01 m^2/g 이다. 반응점은 AgX 는 치환된 Ag가 요오드를 포집하며 석탄회는 전 필터 몸체가 세슘을 포집한다. 평형 포화포집량의 경우 AgX는 온도, 요오드 농도의 함수이지만 석탄회필터의 경우 온도, 세슘 농도에 관계없이 상수 값을 갖는다. 즉 반응이 일어나는 600℃ 이상에서는 세슘농도에 관계 없이 약 1.17 g-Cs/g-filter 으로 일정한 값을 갖는 것으로 판단된다. 평균 포집량은 AgX의 경우 약 0.07 g-I_2/g-AgX이나 석탄회의 경우 약 0.25 g-Cs/g-filter 이다. 추정 속도 결정단계는 AgX의 경우 intrapore diffusion으로 사료되고, 석탄회의 경우는 반응속도가 속도 결정단계라고 여겨진다. 따라서 모델 적용시 AgX는 흡착모델을 적용하면 되지만 석탄회 필터 시스템은 화학반응 모델을 적용해야한다고 사료된다.

2.3 흡착공정 고정층 flow model

흡착모델 혹은 고온반응모델과 결합할 고정층 flow model을 선택하기위해 참고로 흡착모델과 고정층 모델을 결합한 모델을 검토하였다. 즉, Choi 등 모델[3], Mineo 등 모델[4], 미국 FCR&D 결과 발표된 Rutledge 모델[5]을 압력강화, 축방향

분산, 에너지수지, 입자로의 물질전달(흡착) 속도, 결과표시 등 항목으로 비교 분석하였다. 특히, 이들 모델들의 결과표시 방법을 볼때 Choi 등 모델과 Rutledge 등 모델은 파과곡선을 나타냈고, Mineo 등 모델은 공급된 요오드량에 따라 필터 카트리지별 농도 구배곡선을 나타내었다. 핵종 필터시스템의 안전한 운전을 위해서는 핵종 공급량별 길이 방향 농도 profile 곡선과 출구에서의 파과곡선에 대한 정보가 요구된다.

3. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 파이로 전처리공정에서 휘발하는 핵종의 포집단위공정별 특성에 대하여 기술하였다. 각 포집공정은 세슘, Tc, C-14을 포집하는 고온 화학반응공정과 I, Kr, Xe, H-3를 포집하는 흡착공정으로 대별된다. 두 공정의 차이점을 각 공정의 대표적인 세슘포집공정과 요오드 포집공정을 예로 설명하였다. 또한, 고정층 bulk flow 모델에 대해 검토한 결과 핵종 필터시스템의 안전한 운전을 위해서는 핵종 공급량별 길이 방향 농도 profile 곡선과 출구에서의 파과곡선에 대한 정보가 필요할 것으로 예상되었다.

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, Global 2009, Paris, 2009.

[2] D. Haefner, J. Law and T. Tranter, INL/EXT-10-18845 Rev.1, INL, 2010.

[3] B. S. Choi, G.I. Park, J. H. Kim, J. W. Lee, and S. K. Ryu, Adsortion, vol 7, pp. 91-103(2001).

[4] H. Mineo, M. Gotoh, M. Iizuka, S. Fujisaki, and G. Uchiyama, J. of Nuclear Science and Technology, vol 39, No. 3, pp. 241-247(2002).

[5] V. Rutledge, "Adsortion model for off-gas separation", INL/EXT-11-21608, INL, 2011.

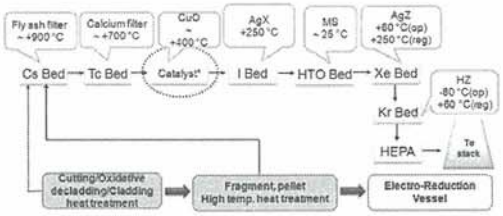


Fig. 1. Off-gas treatment flowsheet of pretreament process for pyroprocessing

Table 1. Characteristics of trapping processes

포집공정	특성	비고
세슘, 루비듐, 카드늄	고온 화학반응	모델링과 모델링에 필요한 실험자료 희박
C-14, Te, Se	고온 화학반응	모델링과 모델링에 필요한 실험자료 희박
요오드, 브롬	화학흡착 & 물리흡착	미국 FCR&D 자료등 많은 편
Kr, Xe	물리흡착	미국 FCR&D 자료등 많은 편
삼중수소	물리흡착	미국 FCR&D 자료등 많은 편

Table 2. Comparison of AgX filter system with fly-ash filter system

항목	AgX필터 시스템	석탄회 필터 시스템
필터 형태	1~ 2mm 그래뉼 or 펠렛	수 mm 그래뉼 혹은 2~25cm column 직경의 디스크 형태
기공	수십~수백nm	~500μm
비표면적	수백 m2/g	~0.01 m2/g
반응점	치환된 Ag	전 필터
평형포화포집량	온도, 농도의 변수	상수
평균 포집량	~0.07 g-I2/g-AgX	~0.25 Cs/g-필터
추정 속도결정 단계	intrapore diffusion	반응속도
포집 기구	물리 흡착 및 화학흡착	화학반응
적용 모델	흡착 모델+고정층 flowmodel	화학반응 모델+고정층 flowmodel

암모늄 염 헤테로 다중산이 고정화된 메조포러스 실리카의 합성 및 세슘 제거

박연진*, 신원식, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
yjpark82@knu.ac.kr

1. 서론

Ammonium molybdophosphate는 세슘에 대한 선택성이 높은 물질로 알려져 있다. 그러나 이는 현장에 적용하기 힘든 세밀한 입자 분포를 가져 정밀 여과를 통해서도 완전히 제거하기 어려워 지지물질과 결합된 형태로 현장에 적용할 수 있다[1]. 본 연구에서는 현재까지 발표된 적이 없는 암모늄 염 헤테로 다중산이 고정화된 메조포러스 실리카를 합성하고 이에 대한 세슘 흡착 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 암모늄 염 헤테로 다중산이 고정된 메조포러스 실리카(NH_4PMA/SBA-15)의 합성과정은 다음과 같다. 테트라에틸오르소실리케이트(tetraethyl orthosilicate, TEOS)를 P-123 (Poly(ethylene glycol)-blockpoly(propylene glycol)-block-poly(ethylene glycol)) 계면활성제의 존재하에 반응시켜 메조포러스 실리카를 제조하고, 제조된 메조포러스 실리카와 암모늄 염을 반응시켜 암모늄 염이 도입된 메조포러스 실리카를 제조한다. 그 후 제조된 암모늄 염이 도입된 메조포러스 실리카와 헤테로 다중산(heteropoly acids)을 반응시키는 단계로 이루어진다.

합성된 NH_4PMA/SBA-15의 물성을 평가하기 위해 원소분석, 주사전자현미경(SEM, S-4200, HITACHI, Japan), X-선 회절분석(XRD, D/Max-2500, Rigaku, Japan), 비표면적 및 기공도 분석(Quantachrome, USA)을 수행하였다.

NH_4PMA/SBA-15의 세슘에 대한 최대흡착량을 평가하기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였으며, 흡착제의 양은 0.1 g으로 하였다. 방사성 모의 폐액은 $CsNO_3$(99%, Aldrich Chemical)을 이용하여 제조하였으며 농도는 0.01~5 mM로 하였다. 흡착실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ¢=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세슘의 농도를 유도결합 플라즈마 발광분광계(ICP-OES, Optima 2100 DV, PerkinElmer)와 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP-MS, Nexon 300X, PerkinElmer)로 분석하였다.

2.2 결과

합성된 NH_4PMA/SBA-15 내 NH_4PMA의 함량을 아래의 Table 1에 나타내었다. NH_4PMA/SBA-15 복합체는 NH_4PMA의 함량이 20-50 wt%로 합성되었다. 실제 합성된 NH_4PMA/SBA-15 복합체는 이론적 투입량보다 적은 함량의 NH_4PMA가 검출되었다. 이는 암모늄 염이 헤테로 다중산과 결합시 염의 이동이 있었기 때문이다.

Table 1. Compositions of NH_4PMA/SBA-15 composites

Silica /NH_4PMA (w.t. ratio)	NH_4PMAcontent (wt.%)	
	Calculated	Found
4.0	20.4	19.19
2.0	33.9	24.35
1.3	43.5	35.74
1.0	50.7	46.04

SEM 이미지에서 SBA-15는 전형적인 실린더 모양의 입자가 체인처럼 연결되어 있는 모양으로 그 길이는 100 μm 이하이며, 너비는 10 μm 이하이다. NH_4PMA는 다면체 입자이며 그 크기는 100 nm와 500 nm 사이이다. 암모늄 염 헤테로 다중산의 결합은 NH_4HPA/SBA-15 복합체의 형상에 영향을 미치는 것으로 나타났다.

SAXS(small angle X-ray diffraction) 분석에서 SBA-15의 XRD 패턴에서 0.89°, 1.50°, 1.72°의 3개의 특징적인 피크가 나타났으며 이는 d-spacings이 각 10.26, 5.93, 5.13 nm로 확인되며,

100, 110, 200 reflections인 hexagonal 구조이다. NH_4PMA/SBA-15 복합체에서 NH_4PMA 함량이 증가함에 따라, 첫 번째 피크 (0.89°)는 감소하였으며, 두 번째와 세 번째 피크는 사라졌다. 이는 NH_4PMA가 메조포러스 구조를 변화시킨다는 것을 간접적으로 보여준다. 각 샘플에 대한 넓은 영역의 WAXS(wide angle X-ray diffraction) XRD 패턴에서 합성된 NH_4PMA는 JCPDS (Joint Committee on Powder Diffraction Standards) 카드와 잘 일치하였다. 20 - 33% NH_4PMA/SBA-15 복합체의 XRD 피크에서는 NH_4PMA 피크가 나타나지 않았으며 이는 NH_4PMA 입자가 메조포러스 SBA-15 지지체에 잘 분산되었음을 나타낸다.

NH_4PMA/SBA-15 복합체의 비표면적과 기공 분포 분석을 Table 2에 나타내었다. NH_4PMA /SBA-15 복합체의 비표면적은 순수한 NH_4PMA의 비표면적, 보통 50-200 m^2/g보다 훨씬 높게 나타나므로 흡착제로 적용 시 외부 오염원과의 경계면에서의 접촉에서 상당한 이점을 나타낼 것이다.

Table 2. Nitrogen adsorption data of SBA-15, NH_4PMA and NH_4PMA/SBA-15 composites

Samples	Surface area (m^2/g)	Pore diameter (nm)	Pore volume (cm^3/g)
Parent SBA-15	877.8	2.83	0.775
NH_4PMA	166.0	-	0.090
20% NH_4PMA/SBA-15	412.9	3.30	0.561
33% NH_4PMA/SBA-15	545.6	3.29	0.680
43% NH_4PMA/SBA-15	399.8	1.92	0.464
50% NH_4PTA/SBA-15	375.3	1.91	0.432

NH_4PMA/SBA-15 복합체의 세슘에 대한 등온 흡착을 Fig. 1에 나타내었다. NH_4PMA의 세슘에 대한 최대흡착량(q_m)은 각 82.38 mg/g으로 나타났으며 NH_4PMA/SBA-15 복합체에서 NH_4PMA의 투입함량이 증가할수록 세슘에 대한 최대흡착량도 증가하였다.

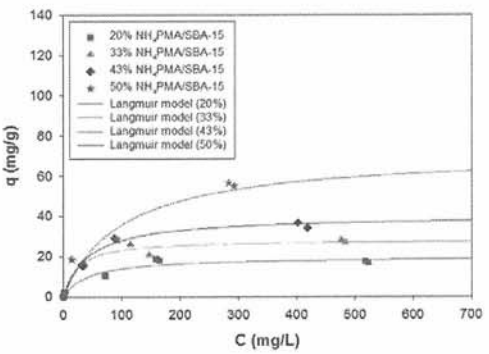


Fig. 1. Sorption isotherm of Cs onto NH_4PMA/SBA-15 composites. Lines represent Langmuir model

3. 결론

본 연구에서는 메조포러스 실리카에 암모늄 염 헤테로폴리산, 구체적으로 ammonium molybdophosphate를 기능화 함으로서 세슘에 선택성이 있는 흡착제를 합성하였다. 메조포러스 실리카 표면에 암모늄 염인 헤테로폴리산이 성공적으로 지지되었으며, 이는 현장에서 세슘을 제거할 때 미세 입자 분포의 단점을 극복할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초연구사업임.(과제번호: NRF-2012R1A2A2A01011447)

5. 참고문헌

[1] Y. Park, W.S. Shin and S.J. Choi : Ammonium salt of heteropoly acid immobilized on mesoporous silica (SBA-15): An efficient ion exchanger for cesium ion, Chemical Engineering Journal 220, 204 - 213, 2013.

이온성 액체를 이용한 세슘 추출 연구

박연진[1*], 김초롱[2], 권수민[1], 오원진[1], 최상준[1]
[1]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yjpark82@knu.ac.kr

1. 서론

이온성 액체란 이온만으로 구성된 액체를 말하며, 일반적으로 질소를 포함하는 거대 양이온과 보다 작은 음이온으로 이루어진다. 이러한 구조에 의해 결정구조의 격자에너지가 감소하게 되고 결과적으로 낮은 녹는점을 가지게 된다[1]. 최근 이러한 이온성 액체의 소수성과 이온결합 특성은 이온성 액체/수용액 상의 용매 추출에 대한 특별한 분리 매개로서의 연구를 가능하게 한다[2]. 본 연구에서는 수용액에서 complexing extractants를 포함하는 이온성 액체로의 세슘 이온의 추출을 연구하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 이온성 액체는 imidazolium 양이온을 사용하였으며 그 종류는 1-butyl-3-methylimidazolium hexafluoro phosphate [C4min][PF6], 1-ethyl-3-methylimidazolium bis (trifluoro-methylsufonyl)imide[C2min][Tf2N], 1-butyl-3-methylimidazolium bis(trifluoro methyl -sufonyl)imide[C4min][Tf2N](C-TRI Co. Ltd, Korea)이다. 적용된 추출제는 18-crown-6(18C6)와 dicyclohexyl-18-Crown-6(DCH18C6) (Sigma -Aldirch Co. USA)이다. 이온성 액체의 세슘 추출 성능을 평가하기 위해 일반적인 추출 용매로 1-octanol(Duksan Chemical Co., Korea), succinonitrile(Tokyo chemical industry Co., Japan), malonomitrile(Alfa Aesar, USA)을 적용하였다.

세슘 추출을 위해 회분식 추출실험을 수행하였다. 0.05-0.5 M의 추출제를 2 mL의 이온성 액체와 20 mL의 세슘 용액에 투입하였다. 방사성 모의 폐액은 $CsNO_3$(99%, Aldrich Chemical)을 이용하여 제조하였으며 농도는 1 mM(132.9 ppm)로 하였다. 추출실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 2시간 동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, ¢=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세슘의 농도를 유도결합 플라즈마 발광분광계(ICP-OES, Optima 2100 DV, PerkinElmer)와 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP-MS, Nexon 300X, PerkinElmer)로 분석하였다.

제거율(R, %)은 초기 세슘 농도에서 제거된 세슘 농도의 백분율이며, 분배율(diatribution ratio, D_{Cs})은 다음과 같으며 여기서 C_i와 C_f는 수용액상의 초기와 나중 세슘농도이다.

$$D_{Cs} = \frac{(C_i - C_f)}{C_f} * \frac{volume\ of\ aqueous\ phase}{volume\ of\ IL\ phase} \quad (1)$$

2.2 결과

1-octanol을 이용한 18C6의 농도에 따른 세슘 추출율을 평가한 결과를 Table 1에 나타내었다. 18C6의 농도가 증가함에 따라 세슘의 추출율이 증가하였으나 세슘의 제거율이 10% 이하로 매우 낮게 나타났으며 D_{cs} 값도 1 이하로 나타났다.

Table 1. Removal efficiency and distribution ratios of Cs (D_{Cs}) between 1-octanol and 1 mM $CsNO_3$ at various concentrations of 18C6

Solvents	Extractants		R (%)	D_{Cs}
	Type	Conc. (M)		
1-octanol	18C6	0.05	0.3	0.007
		0.10	3.9	0.081
		0.20	7.5	0.162
		0.30	11.4	0.257

Succinonitrille과 malononitrille을 이용한 18C6와 DCH18C6의 농도에 따른 세슘 추출율을 평가한 결과를 Table 2에 나타내었다. 18C6과 DCH18C6의

농도가 증가함에 따라 세슘의 추출율이 증가하였으며 세슘의 제거율이 40% 이하로 나타났다. Dcs 값은 0.6-1.5 범위로 나타났다.

Table 2. Removal efficiency and distribution ratios of Cs (D_{Cs}) between succinonitrille /malononitrille and 1 mM $CsNO_3$ at various concentrations of 18C6 and DCH18C6

Solvents	Extractants		R (%)	D_{Cs}
	Type	Conc.(M)		
Succinonitrille	18C6	0.05	38.1	1.23
		0.10	43.3	1.53
	DCH18C6	0.05	23.1	0.62
		0.10	29.0	0.82
Malononitrille	18C6	0.05	36.9	1.17
		0.10	39.3	1.30
	DCH18C6	0.05	31.9	0.93
		0.10	35.1	1.08

이온성 액체의 종류에 따른 18C6와 DCH18C6의 세슘 추출율을 평가한 결과를 Table 3에 나타내었다. 동일한 이온성 액체를 적용하였을 때 18C6보다 DCH18C6을 적용하였을 때 세슘의 제거율이 더욱 높게 나타났으며 특히, [C2min][Tf2N]의 경우 98%의 높은 제거율을 나타내었다. DCH18C6을 추출제로 적용하고 유기 기능기가 긴 [C4min][Tf2N]보다 짧은 [C2min][Tf2N]을 적용하였을 때 세슘 제거율이 더 높은 것으로 나타났다.

Table 3. Removal efficiency and distribution ratios of Cs (D_{Cs}) between ionic liquids and 1 mM $CsNO_3$ at various concentrations of 18C6 and DCH18C6

Solvents	Extractants		R (%)	D_{Cs}
	type	Conc. (M)		
[C4min][PF6]	18C6	0.1	62.4	16.6
	DCH18C6	0.1	78.5	36.6
[C2min][Tf2N]	18C6	0.1	22.3	2.9
	DCH18C6	0.1	98.3	724.5
[C4min][Tf2N]	18C6	0.1	40.1	6.9
	DCH18C6	0.1	88.6	79.2

3. 결론

본 연구에서는 수용액에서부터 complexing extractants를 포함하는 이온성 액체로의 세슘 이온의 추출을 연구하였다. 그 결과 이온성 액체를 적용한 세슘 추출이 일반적인 용매를 이용한 추출보다 훨씬 높은 효율을 나타내었다. 또한 이온성 액체의 종류와 추출제의 종류에 따라 세슘 이온의 제거율이 다르게 나타났다. 본 연구는 이온성 액체를 적용한 이온 분리의 기초적인 연구이며 후속 연구를 통한 다양한 이온성 액체 및 추출제의 적용을 통한 높은 세슘 이온 제거율을 달성할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 사업임. (과제번호: NRF-2012M2B2B1055496)

5. 참고문헌

[1] 이현주, 이제승, 안병성, 김훈식: 이온성 액체의 기술 동향, J. Korean Ind. Chem. 16(5), 595-602, 2005.

[2] H. Luo, S. Dai, P.V. Bonnesen, A.C. Buchanan, J.D. Holbrey, N.J. Bridges, R.D. Rogers: Extraction of cesium ions from aqueous solutions using calix[4]arene - bis(tert - octyl benzo-crown-6) in ionic liquids, Anal. Chem. 76, 3078-3083, 2004.

경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물의 핵종분리효율 향상을 위한 핵종거동에 관한 연구

최정훈[1*], 조용준[1], 이태교[2], 은희철[1], 김준홍[1], 박환서[1], 박근일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
mrchoijh@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 파이로 건식공정은 사용후 핵연료를 재활용할 수 있는 기술로서 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성된다. 각 공정처리 후 전해매질 내에는 불순물 핵종이 누적되며, 전해환원 공정에서는 LiCl이 전해정련 및 제련공정에서는 공융염 (LiCl-KCl)이 염폐기물로 발생된다. 특히, LiCl 염폐기물은 ^{137}Cs, ^{90}Sr과 같은 고방열성 핵종들을 포함하게 되므로 최종 처분대상 폐기물의 감량을 위하여 이들 핵종을 농축시킬 필요가 있다. 따라서 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 I, II 족 고방열성 핵종을 분리한 후 분리된 고방열성 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 LiCl염은 전해환원 공정에 재사용하는 방법을 사용한다면 최종 처분대상 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다. 하지만 LiCl 염폐기물 내에 존재하는 고방열성 I/II족 핵종분리에 관한 연구는 거의 이루어지지 않고 있는 실정이다.

따라서, 한국원자력연구원 에서는 경막 결정화 (Layer Melt Crystallization) 방법을 이용하여 고방열성인 I/II족 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물의 재생에 대한 연구를 수행하고 있다[1]. LiCl-CsCl-$SrCl_2$-$BaCl_2$계의 상평형도 분석을 통해 Cs, Sr, 및 Ba을 포함하는 LiCl염폐기물로부터 LiCl결정을 회수할 수 있는 것을 확인할 수 있었으며, Lab scale 장치를 이용하여 90% 이상의 높은 핵종분리 효율을 실험적으로 얻을 수 있었다.

효율적인 경막결정화 핵종분리 공정 설계를 위하여 LiCl염 내에서 핵종의 거동을 파악하고 예측할 필요가 있다. 따라서 본 연구에서는 LiCl염 내의 불순물을 제거하는 경막결정화 공정에서 특정 핵종의 핵종분리효율을 예측하기 위하여 모델 구조를 수립하였고, 이로부터 각 핵종의 치환엔탈피를 계산하였다. 또한 각 1 mol의 Cs, Sr, 및 Ba의 I/II 족 핵종불순물이 포함된 3kg-LiCl염에서 경막결정화 실험을 수행하여 치환엔탈피와 핵종분리효율과의 상관관계를 파악하였다.

2. 본론

2.1 열역학적 모델링

불순물을 포함하는 LiCl의 모델구조를 수립하기 위하여 Cs^+, Sr^{2+}, Ba^{2+} 불순물이 Li^+ 위치에 치환되는 방식을 사용하였다. 이 경우, Sr^{2+} 및 Ba^{2+}의 경우 전하 밸런스를 맞추기 위하여 각 이온 당 한 개의 vacancy가 존재해야 한다. 이러한 구조의 계략도를 Fig. 1에 나타내었다. 이러한 불순물 및 vacancy가 존재하는 LiCl염은 $Li_{1-2y-2x}Cs_xSr_yBa_zCl$의 화학식으로 표현된다. 계산 방법은 양자역학 계산 (Quantum mechanical simulation)을 사용하였으며, 실제 결정화 공정을 반영하기 위하여 불순물 이온 및 vacancy가 랜덤한 위치에 분포하도록 묘사하는 mixture atom model을 적용하였다.

불순물 핵종이 LiCl 결정에 치환될 때의 엔탈피 변화를 파악하기 위하여 다음과 같은 식을 이용하여 치환엔탈피를 계산하였다.

Substitution Enthalpy

$$= [E(total) - xE(Cs^+) - yE(Sr^{2+}) - zE(Ba^{2+})] - [E(LiCl) - (x+2y+2z)E(Li^+)]$$

여기서 E(total) 및 E(LiCl)은 불순물을 포함하는 LiCl 및 순수한 LiCl의 엔탈피를 나타내며 $E(Li^+)$, $E(Cs^+)$, $E(Sr^{2+})$ 및 $E(Ba^{2+})$는 각 핵종 이온의 엔탈피를 나타낸다. 불순물핵종의 치환율에 따른 치환엔탈피 계산 결과를 Fig. 2에 나타내었다. Cs핵종이 치환될 경우, 치환엔탈피가 Cs농도에 따라 선형적으로 증가하는 것을 알 수 있으며, 6at%에서는 11.173 eV의 값을 나타내었다. Ba 핵종이 불순물로 포함이 될 경우도 치환율이 높아질수록

치환엔탈피가 증가하는 경향을 나타내었으나, Cs보다 증가량이 작은 것을 확인할 수 있었으며, 6at%에서 치환엔탈피는 5.299 eV였다. 한편 Sr 불순물 핵종이 LiCl 결정내에 치환이 되었을 때는, Cs, Ba과는 다르게 치환엔탈피가 LiCl과 큰 차이를 보이지 않았으며, 6at%에서 -1.922 eV과 같은, 더 낮은 치환엔탈피를 가지는 것을 확인할 수 있었다. 이러한 핵종 치환율에 따른 치환엔탈피의 변화를 이용하여 핵종분리효율을 다음과 같이 예측할 수 있다. Cs의 경우 핵종이 LiCl 결정내에 치환이 되면 엔탈피가 급격히 증가하여 시스템이 불안정한 상태에 놓이게 되므로, 핵종이 결정내에 쉽게 치환이 되지 않음을 알 수 있고, 이로부터 Cs의 경우, 결정화 공정에서 높은 핵종분리효율을 얻을 수 있을 것으로 예상된다. 하지만 Sr 핵종은 LiCl 결정내에 치환이 되어도 엔탈피의 변화가 거의 없거나 안정한 결과를 나타내었으며, 이로부터 Sr은 결정내에 쉽게 포함이 되어 결정화 공정에서의 핵종분리효율이 낮을 것이 예상된다. Ba의 경우 Cs과 Sr의 중간에 해당하는 핵종분리효율을 나타낼 것으로 사료된다.

2.2 경막결정화 실험 및 결과

치환엔탈피와 핵종분리효율의 상관관계를 실험적으로 파악하기 위하여 경막결정화 방법을 이용하여 LiCl의 결정화 실험을 수행하였다. 3 kg의 LiCl에 각 1 mol CsCl (168.36 g), $SrCl_2$ (158.53 g), $BaCl_2$ (208.25 g)의 불순물 핵종을 넣은 후, 700 도로 승온하여 용융상태로 만든 후, 결정판 내부를 Ar 냉각가스로 냉각하여 결정화를 수행하였다. Ar 유량은 1분간 12.5 L/min로, 220분간 30 L/min로 증가시키는 방식을 사용하였다. Inductively Coupled Plasma (ICP) 분석을 이용하여 측정한, 결정화 후의 불순물 농도를 at%로 환산하면 Cs, Sr 및 Ba이 각각 4.145at%, 4.732at% 및 4.705at%에 해당한다. 이는 Fig. 2의 회색 치환엔탈피 영역에 해당하며 이때 엔탈피 값으로부터 핵종분리효율은 Cs, Ba, Sr 순으로 높을 것이 예상된다. 실제 실험결과로부터 측정한 핵종분리효율은 Cs, Sr 및 Ba이 각각 69.752% 60.556% 및 60.699%로서 엔탈피결과로부터 예측된 핵종분리효율 순서와 일치하는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서 사용한 모델링에 의해 각 불순물 핵종의 LiCl 결정에서의 핵종분리효율을 예측할 수 있는 것을 확인할 수 있었다. 치환엔탈피 계산 및 경막결정화 실험 결과로부터 치환엔탈피가 큰 핵종일수록 핵종분리효율이 높을 것이라 결론내릴 수 있다. 또한 이는 실험이 수행되지 않은 Eu^{3+}, U^{3+} 등의 핵종의 분리효율 등의 예측에도 효율적으로 이용이 가능할 것이라 사료된다.

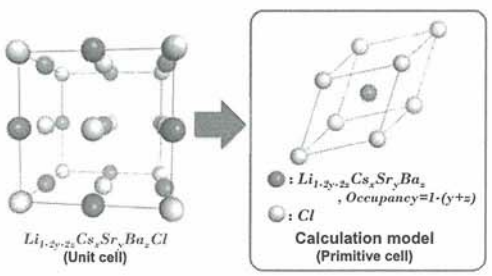


Fig. 1. Schematic unit cell structure of LiCl crystal containing impurities and vacancies, and calculation geometry described as primitive cell.

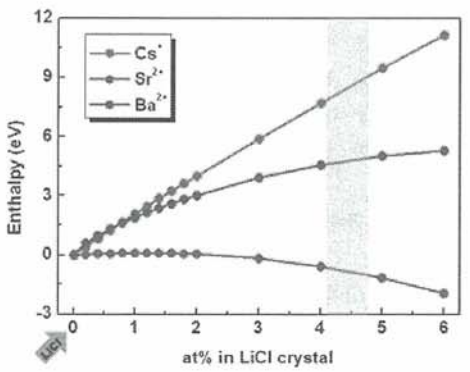


Fig. 2. Enthalpy changes of LiCl when Li^+ sites are substituted with Cs^+, Sr^{2+}, or Ba^{2+} impurities. Gray region corresponds to the impurities concentration of recycled LiCl crystal.

4. 참고문헌

[1] Y. Z. Cho, J. S. Jung, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Kor. Rad. Waste Soc., Vol. 8(1), p.71-77, 2010.

방사성폐기물 내 ^{59}Ni 방사능 측정 방법에 대한 고찰

송병철*, 김영복, 오세진, 한석환, 박종호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989 번길 111
nbcsong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로 재료물질에 함유되어 있는 ^{58}Ni이 중성자에 의한 핵반응(^{58}Ni(n,r)^{59}Ni) 생성물로써 ^{59}Ni 방사성 핵종이 생성되며, ^{59}Ni는 주로 방사화 된 금속이나 수 처리 과정 중 이온교환 수지 등에서 발견된다.

방사성폐기물 내 ^{59}Ni는 반감기가 7500년으로 매우 길 뿐만 인체에 대한 위해도가 크기 때문에 낮은 방사능 준위의 핵종임에도 불구하고 방사성폐기물 처분장에서도 처분 제한치를 두어 규제하고 있다. 방사성폐기물 내 존재하는 ^{59}Ni의 핵종농도를 측정하기 위하여 주로 저에너지분광분석기에 의한 낮은 에너지의 X-ray를 검출하는 방법을 많이 사용한다. 저에너지 분광분석기의 검출기로 저에너지용 NaI(Tl) 검출기를 사용하여 왔으나 최근에는 분해능이 월등히 좋은 평면형 저에너지용 게르마늄 검출기를 사용하기를 선호한다. 본 연구에서는 저에너지 분광분석기의 검출기로서 종전에 사용하던 저에너지용 NaI(Tl) 검출기 와 고순도 게르마늄 검출기의 바탕값, 측정효율 및 최소검출 방사능 등을 비교 검토하였다. 또한 실제 원자력연구원에서 발생된 방사성폐기물 시료에 대하여 저에너지 감마선 분광 분석기를 이용함으로써 ^{59}Ni의 방사능 농도를 측정하였다.

2. 본론

2.1 저에너지용 NaI(Tl) 검출기를 이용한 ^{59}Ni 방사능 측정

^{55}Fe 및 ^{59}Ni과 같은 X-ray를 방출하는 핵종은 저에너지감마선분광분석기(LEPS, Low Energy Photon Spectrometer)를 이용하여 측정하였는데, 본 저에너지감마선분광분석기는 두께가 0.04인치인 NaI(Tl) 검출기와 시그날 프로세싱 시스템으로서 고체섬광계수기용 분광분석장치를 부착하여 사용 하였다. 검출기의 동작전압을 800 V ~ 1200 V 까지 50 V 간격으로 측정한 결과 시스템의 동작전압을 950 V로 설정하였다.

^{55}Fe(5.9 keV) 및 ^{109}Cd(23 keV) 표준물을 이용한 에너지 보정 및 계측효율 보정을 하였다. 에너지 보정 식을 다음에 나타내었으며, ^{55}Fe 계측효율은 9.0 % 이었다.

$$En(Kev) = 0.623 + 0.0488\ CH \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

$$Log(Eff) = 1.5607 - 0.00302\ Wt \cdots\cdots\cdots (2)$$

또한 ^{59}Ni에 대한 염의 무게에 따른 계측효율 보정을 위해 dimethylglyoxime을 사용하여 $Ni(DMG)_2$ 침전을 얻은 후 무게를 측정하고, 염의 무게에 따른 계측효율을 구한 식과 그래프를 그림 1에 나타내었다.

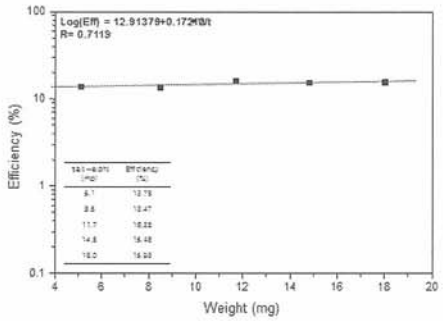


Fig. 1. Counting efficiency according to salt weight

2.2 저에너지용 HPGe 검출기를 이용한 ^{59}Ni 방사능 측정

방사성폐기물 내 ^{59}Ni의 방사능 분석을 위하여 Planar 타입의 저에너지 감마선 분광분석기(HPGe,GLP-36360/13, AMETEC ORTEC)을 도입하여 설치하고 성능검사를 수행하였다. 고전압을 3000V로 설정하고 ^{55}Fe 선원을 이용하여 검출기의 성능을 평가한 결과, 5.9 keV에서 360 eV의 분해능을 나타냈다.

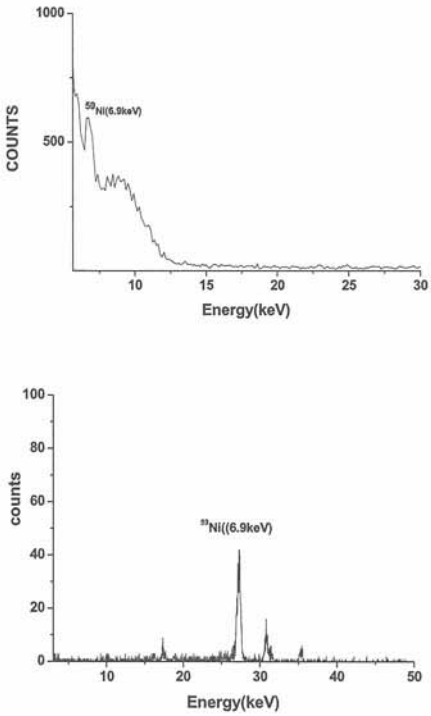


Fig. 2. Gamma-ray Spectra of ^{59}Ni using NaI detector(up) and HPGe(down)

2.3 검출기에 따른 ^{59}Ni의 최소검출방사능

방사능 계측기의 최소검출방사능은 주어진 신뢰도에서 검출될 수 있는 최소 방사능을 말하며 이는 기기의 백그라운드, 계측효율, 계측시간 및 시료량 등에 의하여 결정된다. 최소검출방사능을 낮출 수 있는 가장 효과적인 방법은 시료 량을 크게 하거나 계측시간을 길게 하는 방법이 있으나 실험조건에 따라서 상호보완적이어야 한다.

저에너지감마선분광분석법을 이용한 방사성폐기물 내 ^{59}Ni의 최소검출 방사능 농도는 NaI(Tl) 검출기 및 HPGe 검출기 각각 0.17 및 0.02 Bq/g 이었다. NaI(Tl) 검출기의 NaI(Tl) 검출기의 최소검출방사능 농도가 10배 정도 높은 이유는 백그라운드에 기인한 것으로 판단된다.

3. 결론

저에너지 감마선분광분석기의 염의 무게에 따른 계측효율을 측정하였으며, 그림1에 나타낸 바와 같이 염의무게에 따른 계측효율의 변화는 없었다. NaI 검출기를 사용한 저에너지 분광분석기의 ^{59}Ni 에너지영역(6.9keV)에서의 백그라운드 및 계측효율은 각각 0.04 cps 및 11%로 나타났다. 또한 HPGe 검출기를 사용한 저에너지 분광분석기의 ^{59}Ni 에너지영역(6.9keV)에서의 백그라운드 및 계측효율은 각각 0.01 cps 및 9 %로 나타났다. 방사성폐기물 내 ^{59}Ni의 최소검출 방사능 농도는 NaI 및 HPGe 검출기에서 각각 0.17 및 0.02 Bq/g으로 산출되었다. 실제 시료에 대하여 ^{59}Ni를 화학적으로 분리하여 $Ni(C_4H_7O_2N_2)_2$ 침전을 얻은 후 HPGe 검출기를 이용한 감마선 분광 분석기를 사용하여 ^{59}Ni의 방사능을 측정하였을 때 0.05 Bq/g 정도의 ^{59}Ni의 방사능이 검출되었다.

4. 참고 문헌

[1] Lee C, Martin JE, Griffin HC (1997) Appl. Radiat Isot 48, 639.

[2] Yonezawa C, Sagawa T, Hoshi M, Tachikawa E (1983) J Radioanal Chem 78, 7.

[3] Chien C. Lin. "Radiochemistry in nuclear power reactors", national academy press (1996).

ORIGEN-S 코드를 이용한 피복관 소재 별 연소도에 따른 방사화 계산

전민구*, 이창화, 박창제, 최정훈, 조인학, 최용택, 이유리, 강권호, 박환서, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
minku@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 U 대비 약 24.5 wt.%를 차지하는 폐 피복관은 산화탈피복 혹은 산을 이용한 세척 후에도 잔류 사용후핵연료, 핵분열생성물 침투, 피복관 소재의 방사화 등으로 인해 고준위 폐기물 혹은 GTCC 폐기물로 분류 되는 것으로 알려져 있다 [1-3]. 기존의 연구는 주로 잔류 사용후핵연료 및 핵분열생성물의 제거에 관한 보고들이 대부분이었던 반면, 피복관 소재 자체의 방사화에는 상대적으로 많은 정보가 알려져 있지 않다. 피복관의 방사화 정보는 폐 피복관의 처리 방법 등에 있어서 중요한 영향을 미치게 되는데, 잔류 사용후핵연료 및 침투 핵분열생성물만 제거하는 것을 목표로 한다면 기존의 염소화/전해정련 방법보다 상대적으로 용이할 것으로 기대되는 표면 제염 방법을 도입하는 것을 고려할 수 있기 때문이다.

본 연구에서는 주요 피복관 소재인 Zircaloy-4, Zirlo 이외에도 최근 KAERI에서 고연소도 운전을 위해 개발한 HANA-4 및 HANA-6 피복관 소재에 대해 연소도에 따른 방사화 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 계산 방법

방사화 계산을 위해 본 논문에서는 ORIGEN-S [4] 코드를 사용하였다. 원자로 형태는 Westinghouse CE 16×16을 사용하였다. U의 농축도는 4.5 wt.%로 하였다. 계산에 고려한 연소도는 30, 45, 60, 75 GWD/MTU로 하였고, 전력밀도는 37.5 MW/MTU로 고정하였다. 피복관의 방사화 계산을 위해 집합체의 계산을 수행하여 얻은 thermal flux 결과를 이용하여 계산을 수행하였다. 피복관 소재의 무게는 U 대비 24.5 wt.%로 하였으며, 피복관의 냉각기간은 10년으로 하였다.

2.2 실험 결과

Zircaloy-4의 경우 연소도가 15 GWD/MTU 증가할 때 마다 전체 방사능 농도가 7~8% 증가하는 것으로 확인되었다. 주요 방사성 핵종으로는 ^{125}Sb, ^{125m}Te, ^{55}Fe가 확인되었다. ^{60}Co의 경우 방사능 농도가 8번째로, 국내 경주 처분장 인수기준보다 낮은 값을 가지는 것으로 확인되었다. 또한, 연소도가 75 GWD/MTU 인 경우에도 경주 처분장 인수기준을 만족하는 것으로 확인되었다.

반면, Nb을 포함하는 Zirlo, HANA-4, HANA-6 경우에는 30~75 GWD/MTU 연소도 범위에서 ^{94}Nb의 방사능 농도가 경주 처분장 기준을 약 4,000 배 초과하는 것으로 확인되었다. 이는 곧 Nb가 포함된 피복관 소재의 경우 표면 제염 보다는 Zr의 선택적 회수 기술이 유리함을 의미한다. 아래 Table 1에는 각 피복관 소재의 연소도 별 ^{94}Nb의 농도를 나타내었다.

Table 1. Concentration of ^{94}Nb for various fuel burn-ups and cladding materials

	30 GWD/MTU	45 GWD/MTU	60 GWD/MTU	75 GWD/MTU
Zircaloy-4	-	-	-	-
Zirlo	0.008 wt.%	0.008 wt.%	0.009 wt.%	0.010 wt.%
HANA-4	0.012 wt.%	0.013 wt.%	0.013 wt.%	0.014 wt.%
HANA-6	0.009 wt.%	0.009 wt.%	0.010 wt.%	0.010 wt.%

KAERI에서는 염소화/전해정련을 이용한 Zr의 선택적 회수 기술 개발을 통해 폐 피복관의 감용 기술을 개발하고 있다. 하지만 위에서 살펴본 바와 같이 잔류 사용후핵연료 이외에도 ^{94}Nb에 대한 분석이 동반되어야 한다. 염소화 공정에서는 Zr이 Cl_2 기체와 반응하여 휘발성의 $ZrCl_4$를 형성함으로서 Zr을 다른 핵종들로부터 분리하는 방법을 사용하고 있다. 하지만, 공정온도 (약 400 °C) 보다 휘발점이 낮은 핵종들의 경우 $ZrCl_4$와 함께 휘발되게 되는데, Nb의 경우 $NbCl_5$의 휘발온도가

254 °C로, 331 °C의 $ZrCl_4$ 보다 낮기 때문에 Zr 회수 시 Nb가 함께 회수되게 된다. 따라서 회수된 Zr으로부터 Nb의 제거가 필요한데, 이는 두 염화물의 증기압 차이를 통해 수행되게 된다. 아래 그림 1에는 $ZrCl_4$와 $NbCl_5$의 증기압 곡선을 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이, $ZrCl_4$의 손실 없이 $NbCl_5$를 제거하기 위해서는 약 200도 이하에서 $NbCl_5$를 휘발시켜야 하며, 보다 높은 온도에서 $NbCl_5$를 제거할 경우 제거 효율은 향상되지만 Zr의 회수율 감소가 발생할 것으로 예상된다.

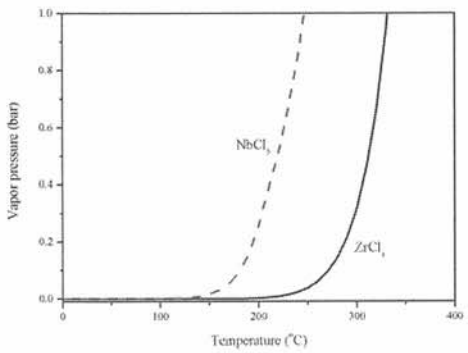


Fig. 1. Vapor pressures of $ZrCl_4$ and $NbCl_5$

3. 결론

본 논문에서는 주요 피복관 소재의 방사화에 대한 분석을 수행하였으며, 연소도에 따른 차이를 확인하였다. Nb을 포함하지 않는 Zircaloy-4에 비해 다른 소재들 (Zirlo, HANA-4, HANA-6)의 경우 ^{94}Nb에 대한 분석 및 처리 방법 연구가 필요함을 확인하였다. 염소화 공정을 이용한 폐 피복관 감용 기술에서는 증기압 차이를 이용한 분리를 통해 ^{94}Nb와 Zr을 분리할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] H. Lee, G.-I. Park, K.-H. Kang, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho, and E. H. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol.43, pp.317-328, 2011.

[2] T. S. Rudisill, Journal of Nuclear Materials, Vol.385, pp.193-195, 2009.

[3] M. K. Jeon, C. J. Park, C. H. Lee, K. H. Kang, and G. I. Park, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol.292, pp.1221-1228, 2012.

[4] I. Gauld and O. W. Hermann, and R. M. Westfall, Origen-S: Scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms, ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vol. II, Sect. F7.

원전해체 기본전략 · 해외사례 및 관련 기술개발 현황에 대한 고찰

신현근*, 변성철, 이상욱, 배성만
한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 520
sinhg@khnp.co.kr

1. 서론

최근 고리1호기 및 월성1호기 계속운전 여부 논란과 일본 후쿠시마 사고발전소 해체와 관련하여 국내에서도 원자력발전소 해체에 대한 관심이 높아지고 있다. 본 논문에서는 현재 국내 원전해체 정책 및 관련법, 해외사례를 고찰하고 사업자의 해체 전략을 살펴봄으로써 현재 원전 해체사업의 문제점 및 나아갈 방향에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 원전해체 관련법 및 정책 고찰

2.1.1 원전해체 관련법 고찰

현재 원전해체에 관한 규정은 원자력안전법 제28조에 발전용 원자로운영자가 계획서를 작성, 위원회 승인, 확인 · 점검 등 기본 행정절차를 거치도록 기술되어 있으며, 해체 계획서 제출 시기 등 기본 전략과 세부지침은 제시되어 있지 않아 혼란을 야기할 우려가 있다. 미국의 경우 영구정지 후 2년 이내에 해체계획서를 제출하고, 제출 후 90일 이후부터 해체활동을 할 수 있다. 현재의 법제도 하에서는 계속운전이 허가되지 않을 경우 운영허가 기간 이후의 발전소 운전 등에 대해 명확한 지침이 없는 상태가 되며, 따라서 잔존하는 사용후핵연료 열제거 등의 안전성 문제가 있으므로 원자로 영구 정지 이후에 대한 정확한 규제지침의 정비가 필요하다.

2.1.2 원전해체 정책 고찰

한편 IAEA Guideline NW-G-2.1에 의하면 정부에 의해 원자력시설 해체 정책이 수립되어야 하고, 이 정책에 근거하여 원자력시설 운영자가 국가적, 부지 고유, 시설 고유의 특성을 고려하여 세부 전략을 실행시켜나가도록 권고하고 있다. 특히 정책 내용에 포함될 내용으로 안전과 보안 목표, 국가차원의 업무 분장, 가용 자원 공급을 위한 체계마련, 주 접근방법, 방사성폐기물 처리 방법, 여론 수렴 및 정보공개 방법을 대표적인 핵심인자로 꼽고 있다. 그러나 현재 국내에는 정부의 원자력시설 해체에 관한 정책이 아직 마련되지 않은 상태이며, 정부는 금년 6월을 목표로 방사성폐기물 관리기술 로드맵을 수립하고 있다. 이 로드맵에 해체 정책이 포함될 예정이다. 정부의 정책이 제시되지 않은 상태에서 국내 유일의 원전사업자인 한국수력원자력(주)은 이미 원전해체 기본전략을 2012년 9월 수립하였으며 세부시행계획으로 원전해체 기술개발 로드맵을 금년 2월 발표하였다. 정부 정책이 부재한 상태에서의 사업자 전략수립과 세부 시행계획은 그 효과성 및 효율성이 영향을 받을 수 있으므로 이를 뒷받침할 정부 정책 수립이 시급한 현안이라 할 수 있다.

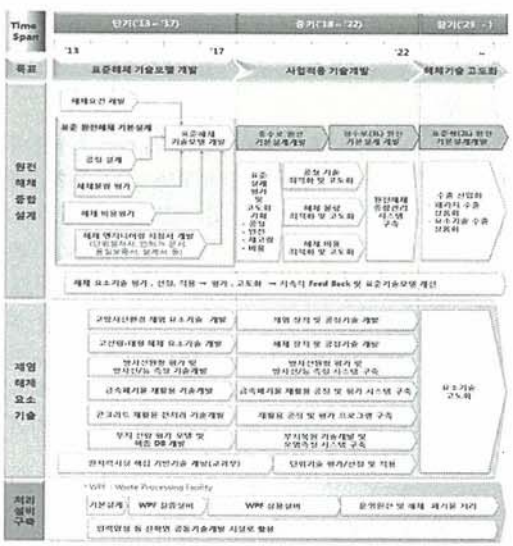


Fig. 1. Decommissioning Road Map of KHNP

2.2 해외사례 검토

해체 사업은 각 국가에 따라 서로 다른 형태, 특히 미국은 자국 내에서도 다른 형태의 원전 해체 사업 운영 방법을 택하고 있다. 이러한 방법들은 일반적으로 어느 형태의 사업 구조가 우수하다고 평가하기는 실제 불가능하다. 각국의 실정에 적합한 방식을 채택해야하기 때문이다.

2.2.1 미국

미국의 원전은 많은 수의 독립된 개인 회사가

운영하고 해체도 수행하고 있다. 운영 회사와 해체 전문 기업의 계약에 의하여 진행되었으며 계약의 형태는 매우 다양하다. 시장성을 강조하기 때문에 해체사업이 국가 주도가 아닌 운영회사 형편에 맞게 추진되고 있다.

2.2.2 일본

일본에서 현재 해체가 진행 중인 상업용 원전은 Tokai 1호기 하나뿐이다. 원전 운영사인 JAPC (Japan Atomic Power Company)는 해체사업을 내부에서 수행 중이며 특별한 작업만을 그때그때 소규모의 계약에 의하여 수행한다.

2.2.3 프랑스

프랑스에서 모든 원전의 운영은 EDF가 수행하며 해체 책임도 EDF에 있다. 이를 위하여 CIDEN 이라는 EDF 산하의 해체 전담 회사를 설립하여 해체사업의 기획, 계획, 설계 등 software work만 전담하고 현장에서의 절단, 제염 등 물리적 해체작업은 일반 회사와 계약에 의해 수행하고 있다.

2.2.4 영국

원전의 운영은 EDF Energy와 Magnox North에 의하여 수행되나 해체가 결정되면 모든 책임과 권한은 해체 전담 국가기관인 NDA로 이관된다. NDA는 각 해체 부지별로 O&M(Operation & Management) 회사를 선정하여 시설의 관리 및 해체작업을 맡기고 있다. 이렇게 하는 이유는 영국의 경우 원자력시설이 다양하고 원전도 몇 개의 전력회사가 분할과 통합을 계속하면서 해체 비용이 막대하게 증가하여 국가적인 통합관리가 필요했기 때문이라고 할 수 있다.

2.3 운영자의 원전해체 전략

현재 원전운영사인 한수원의 기본 전략은 즉시 해체를 기본으로 하되 안전관리 기간을 비용, 폐기물 발생량 등을 고려하여 5년에서 20년까지 탄력적으로 운영한 뒤 해체하는 것이다. 또한 2개호기 동시 건설 방식을 고려하여 2개호기 동시 해체를 원칙으로 하고 있다. 이는 인접호기에 대한 안전운전 영향, 안전성, 효율 및 비용을 종합적으로 고려한 결정이다. 부지 복원은 해당 시점의 정책, 부지 여건 등을 고려하여 구체적인 활용 방안을 결정할 예정이나 재활용이 가능하도록 복원할 예정이다. 원전 해체 관련기술 개발을 위해 연도별 투자계획을 수립하였고 재원은 전력산업기반기금, 산업체 분담금 등으로 충당할 예정이다.

2.3.1 국내 해체 경험 및 기술 현황

국내에서 상업용 원자로 해체는 한수원에서 수행한 월성1호기 압력관 교체 사업이 유일하다. 따라서 중수로 해체 경험은 축적되어 있으나 경수로 해체 경험은 전무한 편이다. 세부적인 제염, 절단, 원격 로봇 기술 등은 아직 기초적 수준에 머물러 있어 이에 대한 투자를 단기간 내에 집중할 필요가 있다.

Table 1. Annual Investment on Decommission by Korea Hydro & Nuclear Power (단위 : 억원)

	기금	분담금	합계	누계
2013		25	25	25
2014	47	95	142	167
2015	72	108	180	347
2016	70	106	176	523
2017	74	112	186	709
~2022	438	760	1,198	1,907
~2027		300	300	2,207
합계	701	1,506	2,207	

3. 결론

현재 원전해체에 대한 관심은 매우 높은 편이나 그간 정부의 계속운전 정책에 비해 상대적으로 낮은 수준의 준비로 인하여 가장 기본이 되는 정책이 마련되어 있지 않은 실정이다. 국가 정책이 마련될 때 까지는 원전해체 전략을 수립하여 세부시행 계획을 준비하고 있는 원전사업자가 중심이 되어 관련 기술을 조속히 개발하는 것이 바람직하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, Policies And Strategies For The Decommissioning of Nuclear And Radiological Facilities, NW-G-2.1, 2011.

[2] 한국원자력연구원, 중장기 원전 해체 대책에 관한 연구 (최종보고서), pp.31-49, 2011.

사이클로트론 해체 및 소외운반 경험사례

홍용호*, 이상웅, 박영재, 정진용
㈜액트, 대전광역시 유성구 관평동 705
hyh@actbest.com

1. 서론

서울대학교병원 본관동 지하1층에서 사용한 동위원소 생산용 사이클로트론(13 MeV, 모델: TR-13 제조사: Ebco)은 1994년도에 도입된 이후 약 17년간 운용되어 왔으며, 해당 사이클로트론시설의 노후화 및 신규 설비 도입으로 사용이 중지된 시설로서 성균관대학교에서 연구용으로 사용할 목적으로 성균관대학교로 운반하기위하여 해체하였다. 본 사례는 국내 도입되어 운영중인 사이클로트론을 최초로 해체 및 운반한 사례로 사이클로트론 시설의 노후화에 의한 폐지, 가속기분야의 기술개발로 인한 신제품도입의 활성화로 인한 기존 사용중이던 사이클로트론의 폐지등이 예상된다. 따라서 국내에서 운영중인 사이클로트론 신규도입 시 사용중이던 사이클로트론의 폐기가 증가할 것으로 고려된다. 사이클로트론 해체작업은 서울대학교 병원 내 방사선관리구역에서 수행되었으며, 해체 대상 사이클로트론은 자체차폐 구조로 된 모델로서 약 80 t에 이르는 중량물을 다루는 어려움으로 관련전문가를 방사선작업종사자로 지정 등 사전에 준비된 계획에 따라 사이클로트론 해체 및 운반관련 방사선안전관리를 수행하였다.

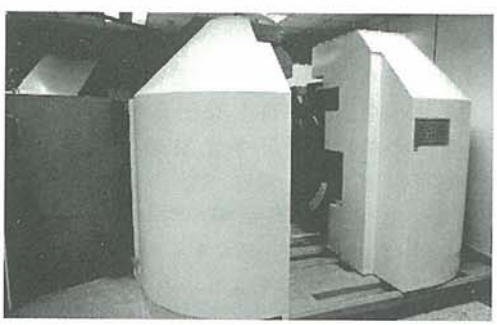


Fig. 1. Cyclotron, TR-13(Manufactured by Ebco)

2. 본론

2.1 사이클로트론 해체 작업

사이클로트론 해체는 취급 시 방사선작업종사자의 방사선피폭을 최소화하기 위하여 가동 중 방사화되어 방사선량율이 높은 부품 순서로 해체를 하며 그 작업 순서는 1) 이온추출기, 2) 타켓트리 2 EA, 3) 이온원 2 EA, 4) 전원 및 조작캐비넛 4 EA, 5) 차폐부 6 EA, 7) 본체(Magnet)부 2 EA, 8) 레일제거, 9) 전체운반 순서로 진행되었다. 본체부 및 차폐부는 80 톤에 이르는 중량물로 방사선관리구역에 중량물 운반에 용이한 기구를 설치하여 작업하였으며, 전자석 진공관련 부분과 Dee, 라이너등 전자석 힐 및 밸리 부분에 대해서는 스크레치등의 손상이 되지 않도록 하는 각별한 주의가 요구되었다. 해체된 부품은 각각 방사선량율 측정 후 이중포장 하였고, 사이클로트론의 부분품 중 타겟트리, 이온원, Dee 및 전자석의 일부 부품은 양전자에 의해 방사화되어, 표면 방사선량율은 최대 1.4 mSv/h로 측정되었다. 이는 2010년 8월 운영 중지후 약 1년6개월이 지났으며 표1과 같이 Zn-65와 같은 대부분의 단반감기 핵종들이 붕괴되었음을 알 수 있었다. 사이클로트론의 방사화된 부분품 해체 및 해체된 싸이클로트론의 운반 작업기간은 총 60 일(작업준비시간 제외) 이며, 총 피폭선량은 0.48 man-mSv로 평가되었다.

2.2 방사화분석

사이클로트론에서 방사화된 부분품에 대해 이동식 핵종분석기, Portable HPGe Gamma spectrometer, (MCA)로 핵종분석한 결과 Na-22, Mn-54, Zn-65 및 Co 계열의 방사성핵종이 분포되었으며, 사이클로트론 본체 부 및 차폐 부를 분리하여 각각에 대하여 이동식 핵종분석기(MCA)로 핵종분석한 결과도 동일한 핵종들이 검출되었다.

Table 1. Analyses of radionuclides in main and shielding sections

종류	분석결과	
본체부	Mn-54 75.4 %	Na-22 0.1 %
	Co-56 0.1 %	Zn-65 7.2 %
	Co-60 11.8 %	K-40 5.1 %
차폐체	Mn-54 75.5 %	Co-60 14.5 %
	K-40 10.0 %	

2.3 사이클로트론 운반

운반대상물인 사이클로트론은 장기간(17년이상) 가동 결과 사이클로트론의 각 부품을 구성하고 있는 물질의 방사화로 인한 방사성동위원소가 부품들에 포함된 물질로서, 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙 제90조 및 제91조에서 규정한 운반물의 종류를 분류하기가 곤란하여 한도량을 결정하기 어려웠고, 본체 및 부분품의 표면선량율 및 핵종분석결과에 근거해서 IP-1형 운반물로 분류하였으며, 운반물의 부피가 크고 규정한 운반용기에 넣어 운반하기 곤란하여 특별운반승인 및 운반검사를 통해 원자력안전기술원 입회하에 운반차량에 선적 및 운반하였다.

2.3.1 MCNP를 활용한 운반물 분류

본체부 및 차폐부에 대하여 원자력안전위원회 고시 제2012-49호에서 규정한 면제물질에 대한 방사능농도(별표2의 10Bq/g 적용)에 따라 구조는 단순 모델링하였으며, 재질은 Cu 및 압연강재인 SS400등 방사성물질이 균일하게 분포하여 있다고 가정하여 일정거리(표면에서 1cm 떨어진 거리)에서의 방사선량을 계산한 결과 차폐부분의 경우 2.17 μSv/h, 본체부의 경우 2.45 μSv/h로 산출되었다.

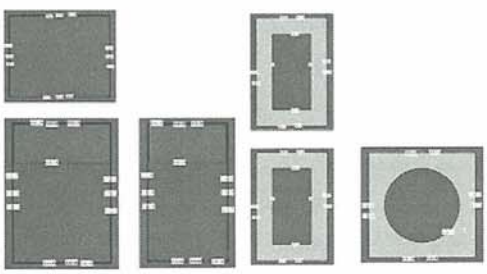


Fig. 2. Modelling of cyclotron for MCNP simulation

2.3.2 실제 방사선측정 및 평가

MCNP로 해석하기위한 모델링위치와 동일한 지점에 방사선측정기를 이용하여 실제 측정한 결과를 MCNP 해석결과와 비교한 결과 전체적으로는 MCNP 해석결과보다 낮았으나 이온원이 부착되었던 본체 우측부분의 경우 5.35 μSv/h로 높게 측정되었다.

2.4 방사선관리구역에서 작업평가

서울대학교병원 사이클로트론은 캐나다 Ebco사에서 제작한 기기로서, 시설차폐를 요구하지 않는 자체차폐형 모델로 차폐부는 스틸샌드로 채워져 기기외부에서 방사화 여부는 나타나지 않았으며, 시설의 바닥 및 천장등의 폐기물도 자기폐기가 가능한 수준이었다. 사이클로트론 해체 및 이전작업으로 방사선작업종사자의 방사선피폭량 및 생성된 폐기물의 양은 아래와 같다.

Table 2. Dose results for radiation tasks of cyclotron

관련작업명	피폭량
사이클로트론 해체 및 운반	0.3 mSv
안전관리	0.18 mSv

Table 3. Volumes of radioactive waste generated from cyclotron

종류	발생량(ℓ)	발생원
가연성 종이	200	시설제염
가연성 비닐	900	작업자착용 및 부산물
가연성 목재	1,100	작업부산물
비가연 콘크리트	10	오염부분 제거

3. 결론

의료기관에서 연구 및 진료용으로 사용되는 사이클로트론은 최초 방사성동위원소 생산허가시 작업자 및 환경에 대한 방사선안전를 보증할 수 있도록 규제기관의 인허가 과정을 득한 후 운영된다. 하지만 노후화에 의한 가동이 중지되어 폐지대상 기기 및 시설은 향후 더욱 증가 할 것으로 예상되며, 노후기기 및 시설 평가에 대한 정의가 명확하지 않으므로 노후기기 및 시설에 대한 명확한 규제 또한 적용하기 쉽지 않다고 판단되어 진다. 향후 이러한 시설들의 해체와 같은 요구를 대비하여 시설 구조에 따른 방사화 계산 및 측정 등의 방사선 안전성을 보증하기 위한 진단 및 리스크 평가가 필요하다. 따라서 최초 허가부터 폐기에 이르는 전 기간에 대한 안전 규제체계 및 노후시설 진단기준 및 정의 수립의 필요성이 요구된다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전법, 동법 시행령, 시행규칙.
[2] 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙.
[3] 원자력안전위원회 고시 제2012-49호.
[4] 연구용원자로 폐로사업 과제보고서 (KAERI/RR-2182/2001).

원자력연구시설 해체 금속폐기물 용융제염 기술개발 국내 동향

민병연*, 윤경수, 이기원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
bvmin@kaeri.re.kr

1. 개요

원자력시설의 해체 시 발생하는 폐기물은 금속 조각, 콘크리트, 토양 등 종류도 다양할 뿐만 아니라 발생량 또한 방대하다. EC(European commission)의 자료에 의하면 앞으로 60년 동안 유럽 국가들에 있는 원자력시설의 해체 시 발생되는 금속폐기물의 양이 스테인레스강은 약 30만 톤, 연강이나 탄소강은 약 100만 톤, 알루미늄과 구리는 약 2 ~ 3만 톤 정도가 될 것이며[1], 전 세계적으로는 향후 50년 동안 약 1,200만 톤의 스테인레스강은 약 95만 톤, 탄소강은 870만 톤, 구리 220만 톤이 발생할 것으로 예측하고 있다[2]. 원자력 선진국등은 방사성 금속폐기물량을 최소화하기 위해 해체폐기물 재활용 시나리오, 방사성 핵종의 거동 특성, 다양한 용융슬래그의 특성 등의 장기간에 걸친 연구개발과 경험 축적을 통해 기반기술을 확보하였으며, 실제로 상용규모의 처리시설을 갖추어 운전하고 있으며, 아울러 보다 안전하고 경제적인 금속폐기물 재활용을 위하여 계속적인 연구가 진행되고 있다. 국내적으로도 최초의 원자로인 연구로 2호기 및 우라늄 변환시설의 퇴역으로 제염·해체 사업이 완료되었으며, 현재 연구로 1호기가 해체 중에 있다. 연구로 2호기 및 원자력연구원 내 우라늄변환시설의 해체로 인해 구조재, 배관재 등을 포함하여 수십 톤 이상의 금속폐기물이 발생하여 임시 저장 중에 있다. 원전시설에서 규모가 큰 구성품 (열교환기, 습분 분리기, 증기발생기) 교체나 해체 시 발생하는 다량의 금속폐기물을 그대로 수용하기에는 부족한 폐기물 처분장 문제뿐만 아니라, 지속적으로 처분 단가의 증가가 예상되므로 방사성 금속 폐기물의 효과적인 감용 및 재활용 기술이 요구된다. 이러한 원자력시설 유지 보수 및 해체 시 다량으로 발생하는 금속폐기물의 효율적인 관리방안으로 용융제염기술이 각광을 받고 있다. 용융제염은 다른 감용방법에 비해 부피감용이 가장 커 최종처분시설 공간을 절약할 수 있으며 탄소강, 스테인레스강 및 인코넬 등 많은 양의 금속을 회수하는 것이 가능하다.

2. 본론

방사성 금속폐기물 감용 및 자체처분기술은 근본적으로 금속 방사성폐기물을 저감하는 기술로 다양한 단위기술의 조합이 요구된다. 금속용융기술은 유럽을 추축으로 미국과 일본에서 활발히 연구되었으며 상용규모의 처리시설을 갖추어 원자력시설에서 발생하는 금속폐기물을 처리하고 있다. 2001년 국내 최초의 연구로 2호기 TRIGA MARK가 해체사업을 시작하였고 2004년에 원자력 연구원내 우라늄변환시설의 해체가 진행되고 있어 해체 시 발생할 금속폐기물 처리문제 해결이 현안과제로 부각되었다. 동시에 향후 원자력시설 해체 시 다량으로 발생될 것으로 예상되는 금속 조각을 수용하기에는 폐기물 처리장이 매우 부족할 뿐만 아니라, 관련 처분 비용이 계속적으로 증가하는 추세에 있어 이러한 문제를 해결하기 위해서 방사성 금속 폐기물의 효과적인 감용 및 재활용 기술 개발이 시급한 실정이었다. 이에 따라 2004년부터 2006년까지 원자력연구기설 제염해체 기술개발 과제의 일환으로 "베타/감마/우라늄 오염 해체폐기물 용융제염기술개발"의 과제로 실험실 규모의 아크 용융로를 제작하여 원자력 해체시 발생하는 각종 금속성 해체폐기물(Stainless steel, Carbon steel, Aluminum)에 대한 용융특성 및 방사성 핵종의 분배 특성에 관한 연구가 수행되었다(Fig. 1, 2). 이를 바탕으로 약 180 kg/batch(Fig. 3) 용량의 금속용융제염 설비를 제작 설치하여 금속용융상에서의 방사성핵종의 분배특성과 용융설비 용량증대에 따른 실험데이타 획득의 목적으로 우라늄 변환시설 해체시 발생된 탄소강 및 해체 금속폐기물의 용융제염을 수행한 경험을 가지고 있다[37]. 현재는 금속성 해체폐기물 감용 및 실용화 시설 구축을 위해 350 kg/1회 규모의 유도용융로를 금속용융시험동 내에 구축하여 연구목적의 실증실험이 수행될 예정이다(Fig. 4). 한전원자력연료에서는 금속성 폐기물의 부피감용을 위한 유도로가 설치되어 있다.

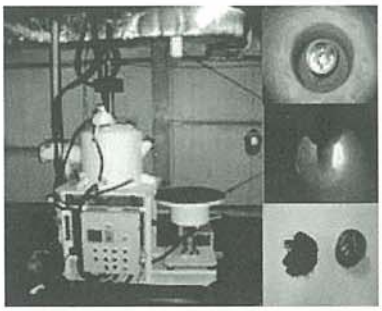


Fig. 1. Melting apparatus of Lab scale

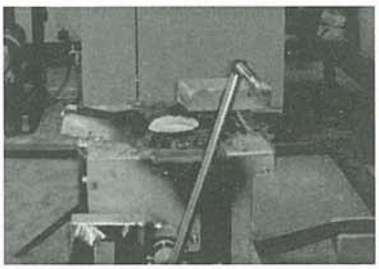


Fig. 2. Melting apparatus of bench scale

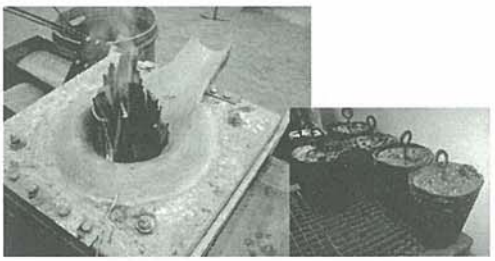


Fig. 3. Decommissioning metal waste treatment.



Fig. 4. Metal melting facility of demonstration scale.

3. 결론

국내 영구처분장의 한계하에서 처분 비용의 감소, 처분에 필요한 장소의 절감, 안정성 확보, 자원의 재활용 측면에서 금속용융 기술은 반드시 필요한 기술이다. 원자력연구원 내 실용화 규모로 구축된 금속용융시험시설에서 실증시험 통해 선진국 수준의 기술과 경험, 기술 적용성을 한층 향상시켜 국내 해체 금속폐기물 처리 기반 기술의 발전 및 기술자립 기대할 수 있을 것이다. 원자력 산업분야에서의 금속폐기물의 재활용이나 재사용을 위해서 재활용에 대한 기술 개발과 병행하여 금속 폐기물의 재활용에 대한 규제 기준을 확립하는 일 또한 중요하다. 금속 폐기물에 대한 재활용의 시나리오 중에서 가장 설득력 있고 가능성 있는 방안은 금속 폐기물을 원자력 시설 내에 필요한 제품으로 재활용하거나 재이용하는 것이다. 즉, 스테인레스강을 이용하여 유리화로 처리된 폐기물의 저장 캐니스터나 폐기물 드럼을 생산하거나, 탄소강을 재활용하여 폐기물 처분 박스나 ISO 컨테이너, 콘크리트 첨가물인 과립이나 섬유 등을 생산할 수 있다. 또한 구리를 이용하여 사용후 핵연료의 처분 컨테이너와 알루미늄을 재활용하여 저장 캐니스터 등의 제품을 생산할 수 있을 것이다. 이러한 제품들의 가장 큰 장점은 핵 시설 내에 재사용함으로써 국민에 대한 반감을 줄이면서도 금속 폐기물을 재활용할 수 있다는 것이다. 재활용에 대한 기술적인 개발과 병행하여 금속 폐기물의 재활용에 대한 규제 면제나 규제 해제의 기준을 설립하는 것이 중요하다. 국제기구나 이미 재활용을 실행하고 있는 국가들의 기준과 특성을 잘 살펴 우리 실정에 맞고 안전한 기준의 설립이 빠른 시일 안에 이루어지는 것이 필요하다 하겠다. 향후, 국내 방사성 금속폐기물의 처리에 의한 자체처분이 활성화될 것이며, 대규모 자체처분 금속폐기물의 용융에 의한 방사성폐기물 저장용기, 수송용기 및 처분용기 등 원자력산업에 제한된 적용을 위한 실용화 용융 설비가 구축되어 운영될 것으로 예상한다.

4. 참고문헌

[1] Hopkinson, K.L., Bishop, A., Cross, M.T., Harrison, J. and Selgas, F. : Recycling and reuse of radioactive material in the controlled nuclear sector, EUR18041 EN, European Commission, (1998).

[2] Nieves, A. and Tilbrook, R.W. : Potential radioactive scrap metal quantities from Nuclear power plants worldwide, Radwaste, Vol. 3 (1) pp 45-53, (1996).

해체전략 수립 및 평가를 위한 고려인자와 평가 방법

손정희*, 신상원, 신상화, 이재민
TUV Rheinland Korea, 서울시 구로구 구로동 197-28
junghee.son@kor.tuv.com

1. 서론

원전의 해체과정은 원전의 정지 후 시설특성을 분석하는 해체 기획 단계와 인허가를 받기위한 해체 설계 단계, 시설을 직접 해체 하거나 제염하는 해체 공사 단계, 부지 복원 후 부지를 규제 해제하는 환경 복원단계를 거치게 된다. IAEA에서 제시하고 있는 해체전략은 즉시해체, 지연해체, 밀폐저장 등이 있다. 일반적으로 해체기획 단계에서 자원 및 인력의 가용성과 사회경제적 영향 등과 같은 요인에 의하여 즉시해체, 지연해체, 밀폐저장 등의 방법중 하나가 선택되어 시설 해체에 적용된다. 본 논문 에서는 해체전략 및 그 수행기간 등과 같은 해체옵션에 영향을 미치는 고려인자들을 서술하고 그 평가 방안을 모색하였다.

2. 본론

2.1 해체전략 수립 및 선택 시 고려인자와 원칙

해체전략 수립이나 그 선택에 있어서 영향을 끼치는 인자를 표1 에 정리하였다. 제시된 인자들은 해체 전략 수립 시에 모두 반영되어야 한다. IAEA 지침서에서는 해체계획의 초기 단계에서 전략수립을 위해 고려해야할 전략수립인자(Formulating factor)와 가능한 다수의 해체전략 중 최종안을 선택하기 위해 고려해야할 영향인자(Influencing factor)를 언급하고 있다[1][2]. 각각의 인자들의 세부 내용은 큰 차이가 없는 대동소이 한 모습을 보여주고 있으며 공통되는 분야를 보면, 시설특성, 부지사용계획, 규제 및 법령, 안전, 비용, 폐기물, 기술, 사회적 영향이 있다. 이 고려인자들은 시설특성이나 비용, 기술 등과같이 비교적 객관적이고 정량화가 가능한 요인들도 존재하지만 사회적 영향등과 같은 정량화가 힘들고 주관적 판단이 많은 영향을 미치는 정성석인 요인들도 함께 존재한다.

2.2 고려인자의 평가방안

해체전략수립에 대한 의사결정 보조수단으로서

Table 1. Factors for Decommissioning strategy [1],[2]

Category	Factors
Formulating factor	Type of facility and extent of clean up necessary
	Desired end state
	Status of national policies and regulatory infrastructure
	Specific safety issues
	Cost and availability of funds
	Waste
	Technology
	Social and economic impacts
	Other Factors
Influencing Factor	National policies and regulatory framework
	Financial resources/cost of strategy.
	Spent fuel and waste management system
	Health, Safety and Environmental (HSE) impact
	Knowledge management and human resources
	Social impacts and stakeholder involvement
	Suitable technologies and techniques

IAEA에서는 비용-편익 분석법(Cost-Benefit Analysis) 과 다속성 효용분석법(Multi-Attribute utility Analysis) 등을 언급하고 있으며[1], 또한 결정된 다수개의 해체 전략중 하나를 선택하고 선택된 전략을 정당화하기 위한 방법으로서 다속성 효용분석법을 예시로 들고 있다[2]. 비용편익 분석은 사업의 비용과 효과를 모두 화폐적 가치로 추정하여 현재가치로 전환한 후 사업의 순 현재가치, 또는 비용편익비율(B/C ratio)을 산정하여 사업의 타당성 여부를 결정하는 평가 기법이다. 그러나 화폐적 가치평가가 어려운 경우 다른 대안적인 평가기법이 적용된다. 이 때 사업이나 정책의 다양한 목표를 종합적으로 평가하고자 할 때 다기준 분석의 적용이 필요하며, 다기준 분석 기법중의 하나가 앞서 언급된 다속성 효용분석법이다[3]. 비용-편익 분석법과 다속성 효용분석법은 IAEA에서 언급하는 대표적인 정량적, 정성적 분석법 중의 하나이며, 각각의 장단점 및 특성을 표2에서 정리하였다.

Table 2. Properties of Cost-Benefit Analysis & Multi-Attribute utility Analysis [3]

	비용 편익 분석	다속성 효용분석
평가 유형	정량적 평가	정성적 평가
평가 순위 부여	비용 또는 편익 효과 순으로 부여	각 대안의 기대효용 크기의 순서대로 부여
평가 방법	행위에 대한 비용과 효과를 모두 화폐적 가치로 추정하여 타당성 여부를 결정	행위와 관련된 독립적인 요소들을 확인, 각 요소들의 객관적 가치가 아닌, 상대적 비중결정 하여 행위에 관한 효용분석
장점	분석 과정과 결과의 이해가 용이하고 경제성 판단시 명확한 기준을 제시	정량적 가치와 정성적 가치의 통합이 가능하고 조건에 따라 평가기준의 가중치 변화 및 평가대한의 추가 등 높은 유연성을 가짐
단점	방법에 따라 결과가 왜곡될 수 있고, 사업의 불확실성과 비가역성이를 경우 판단이 어려움	각 기준마다의 효용함수 선정에 있어 의사결정자의 주관이 지나치게 반영되고, 그러한 효용함수의 일관성을 검증할 수 있는 방법이 없음[4].

1980년대 이전 해체기술이 충분히 발달하지 못했던 시대에는 기술의 가용성과 그에 따라 소요되는 비용과 같이 정량적 요소들이 해체 전략이나 옵션을 선택하는 의사결정 과정에 있어 중요한 고려요소였다. 그러나 기술이 발달하고, 환경영향 및 지역개발, 사회복지와 같은 부분의 중요성이 대두되면서 지역단체나 환경 단체, 여론과 같은 정성적 요소에 대한 논의가 점점 더 중요해지는 경향을 보이고 있다. 또한, 원자력 시설 해체는 그 규모가 크고, 다양한 경제적, 사회적 이해관계가 형성된다. 따라서 이해당사자들 간에 의견을 효율적으로 수렴하여 최종 합의안을 찾는 다기준 의사결정 기법이 큰 의미를 가지게 된다[5]. 지역주민을 포함한 이해 당사자간 의사결정 과정 참여를 통한 즉시해체전략 수립은 해체 선행 국가의 최근 주요 경향이다. 이러한 특징을 고려해 볼 때, 정량적 평가인 비용편익 분석만으로는 원자력 시설 해체와 같이 다면적 요인들을 포함하고 있는 사안을 평가하는데 한계가 있으며 정성적 요인을 포함하는 분석기법인 다기준 의사결정 기법을 고려할 필요가 있다. 다기준 의사결정 기법 에는 계층화 분석(AHP), 다속성 효용분석, 퍼지(FUZZY) 이론 등 여러 가지 기법들이 있으나 발전소 입지, 수자원 개발과 같은 대규모 프로젝트에 대한 공학적, 경영학적 의사결정에 주로 적용되는 기법으로서 다속성 효용 분석법이 있다[3]. 실제로 다속성 효용 분석법의 경우 원자력 사고시의 초기 비상대응 결정 및 사용후 핵연료 공론화 등의 의사결정 보조수단으로 고려된 바가 있으며, 원자력분야 뿐만 아니라 군사과학, 기후정책 수립 등과같이 다면적 평가기준을 가지는 분야에서 효과적인 의사결정 보조수단으로서 사용되고 있다. 그러나 대규모 프로젝트에 주로 사용되어온 다기준 의사결정 기법이 따로 존재한다고 할지라도 분석기법마다 제각기 장단점이 존재하며 절대적으로 우위에 있는 분석법기법은 없다. 따라서 한 가지 기법만을 고려하기보다 여러 기법에 대한 분석수행결과를 비교하여 합리적인 대안을 도출하는 것이 바람직 할 것으로 보인다.

3. 결론

원자력 시설의 해체전략 및 옵션을 결정하기 위한 고려 인자들을 검토하고, 이러한 인자들을 평가하기 위한 방법을 알아보았다. 원자력 시설해체 시 고려해야할 인자들은 정량적 요소뿐만 아니라 정성적 요소를 함께 포함하고 있으며, 기술의 발전에 따라 정량적 요소 보다는 정성적 요소가 점점 더 중요해지는 경향을 띈다. 따라서 향후 원자력 시설 해체에 있어 정성적 요소에 대한 평가가 중요한 사안이 될 것이며 이러한 정성적 요인에 대한 대표적인 평가 기법으로 다속성 효용분석 기법이 있으나, 분석 기법마다 제각기 장단점이 있으므로 한 가지 기법만을 고려하기보다 여러 기법에 대한 분석수행결과를 비교하여 합리적인 대안을 도출하는 것이 바람직 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] IAEA Safety Reprot No.50 Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material, IAEA, pp. 5-23, 2007.

[2] IAEA TECDOC 1478 Selection of decommissioning strategies: Issues and Factors, IAEA, pp.3-8, 2005.

[3] Analysis of Methodologies for Prioritizing Climate Change Adaption Measures, Korea Environment institute, 2011.

[4] 한국 군사과학 기술 학회지, Vol.12, No.5, pp.557-562, 2009.

[5] 대한산업공학회 춘계학술대회 논문집, Vol.1, No.1, pp.1321-1328, 2011.

연구로 발생 해체폐기물 감용처리 현황

황두성*, 정경환, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
dshwang@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 1·2호기는 1995년 가동을 중지하고 1997년부터 해체사업을 착수하여, 2009년 1차 사업을 종료하고 추가로 2011년부터 2014년까지 2차 사업을 추진 중에 있다. 연구로 1호기는 국내 최초의 원자로로서 기념관으로 추진하는 과정에서 2009년 8월 원자로의 방사선차폐 역할을 하는 수조수가 누출되었다. 그러나 누출된 수조수의 방사능농도는 $1.54X10^3$ Bq/m^3으로 환경에 미치는 영향은 무시할 정도인 것으로 평가되었다. 따라서 연구로 1호기의 모든 방사성물질은 모두 제거하고 대신에 차폐수조 콘크리트 내부에 실물과 동일한 모양의 모형을 설치하는 기념관화 추진 방안으로 변경하게 되었다. 이로써 4년에 걸쳐 연구로 1호기 원자로의 해체를 위한 2차 사업을 추진하게 되었다.

연구로 2호기 및 주변시설 해체과정에서 발생한 방사성폐기물은 현재 연구로 2호기 원자로실 건물 내에 임시 저장하고 있으며 국가 방사성폐기물처분장(경주) 건설이 2014년 완공 시 처분장으로 이송할 예정이다. 그러나 이들 폐기물은 연구로 2호기 해체 당시 사업기간 및 예산의 부족으로 폐기물 분류 작업이 면밀히 진해되지 못하여 많은 양의 폐기물이 발생하였다. 따라서 본 논문에서는 2호기 해체과정에서 발생한 콘크리트, 토양 및 금속폐기물의 분류 작업을 통하여 방사능농도가 낮은 폐기물을 자체처분대상폐기물로 전환하여 폐기물을 감용처리한 결과와 연구로 1호기 해체과정에서 발생한 해체폐기물 발생현황을 소개하고자 한다.

2. 본론

연구로 2호기 및 주변시설 해체공사로부터 발생한 방사성폐기물은 총 해체폐기물의 약 15.3%인 395톤이 발생하였다. 이들 방사성폐기물은 $4M^3$ 컨테이너 64개, 200L 드럼 347개, 차폐용기인 'A'형 용기 6개이며, 이들을 200L 드럼으로 환산할 경우 1,297 드럼에 해당한다. 으들은 현재 제염 해체가 완료된 연구로 2호기 원자로 건물 내에 저장 중에 있다. 이들 폐기물은 중.저준위방사성폐기물 인도규정[1]에 따라 폐기물을 표준화된 포장용기 포장하고 포장물의 구조적 건전성을 입증해야만 한다. 포장용기 중 $4M^3$ 컨테이너는 처분장 반입이 가능하여 제작 사용하였으나 1단계 방폐물 처분장인 동굴처분방식에서는 본 포장용기의 반입이 불가하여 200L 드럼으로 재포장해야 했다. 이 같은 폐기물의 재포장 작업을 수행하면서 토양, 콘크리트, 금속폐기물의 경우 오염도 측정 등의 분류 작업을 통하여 방사능농도가 0.4Bq/g 이하인 폐기물에 대해서는 자체처분대상폐기물로 분류 전환하여 폐기물을 감용처리 하였다.

해체폐기물 중 감용처리 대상 폐기물은 토양, 콘크리트 및 금속폐기물이며, 토양폐기물은 200L 125개와 $4M^3$ 컨테이너 3개, 콘크리트 폐기물은 200L 86개와 $4M^3$ 컨테이너 41개, 그리고 금속폐기물은 200L 5개와 $4M^3$ 컨테이너 10개, 'A'형 용기 6개에 포장되어 있다. 폐기물의 분류작업을 위하여 그린하우스를 설치하였으며, 크기는 W6,600 X D5,700 X H500 mm 이고 작업공간 내 분진 제거를 위해 환기설비를 설치하였다. 그린하우스 내에는 드럼 및 $4M^3$ 컨테이너에 포장된 토양폐기물 반입을 위한 W1,740 X D2,900 X H200 mm 크기의 거치대를 설치하였고 토양폐기물 분류 작업을 위한 W3,300 X D2,200 X H1,300 mm 크기의 작업대를 설치하였다.

감마핵종별 비방사능의 총합이 0.4Bq/g 미만일 경우 자체처분대상폐기물로 분류한다. 그린하우스로 반입된 토양폐기물은 먼저 토양폐기물 거치대에 올려진 후 개봉한다. 작업대에 부은 토양폐기물은 동일한 높이가 되도록 한다. 토양폐기물은 동적조사(scan survey)와 방사성 핵종 농도를 분한 후 측정 결과에 따라 방사성폐기물 및 자체처분대상폐기물로 분류하여 200L 드럼에 포장한다. 콘크리트 및 금속폐기물은 폐기물의 형태에 따라 분류하여 동적조사(scan survey)와 핵종농도 분석

을 병행한 후 폐기물을 분류하여 200L 드럼에 포장한다 [2].

표 1 및 2는 연구로 2호기 해체폐기물 발생현황 및 감용처리 결과를 나타낸 것이다. 이들 폐기물은 분류작업을 통하여 용적비로 토양폐기물은 32%, 콘크리트폐기물은 57%, 금속폐기물은 48%를 자체처분대상폐기물로 전환하였다. 여기서 콘크리트 폐기물의 경우 추가 고정화 처리를 감안하여 예상 발생량을 나타낸 것이다.

Table 1. Radioactive waste generated from the decommissioning of the KRR-2

용기 구분		토양	콘크리트	금속류	비가연 잡고체	가연 잡고체	합 계
200ℓ 드럼		125	86	5	31	100	347
4㎥ 컨테이너	수량	3.12	40.88	10	6	4	64
	환산수	53.82	705.18	172.5	103.5	69	1104
Cask	수량	0	0	6	0	0	6
	환산수	0	0	9.25	0	0	9.25
합 계		178.82	791.18	186.75	134.5	169	1460.25

Table 2. Volume reduction of the radioactive waste from the KRR-2

용기 구분		토양	콘크리트	금속류	비가연 잡고체	가연 잡고체	합 계
200ℓ 드럼		104	120	32	31	100	387
4㎥ 컨테이너	수량	1	13.88	3	4	-	21.88
	환산수	17.25	239.43	51.75	69	-	377.43
Cask	수량	-	-	6	-	-	6
	환산수	-	-	9.25	-	-	9.25
합 계		121.25	359.43	93	100	100	773.68
추가처리후 합계		121.25	228	93	100	100	642.25
폐기물안정화후 예상 총계		121.25	342	93	100	100	756.25
감용율, %		32.1	56.8	47.6	0.0	40.8	48.2

표 3은 연구로 1호기 해체 방사성폐기물 발생현황을 나타낸 것으로 현재 119드럼이 발생하였다. 해체공사 완료 시 약 200여 드럼 발생할 것으로 추정하고 있으나 해체 상황에 따라 변동은 있을 것으로 생각된다.

Table 3. Radioactive waste generated from the decommissioning of the KRR-1

용기 구분		토양	콘크리트	금속류	비가연 잡고체	가연 잡고체	합 계
200ℓ 드럼		-	49	3	2	-	54
4㎥ 컨테이너	수량	-	-	-	2	-	2
	환산수	-	-	-	34.5	-	34.5
Cask	수량	-	-	-	-	-	-
	환산수	-	-	-	-	-	-
합 계		-	49	3	36.5	-	88.5
주기발생 예상량		-	100	4	5	10	119
총 합계		-	149	7	41.5	10	207.5

3. 결론

본 연구에서는 연구로를 해체하면서 발생한 방사성폐기물의 처분을 위한 건전성을 확보하고 처분비용의 절감 측면에서 폐기물 감용을 위해 토양 및 콘크리트 폐기물의 분류를 통해 방사능 농도가 낮은 폐기물은 자체처분대상폐기물로 전환하는 감용처리를 수행하였다. 연구로 2호기 발생 방사성폐기물의 감용처리를 통하여 용적비로 토양폐기물은 32%, 콘크리트폐기물은 57%, 금속폐기물은 48%를 자체처분대상폐기물로 전환하였다. 또한 연구로 1호기 해체를 수행하면서 폐기물 감용처리를 병행하여 현재 119드럼이 발생하였다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-53호, 중.저준위방사성폐기물 인도규정, 2012.

[2] 황두성 등, 연구로 발생 해체폐기물 관리, 한국방사성폐기물학회 추계학술논문요약집, pp.265-266, 2012.

원전 시공 관리기준공정표를 활용한 원전해체 WBS 개발 방법에 대한 고찰

김장욱*, 김창락
한국전력 국제원자력대학원대학교, 울산 울주군 서생면 신암리 1456-1
jjanguki@gmail.com

1. 서론

우리나라는 세계6위의 원전 선진국이지만, 원전 해체와 관련해서는 선진국 수준에 미치지 못하는 실정이다. 지금까지 30여기의 원전을 건설 및 운영해오면서 원전설비의 국산화 및 원전수출 등 전략적인 육성 및 지원 정책으로 원전산업은 상당 수준에 도달한 반면에 원전해체 분야에 있어서는 안전규제, 해체계획서 작성지침, 해체 후 부지 재이용 기준 등 사전 계획단계에서 준비되어야하는 여러 사항들에 대한 연구 및 성과가 상대적으로 미흡한 실정이다. 또한 지난 2011년 7월 IAEA의 IRRS(통합규제검토서비스) 수검결과, 국내 원자력시설의 해체제도 및 규정정비가 필요하다는 권고를 받았다. 영구정지에 따른 해체계획 수립이 지연되고 있고, 원자력시설 건설 및 운영허가 신청 시 해체계획을 제출하고 주기적인 갱신을 요구하는 IAEA 안전기준에 부합되지 않다는 것이다. 다행히 지난 후쿠시마 원전사고 이후 원전의 조기해체에 대한 사전 대비 필요성이 강조되면서 원전 해체 준비작업에 대한 관심과 정부 차원의 지원이 본격화되고 있다.

본 논문에서는 실제 원전 건설시 관리지침이 되는 시공 관리기준공정표(IPS, Integrated Project Schedule)를 활용해서 향후 원전 해체계획서의 해체 원가산정 및 공정계획 수립의 기초가 되는 원전해체 작업분류체계(WBS, Work Breakdown Structure) 개발 방법을 제시해보고자 한다.

2. 원전해체 WBS 개발

2.1 WBS 개발 방법

첫째, 사업자(Owner) 책임의 주요작업은 OECD/NEA의 ISDC(International Structure for Decommissioning Costing)를 활용하여 향후 우리나라의 해체전략으로 가장 가능성이 높은 즉시해체 및 지연해체 복합형에 활용 가능한 WBS를 수립한다. 둘째, 계약자 책임의 실제 해체작업은 실제 원전 시공시 사용되는 시공 관리기준공정표를 활용하여 보다 세부적이고 실질적인 WBS를 수립한다.

2.2 OECD/NEA의 ISDC 활용

OECD/NEA에서 제공하는 원전해체 프로젝트를 위한 표준 원가산정 요소에는 11개의 주요 액티비티가 있다. 그리고 이 11개 액티비티 각각에 대하여 NPP Decommissioning 을 최상위 레벨로 하위 3레벨까지 WBS 정의가 가능하다.[1]

Table 1. Principle Activities from ISDC

Level 1	Major Activities
01	Pre-Decommissioning Actions
02	Facility Shutdown Activities
03	Additional Activities for safe enclosure
04	Dismantling Activities within the Controlled Area
05	Waste Processing, Storage and Disposal
06	Site Infrastructure and Operation
07	Conventional dismantling, demolition and site restoration
08	Project Management, Engineering and Support
09	Research and Development
10	Fuel and Nuclear Material
11	Miscellaneous expenditures

2.3 원전 시공 IPS 활용

시공 관리기준공정표는 원전 건설사업의 시공업무를 관리 가능한 단위작업으로 세분화시킨 공정표로서 원전 시공분야 공정관리의 기준이 된다.

본 논문에서는 한국 표준형 원전인 OPR1000의 시공 관리기준공정표[2] 중 원자로건물을 대상으로 활용 방법을 도출하였으며, 상기 11개의 WBS 항목 중 04번과 07번 항목을 Dismantling Activities로 통합하여, 시공 IPS의 호기별/건물별 시공완료 개념을 적용하여 해체 WBS를 세분화하고자 한다.

2.3.1 원자로건물 시공 IPS 분석

원자로건물 총246개 액티비티 중 시운전관련 13개 액티비티를 제외하고 해체작업과 직접적으로 관련된 액티비티는 모두 233개였다. 45개의 작업타입별로 범주화해보니 NSSS Equipment 설치관련 작업이 42개로 가장 많았고, 그 다음으로 대구경,소구경배관 및 서포트작업이 39개, 구조물 콘크리트작업이 23개, 카본/스테인리스 스틸 라이너 플레이트 설치가 18개 순으로 많았다. 공종별, 작업타입별로 범주화한 후 각 작업타입별로 관련 해체작업을 도출한 결과는 다음과 같다.

Table 2. Dismantling works by work type

Work Type	Dismantling Works
Civil	굴착, 되메우기, 방수보호필름 제거, 콘크리트(기초/바닥/벽체/기둥) 철거
Arch.	방호도장, 도어, 엘리베이터 철거, 해체
Elec.	전식방지 설비, 전기기기, 조명/통신/보안/소방 설비 철거, 해체
HVAC	공조기기, 공조 덕트 및 서포트, 보온재 철거 및 해체
I&C	계측기기, 계측튜빙 철거, 해체
Elec.Bulk	케이블 트레이 및 서포트, 접지설비, 전선관 철거, 해체
Mech.	RV Internals & Head 해체, NSSS Equipment 해체, 재생열교환기, 안전주입탱크, CEA change 플랫폼, 폴라크레인, Refueling Equipment, Sump펌프류, 피동형 수소제거설비, 기타 탱크류, RV 보온재 철거, 해체
Piping	매입배관, 노출배관(대구경&소구경) 및 지지대, 격납건물 살수배관, 보온재 철거, 해체, 방호도장 제거
Structural Steel	구조용 철골, 폴라크레인 거더, 레일&브라켓, 재장전수조 SSLP, 내부 CLP(바닥,벽체,돔), 포스트텐셔닝 시스템, 건축 잡철물, Airlock Sleeve, Hatches, Pipe Whip Restraints, Equip. Hatch, Sliding Door, Recirculation Sump, IHA Platform,
Misc. Works	• 제염 및 해체를 위한 장비 구매 및 설치 • 오염도 Mapping • 제염작업(현장내 혹은 외부) • 해체작업을 위한 임시설비 설치 (차폐, 모니터링, 환기, 비계 등) • 기타 작업

2.3.2 IPS 작성기준 활용방안

◎ 호기별,건물별,층별,공종별,구역별 시공완료 개념을 적용하여 해체 WBS를 세분화한다.

◎ 작업타입별 또는 시공패키지별로 해체 WBS를 세분화한다.

◎ 해체 작업순서는 4레벨(EL.142피트 이상)→3레벨(EL.122~142피트)→2레벨(EL.100~122피트)→1레벨(EL.100피트 이하)로 시공(설치)의 역순으로 진행한다. 단, 주요 NSSS 기기 및 대형기기 등 중요도가 높은 컴포넌트 해체작업은 별도의 작업으로 구분하여 작업 우선순위를 조정할 수 있다.

2.3.3 시공 IPS 활용 시 장점

◎ 시공의 모든 작업을 확인가능하므로 보다 자세하고 실질적인 작업분류가 가능하다.

◎ 해체작업 세분화로 장기간 프로젝트 수행에 대한 효율적인 사업관리가 가능하다.

◎ 사전계획의 정확성을 높일 수 있다.

◎ 시공에서 사용한 분류체계를 최대한 활용함으로써 시공 IPS와 연계성을 가질 수 있으므로 향후 해외 원전해체시장 진출 시에 경쟁력을 가질 수 있다.

3. 결론

효율적인 원전해체 프로젝트를 위해서는 해체공정의 체계적 관리가 중요하며, 그것의 선제조건이 바로 정확한 WBS 개발이다. WBS에는 원전해체와 관련된 모든 작업이 포함되어 있기 때문이다.

앞으로 우리가 선택할 해체전략 및 단계별 상세계획에 맞춰 보다 자세하고 정확한 WBS 개발이 이루어져야 되고, 나아가 공정, 공사비, 자원 등의 통합관리에 적용 가능한 WBS 개발이 이루어져야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] International Structure for Decommissioning Costing(ISDC) of Nuclear Installations, ISBN 978-92-64-99173-6, NEA, 2012.

[2] 신월성1,2호기 시공 관리기준공정표(Rev.4), KEPCO E&C.

원전 해체를 위한 원격 절단 기술 현황

김인진*, 김창락
한국전력 국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 신암리 1456-1
kimij2002@kps.co.kr

1. 서론

전 세계에 144기의 원전이 영구정지 상태에 있으며 그 중 18기만이 해체를 완료하였으며. 후쿠시마 원전 사고 이후 일부 국가의 원전의 단계적 포기 선언과 2세대 원자로의 설계수명 도달로 인해 원전 해체 시장이 새로운 블루오션으로 부상되고 있다. 우리나라에서도 초기 건설 원전을 중심으로 해체 시기가 조기에 도래할 가능성이 있어서 국내 해체 문제를 해결하고 세계 해체 시장에 진출하기 위해서는 해체 기술의 자립과 국제 경쟁력을 갖추는 것이 매우 시급한 상황이다. 특히 원격 절단 분야는 전체 해체 비용의 약30%를 차지하는 핵심 분야로 안전성과 경제성을 제고할 수 있는 최적의 기술 개발이 필요하다. 따라서 기술 평가를 위한 기초자료를 확보하기 위하여 원전 해체에 적용되는 절단장비와, 국외 고방사능 설비 원격 절단 기술 개발 현황을 조사하였다.

2. 본론

2.1 절단장비 평가 시 고려사항

원전 해체에 적용되는 절단장비를 평가 할 때 절단장비의 설치, 철거시간을 포함한 작업자 잠재적 피폭량, 절단속도, 절단기기 정비주기, 밀집된 지역 접근성, 이물질 배출, 오염 확산, 2차 폐기물 생성, 엄격한 장비 요구사항, 화재위험, 소음 등이 고려하여 종합적으로 검토되어야 한다.

2.2 원전 해체에 적용되는 절단 기술

아래 표는 절단기술의 절단가능 재료와 환경, 원격절단 적용가능성과, 개발상황을 나타낸 것이다.

Table 1. Mechanical segmenting tool

기술	재료	환경	원격	개발
Shears	All metals	Air/UW	++	A
Power nibblers	MS, SS	Air/UW	+	A
Saws	All metals	Air/UW	++	A
Milling cutters	All metals	Air/UW	++	A
Abrasive cutting	All metals	Air/UW	+	A

Table 2. Thermal segmenting tool

기술	재료	환경	원격	개발
Plasma arc	All metals	Air/UW	++	A
Flame cutting	MS	Air/UW	+	A
Powder injection	All metals	Air	o	A
Thermal lance	All metals	Air/UW	-	A
Abrasive water jet	All metals	Air/UW	o	B

Table 3. Electrical segmenting tool

기술	재료	환경	원격	개발
EDM	All metals	Air/UW	o	A
MDM	All metals	Air/UW	o	A
Consumable electrode	MS	Air/UW	+	C
CAMC	All metals	Air/UW	+	C
Arc saw	All metals	Air/UW	o	C

Table 4. New and emerging segmenting tool

기술	재료	환경	원격	개발
Laser	All metals	Air/UW	o	C
Liquefied gas	All materials	Air	o	C
Explosive cutting	All materials	Air/UW	o	C

UW: underwater, MS: mild steel, SS: stainless steel
++: excellent, +: good, o: average, -: poor
A: Industrial, B: Almost industrial, C: In development

원자로 노내 구조물과 같은 고방사능 설비 절단 시에는 설비에 근접할 수 없기 때문에 원격 매니퓰레이터을 사용한다. 원격 매니퓰레이터에 적용되는 절단기술은 기계적 절단기술도 있으나 최근에는 플라즈마 와 워터젯 절단기술이 많이 사용되고 있다. 하지만 플라즈마 절단 기술은 절단 시 대량의 오염가스를 분출시켜 추가시설이 필요한 단점을 가지고 있으며, 워터젯 절단기술은 다량의 물을 2차 폐기물을 발생시키는 단점을 가지고 있다. 한국원자력연구원에서 이러한 문제를 보완한 극저온 절단 기술을 개발 중에 있으나, 절단속도가 느리고 절단두께와 수중절단에 한계를 드러내고 있다.

2.3 국외 고방사능 설비 원격 절단 기술 현황

미국에서는 연구 시설의 해체 및 환경 복원 계

획이 1980년대에 시작되어 '96~'03년(8년)간 대규모 해체 기술 실증 사업(LSDDP)을 통해 해체 핵심 기술 및 장비를 개발하였다. CP-5(연구로), SRS(핵주기시설)에서 실증을 마친 DAWP(Dual Arm Work Platform), Rosie, Schilling Titan3 원격 조작기 등이 원자력 시설 해체에 사용되고 있다.

Table 5. The principal methods used in the past RPV internals segmentation projects in the U.S.

발전소	원자로 노내 구조물 절단기술
Yankee Rowe (PWR - 167 MWe)	- Plasma Arc - MDM
Big Rock Point (BWR - 67 MWe)	- Underwater hydraulic mill saw - Mechanical clamp-on cutter
Connecticut Yankee (PWR - 565 MWe)	- Abrasive Water Jet - MDM
Maine Yankee (PWR - 810 MWe)	- Abrasive Water Jet (Ultra-high pressure water jet) - Mechanical cutting
San Onofre 1 (PWR - 410 MWe)	- Abrasive Water Jet - MDM

일본은 '81~'86년(6년)간 해체 관련 핵심기술을 개발 후, '86~'96년 (10년)간 원전 해체 실증사업을 통해 전체적인 해체기술을 확보하였다. 일본 최초의 상업용 원전인 Tokai 흑연가스냉각로 해체 작업에는 마스터형 원격 조작 시스템이 사용되었다. 마스터 암은 플라즈마 절단장비를 장착하여 원자로 절단뿐만 아니라 원자로 내 흑연제거에 사용할 수 있도록 되어 있으며, 제어시스템은 컴퓨터 시뮬레이션과 연동하여 제어할 수 있도록 개발되었다.

프랑스 CEA에서는 고방사능 지역에서 원격 해체를 수행하기 위해 'MAESTRO'라는 시스템을 1996년부터 2006년까지 개발하였다. 플라즈마와 다양한 기계적 절단기계를 선택하여 해체 대상물을 절단할 수 있으며, 레이져 절단 장비를 추가로 탑재할 예정이다. 원격 매니퓰레이터는 CHAVIR를 통해 원격으로 조작된다. CHAVIR는 가상현실(Virtual Reality) 환경 내에서 원격 해체 장비의 정밀한 조작이 가능하다. 최근에는 햅틱 기술을 추가로 적용하여 매니퓰레이터의 엔드 이펙터(end effector)에 작용하는 힘이나 토크를 작업자가 느낄 수 있도록 기능을 개선하고 있으며, 현재 재처리 시설(APM, UP1 등) 및 고속로(Rapsodie, Phenix 등) 해체 작업에 사용하고 있다.

독일의 Forschungszentrum Karlsruhe에서는 MZFR내의 RPV의 상부 Filler 해체를 위해 원격 밴드 쏘 해체장비를 개발하였으며, 수중에서 RPV의 내부 Moderator 탱크를 해체하기 위해 원격 로봇 팔에 플라즈마 절단장비를 장착한 해체장비를 개발하였다. 또한 수중에서 파트 세절용으로 그라인더, 직쏘, 유압 shear 등의 장비도 개발하였다.

3. 결론

원자력 선진국에서는 원전 및 재처리 시설 등과 같은 고방사능 시설의 해체 경험을 통해 자국의 실정에 맞는 독자적 기술 기반을 구축하고 있을 뿐 아니라, 기술의 안전성을 최우선으로 작업자의 피폭량을 최소화하고, 합리적인 비용절감과, 방사성 폐기물 최소화를 위한 기술 고도화에 힘쓰고 있다.

우리나라는 연구로 및 우라늄 변환시설 해체를 통해 소규모 저방사능 시설의 절단 기술은 확보하고 있으나 원전과 같은 대규모 고방사능시설 해체에 요구되는 원격 절단 기술 개발은 아직 시작 단계에 불구하다. 따라서 원자력 선진국과 전략적 기술 협력을 확대하여 기술격차를 좁히고, 고하중 취급 원격 정밀 제어 기술과 실감형 원격 절단 시뮬레이터 같은 핵심 기술 개발을 동시에 추진하여 원격 절단 기술 분야의 국제적 경쟁력을 확보해 나아가야 한다.

4. 참고문헌

[1] ASME, THE DECOMMISSIONING HANDBOOK, pp.4_43-4_66, 2004.

[2] OECD/NEA, REMOTE HANDLING TECHNIQUES IN DECOMMISSIONING, NEA/RWM/R(2011)2, 2011.9.

[3] EPRI, Decommissioning San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 : Reactor Vessel Internals Segmentation, EPRI-Technical Report-1011733, 2005.12.

[4] 한국원자력연구원, 원자력시설 해체기술 개발 보고서, KAERI/RR-3085/2009, 2010.04.

[5] 문제권 등, 원자력시설 제염 해체 기술 개발 현황, pp43-48.

독일의 대형 해체 금속 폐기물 처리 및 관리 현황

이재민*, 신상화
TÜV라인란드코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28
jaemin.lee@kor.tuv.com

1. 서론

독일의 경우 2000년대 초부터 탈원전 정책을 추진하였으며 후쿠시마 사태이후 탈원전 정책을 더욱 공고히 하였다. 독일의 경우 그 이전부터 연구로, 발전로 등 수명 종료 원전에 대한 해체를 수행하였고 통일 이후 구 동독 원전의 전면적인 해체를 수행하고 있다. 독일의 대형 해체 금속 폐기물 용융 처리를 포함한 주요 시설의 처리 시설 및 원전 해체로 발생하는 대형 해체 금속 폐기물의 관리 사례를 조사하였다.

2. 본론

2.1 Central Decontamination Department (HDB) of Karlsruhe.

Central Decontamination Department (HDB)는 총 17개의 운영 시설로 구성되어 있으며 가연성 폐기물은 연소로에서 부피를 저감시키며 비가연성 폐기물은 압축 공정을 통해 200 리터 드럼에 처리한다. 대형해체 폐기물을 포함한 방사성 원전 기기들은 2개의 절단 시설에서 분쇄하여 고화시키거나 처분을 위하여 용기에 포장한다. Karlsruhe 연구센터에서는 표면선량 10 mSv/h 이하의 모든 고체, 비가연성 저준위 폐기물을 장비 제염/LAW Scrapping 시설에서 처리한다.

2.2 CARLA

1989년 10월에 최대 200 Bq/g의 방사성 물질을 처리하기 위해 인허가를 받고 Central plant for recycling slightly radioactive waste(CARLA)가 운영되고 있다. 1차 용융에 의해 가공된 금속은 폐기물 용기나 콘크리트 등의 원자력 산업에 사용되는 기기로 재활용한다. 이러한 재활용 경로는 Siempelkamp 에서 개발되어 1980년대 이후 지속적으로 그 분야를 확대하고 있다. 5,500개 이상의 폐기물 용기가 15~25%의 재활용 금속을 사용하여 제작되었다. 다양한 재활용 경로를 통하여 총 용융량 27,000톤, 규제 조건에 따른 규제 면제 방출 10,500톤, 핵주기 사용 15,000톤 등의 금속 재활용 및 재가공을 수행하였다. 금속 주괴는 약 700 m^2 크기의 개방된 야외 공간에 보관한다. 최종 처리될 때까지 일반적으로 36개월간 저장할 수 있으며 최대 60개월까지 연장할 수 있다. 일반적으로 이 시설은 1교대 근무로 운영되나 필요시 1교대 근무를 2교대 근무로 확장 할 수 있다. 예비 근무교대조로 한 개의 근무교대조를 구성하고 있으며, 용융로는 한 개만 운영되고 있다. CARLA 시설은 운영인원 12명, 방사선안전관리자 6명, 행정직원 3명 등의 인원 구성을 통해 운영된다.

2.3 Interim Storage North (ISN)

Interim Storage North(ISN)은 Greifswald 원전 부지에 위치한 해체폐기물을 저장 또는 처리할 수 있는 중간저장시설이다. ISN은 기본적으로 3가지의 기능을 수행할 수 있으며 이는 각각 처리 시설, 중간 저장 및 임시 저장 기능이다. 1차측의 대형 기기들은 해체 후 즉각적으로 임시 저장 시설로 운반되었으며 필요에 따라서는 일정 반감기의 기간이 지난 후 처리 시설에서 절단 및 포장의 공정이 수행 될 수도 있다. ISN의 처리 시설의 경우는 핵연료를 제외한 모든 종류의 방사성 폐기물의 처리가 가능하도록 설계가 되어 있다. 보안 경계를 기준으로 내부 면적은 약 100,000m^3 이며 저장 건물은 길이 240m, 너비 140m, 높이 18m 이며 70-100cm 두께의 콘크리트 벽으로 둘러 쌓여있다.

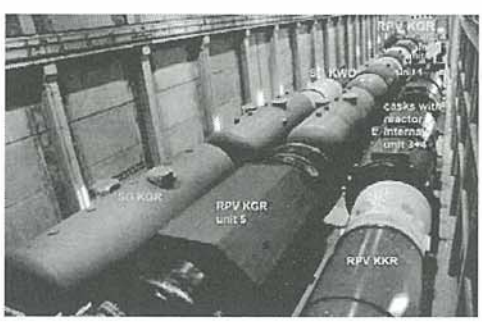


Fig. 1. Hall 7 of Interim Storage North(ISN)

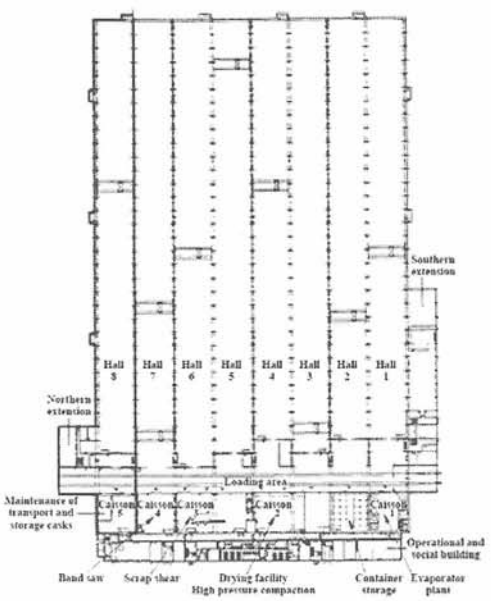


Fig. 2. Interim Storage North(ISN)

ISN의 경우 방사선안전관리자 5명 운반관리자 2명을 포함한 35명의 인원으로 운영되고 있다.

2.4 대형 해체 금속폐기물 처리 사례

원전 해체시 발생하는 대형 금속 폐기물은 즉시 처분하거나 처리과정을 통하여 처분 또는 재활용할 수 있다. 즉시 처분 사례로 Gundremmingen 원전 증기발생기를 들 수 있다. 증기발생기를 물로 채운 뒤 동결, 절단하여 처분한 사례로 부지내에서 즉시 절단 처리하여 중량물 운반 문제를 해결하였다. 그러나 증기발생기 절단에 수년이 소요되었으며 이에 따라 다른 해체 작업기간의 연장을 불러왔다.

해체 후 위탁 처리한 사례로는 Stade 원전이 대표적이다. Stade 원전의 증기발생기는 원자로 건물에서 분절 절단 없이 용융처리를 위해 스웨덴의 Studsvik사로 운반하였다. 이 경우 해체 초기 단계에서 대형 기기를 부지 외로 운반하여 그 공간을 해체 작업을 위한 공간으로 활용할 수 있는 장점이 있으며 이를 통하여 약 1년의 해체 기간을 단축할 수 있다. 단거리 해상운반의 이점이 있었으나 운반 계획 수립 및 수행에는 많은 안전 관련 노력이 수반되며 운반 비용이 발생한다.

지연 처리 사례로는 Rheinsberg, Greifswald 원전이 대표적이다. 이들 원전에서 발생한 압력용기, 증기발생기 등의 대형 금속폐기물은 ISN에 저장되어있다. 제염 또는 용융 처리 과정을 최소화하여 규제해제 준위로 방사능준위를 낮추기 위하여 저장 관리를 하고 있다. 이 경우 중간저장시설이 소내에 위치할 경우 소외 운반 안전 관리의 부담과 비용을 줄일 수 있다. 그러나 향후 규제해제 준위가 더 낮은 수준으로 변경될 경우 이득을 위한 붕괴시간 확보가 어렵다는 단점을 내포하고 있다.

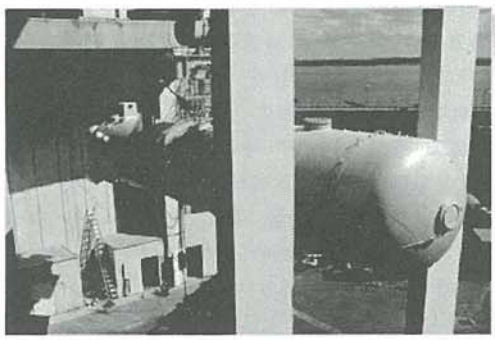


Fig. 3. Stade NPP Steam Generator

3. 결론

독일의 경우 다수의 원전 해체 경험이 있으며 현재 다수 원전의 해체가 진행중이다. 해체 폐기물의 처리에는 다양한 방법이 가능하다 그러나 각각의 처리 방법에는 장단점이 존재한다. 독일의 경우 금속폐기물의 처리 처분을 위한 다양한 시설이 존재하며 이를 통하여 각 원전의 기술적, 경제적, 사회적 조건에 따라 최적의 방법을 선택할 수 있다. 해체 폐기물의 처리에 있어서 비용 이득뿐 아니라 향후 방사선 안전 측면의 규제 변화에 적용할 수 있는 다양한 방법에 대한 논의가 필요하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] International journal for nuclear power, Recycling by Melting-20 years operation of the melting plant CARLA by Siempelkamp Nukleartechnik GmbH, volume 54(2009) No 10 October, 2009.

[2] Rittmeyerm Stegmaier, Koopmann, Stillegung nuklearer anlagen, Schungszentrum Karlsruhe GmbH, 1997.

[3] http://www.ewn-gmbh.de

해체 대형 금속 폐기물 용융 처리 비용 조사

이재민*, 신상화
TÜV라인란드코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28
jaemin.lee@kor.tuv.com

1. 서론

원전 해체시 수반되는 해체 폐기물 중 압력용기, 증기발생기 등의 금속폐기물은 크기와 중량 및 방사능 측면에서 취급, 처리, 처분에 있어 주의를 요하는 대상이다. 이러한 금속폐기물의 경우 표면 제염 후 절단 처분 등의 방식과 용융 제염후 규제해제, 재활용, 처분 등의 방식이 대표적 처리 방법이다. 국내 원전의 경우 향후 해체시 금속폐기물의 처리는 필수적이다. 이를 위하여 해외의 용융 처리 방식의 비용 평가 사례 및 현황을 조사하였다.

2. 본론

2.1 비용 평가 사례

European commission은 원전 발생 폐기물의 처리를 위하여 비용평가를 수행하였다. EUR-19257에서는 RBMK-1500형의 원전 해체시 발생하는 폐기물의 처리를 위하여 부지내 처리와 부지외 위탁처리시의 비용 분석을 수행하였으며 용융처리, 유리화, 시멘트 고화 등의 처리 방식을 비교하였다. 또한 직접 처분과의 비용 평가를 수행하였다. 이중 금속 용융 비용의 평가를 위하여 Centraco (France), Studsvik (Sweden), Siempelkamp (Germany) 등의 시설을 참조하였으며 기본 설정은 다음과 같다.

Table 1. Melting Break-Even Analysis Cost and Technical Data : Off-site

Cost & Technical	Off-site Processing
Total Inventory of Metals	12,240 Tons
Amount of Metals to be treated per year	612 Tons/year
Off-site Processor Cost	5€/kg
Transportation Cost	2,600€/Shipment
Number of Shipping per year	30

Table 2. Melting Break-Even Analysis Cost and Technical Data : On-site

Cost & Technical	On-site Processing
Total Inventory of Metals	12,240 Tons
Amount of Metals to be treated per year	612 Tons/year
Plant Labor Cost	5€/h
Operating hours per year; one shift-80% availability	1,700 Hour/year
Operating/Maintenance Staffing	10 Operators/shift
Cost of Maintenance Consumable and Spare Parts	100,000€/year
Electric Power consumption per Ton of metals	800 kWH/Ton
Cost of Energy	0.018€/kWH
O&M-Labor Cost	194 k€/year
Capital Cost of a Melting Facility	6,715 k€
Range of Metal Waste Densities as removed	0.32-3.2 Ton/m^3

운송 수단으로는 트럭을 통한 육로 수송을 설정하였으며 1회에 20' 컨테이너 2개 용량 운송을 설정하였다. 운송거리는 1300km, 비용은 2 Euro/km이다. 소내 시설 운영 1년차에는 처리비용이 11 Euro/kg, 이후 0.3 Euro/kg, 소외 위탁처리에는 5 Euro/kg으로 평가하여 소내 시설운영의 손익분기점을 약 2.5년으로 평가하였다. 그러나 시설 자본비 설정에 있어 타 시설 사례와 비교시 절단, 제염 등 전처리 설비의 고려가 부족하다고 판단되며 시설 해체시 소요되는 비용 역시 좀 더 구체적인 평가가 요구된다. 또한 운영인력의 비용에 있어서 정규직 고용의 경우 비용상승이 예상되므로 실제적인 손익분기점은 재평가하여야할 필요가 있다고 판단된다.

영국 NDA(Nuclear Decommissioning Authority)의 금속폐기물 처리 비용 분석의 자료는 다음과 같다.

Table 3. Commercial Costs

	Sellafield	Hinkley Point A	Winfrith
Employees	36	10	5
Operating hours per annum	5824	Dependant on demand	1400
Capacity (t/yr)	500	-	100-150
secondary waste ratio	8.8%	1.1%	1.1%
Price	0.32 - 5.60 GBP/kg	50 GBP/kg	1736.09 GBP/day

2.2 Studsvik의 계약 사례

스웨덴의 Studsvik사는 자국에서 발생한 폐기물 뿐만 아니라 국외의 폐기물을 처분할 수 있는 시설을 운영 중에 있다. 해체된 대형 폐기물은 별도의 절단 등의 가공을 하지 않고 원형으로 운반하여 용융 처리할 수 있는 시설을 운영하고 있다. 주요 위탁처리 계약사례는 다음과 같다.

Table 4. Contract Cost of off-site treatment and recycling (By Studsvik)

National	Sweden	Canada	Finland
Power Plant	Ringhals-1	Bruce Power	Olkiluoto
Year of Contract	2006	2009	
Large Components			
Pressure Vessel Head	2 EA	-	-
Steam Generator	8 EA	32 EA	-
Heat Exchanger	-	-	several H/E
Contract Cost	5.7 M$	34 M$	3.4 M$
Contract Period (year)	2006~ 2010	2010~ 2018	2010~ 2011
Total Weight	2,500 Tons	3,200 Tons	700 Tons
Specific Cost by weight ($/Ton)	2,280	10,625	4,857

스웨덴 국내 발생 대형해체 폐기물 중 증기발생기의 경우 Ringhals 원전 증기발생기를 처리한 사례가 있다. 그 외 독일, 핀란드, 캐나다 및 영국 등의 금속폐기물 처리를 위한 계약을 체결한 바 있다. Ringhals 원전 발생 증기 발생기는 발생 장소인 스웨덴 서부에서 처리 시설인 Studsvik 사가 위치한 스웨덴 동부까지 M/S Sigyn 방사성폐기물 전용 운반 선박을 이용해 해상 운반을 수행하였다. 현재 M/S Sigyn 후속 선박으로 M/S Sigrid를 건조 운영준비중이다. 발틱해의 운반의 경우 순조롭게 수행된 반면 Bruce 원전의 경우 내수면 경로에서의 운반이 인접국가, 지방정부 및 대중과의 이해관계 차이로 지연되는 어려움을 겪고 있다.

3. 결론

원전 해체시 발생하는 대형금속폐기물의 처리를 위하여 다양한 제염, 처리, 처분 방식이 고려되고 있다. 이중 대표적인 용융 처리 방식의 비용 사례를 조사하였다. 일반적으로 유럽의 경우 5 Euro/kg의 비용을 위탁 처리 비용의 기준으로 사용하고 있다. 처리 대상 폐기물의 수량이 충분할 경우 처리시설의 직접 운영을 고려할 수 있다. 이 경우 해당 국가의 방사성폐기물 관련 기준, 규제 해제 요건 및 재활용 요건에 따라 운영 조건 및 비용 평가가 수반되어야 한다. 위탁처리의 경우 처리시설 운영조건, 폐기물의 형상, 오염정도 및 운반 조건에 따라 그 비용에 차이가 발생한다. 특히 Studsvik의 사례를 볼 때 이동거리에 따른 비용상승 측면 및 운반 경로상의 이해관계자 간의 요건 및 대중수용성 측면을 고려해야할 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] M. Andreani, M. Bailo, Comparative cost assessment of locally installed versus centralized facilities for radioactive wastes thermal treatment system, European commission, EUR 19257.

[2] NDA, UK management of solid low level radioactive waste from the nuclear industry, 2009.

교체된 증기발생기 운반을 위한 조건분석

박상규*, 김연화, 박진호, 신상화, 이재민
TÜV라인란드코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28
SangGyu.Park@kor.tuv.com

1. 서론

원자력 발전소에서 운영되는 증기발생기는 시간이 경과함에 따라 세관 부식등으로 인한 성능저하로 많은 원전에서 교체작업을 수행하고 있다. 교체된 증기발생기는 부지내 임시저장하거나, 용융 및 제염 처리를 통하여 재활용, 중간저장시설 또는 처분시설로 이동하게 된다. 전 세계적으로 약 150기의 증기발생기가 교체되었으며, 국내의 경우 1978년 원자발전소 가동이후 1998년 고리 원자력1호기의 증기발생기 교체를 시작으로 현재 교체된 증기발생기 8기 및 원자로 헤드1기가 보관중이며, 원전을 60년간 계속운전시 2040년까지 52기가 추가로 발생될 것으로 예상된다. 따라서 국내에서도 대형해체 폐기물의 분할운반을 위한 운반기준 및 처리조건에 대한 연구가 필요하다.

2. 본론

2.1 증기발생기 분할운반 사례

● San Onofre's Site

미국의 샌오노프레 원전은 캘리포니아에 위치한 가압경수로(PWR)이다. 원전 2호기 증기발생기는 2009년에, 3호기는 2010년 말에 교체 하였다. 교체된 증기발생기는 부지내 설치된 임시절단시설로 이동하여 내부절단과 외부절단을 수행하였다. 임시절단시설은 30m(W)×X33.5m(L)×16.5m(H)로 방사성오염과 유출이 제어되고 외부차폐가 설치된 임시 텐트이다.

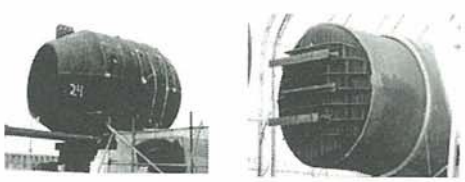


Fig. 1. Cutting steam generation of San Onofre's

● Gundremmingen KRB-A

독일의 군드레밍겐 KRB-A 원전은 2중 사이클 방식의 비등경수로(BWR)이다. 1983년(1단계)에 터빈건물내 기기의 해체를 시작하였으며, 1990년(2단계)부터 원자로건물내 원자로급수계통을 해체하고, 1993년(3단계)부터 노내 구조물을 해체하였다. 원자로급수계통인 정지냉각기, 일차정화냉각기 그리고 증기발생기는 ice-sawing 기술을 적용하여 절단후 이동하였다.

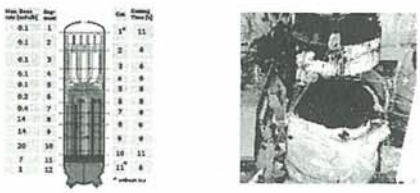


Fig. 2. Cutting steam generation of KRB-A

2.2 작업자 선량 조사

● San Onofre's Site

증기발생기의 내부 절단은 증기발생기 상부에 물을 채운다음 잠수부가 플라즈마 아크 토치(Plasma arc torch)로 절단을 하고, 작업시간은 약 9~12일이 소요되었다. 외부절단은 모니터링 시스템이 설치된 clamshell (Hydratight MM180)을 설치하여 절단을 수행하였고, 외부 절단작업을 2일간 수행시 작업자의 집단선량은 약 0.45mSv으로 평가되었다. 증기발생기 분리를 위한 공간에서의 선량준위는 1.5×10^{-3}~1.5×10^{-2}mSv로 조사되었다.

● Gundremmingen KRB-A

증기발생기를 12구획으로 분류하여 절단하였다. 각 구획별 선량은 10구획에서 가장 높은 선량인 20mSv/h을 나타내었고, 다음으로 8, 9구획에서 14mSv/h의 선량을 나타내었다. 증기발생기를 상부와 하부로 분할절단하는 것으로 가정하여 4구획과 5구역사이를 절단할 경우 총 작업자 선량은 0.6mSv으로 평가되었다.

2.3 교체된 증기발생기의 운반시 고려사항

원자력분야에서 발생된 증기발생기는 단일운반

(One-piece) 또는 분할운반(Two-piece)하는 방법을 고려할수 있다. 이에 따른 운반시 고려사항은 다음과 같다.

2.3.1 해외 운반기준

● IAEA 운반규정

IAEA 안전운반 규정은 대형폐기물에 대해서 표면오염물질(Surface contaminated object, SCO)과 저준위 비방사능 물질(Low Specific Activity Material, LSA)로 분류한다. 증기발생기는 SCO-1 또는 SCO-Ⅱ의 분류등급에 따라 포장용기가 달라진다.

Table 1. Limit of SCO

방출체 값 [Bq/cm^2]	SCO I	SCO II
고착성 오염, 접촉 가능한 표면	4×10^4 (4×10^3)	8×10^5 (8×10^4)
유리성 오염, 접촉 가능한 표면	4(0.4)	400(40)
고착성/유리성 오염, 접촉 가능한 표면, 접촉 불가능한 표면	4×10^4 (4×10^3)	8×10^5 (8×10^4)
허용된 패키지	not required	IP-2

● 용접

절단운반의 경우 절단부위를 용접(welding)하여야 하며, 적용기준은 ASME section IX boiler and Pressure Vessel Code와 ASME "boiler and Pressure Vessel Code Section 3 Division 1"이다.

● 동적 유한요소해석

정상운반중 자유낙하로 인한 용접부위에 대한 평가방법으로 동적 유한요소해석(Dynamic Finite-Element Analysis)을 수행하여 용접부위에서 방사성 물질의 손실 및 방출여부를 점검하게 된다.

2.3.2 분할운반시의 조건분석

● 인허가

방사성폐기물의 운반 및 처리를 위해서는 규제기관의 인허가가 필요하다. 단일운반의 경우 운반에 관한 인허가를 취득하며, 부지내에서 절단하여 운반하게 되는 경우는 부지내 절단을 위한 인허가를 추가로 취득해야 한다.

● 절단

증기발생기를 절단하기 위해서는 방사성 오염관리를 위한 시설이 필요하며 부지내 이러한 시설이 없다면 별도의 절단시설을 설치해야 한다. 또한 증기발생기의 취급 및 운반을 위한 설비, 시설내부에 절단을 위한 설비와 방사선/능 오염감시장비, 절단 작업부터으로 발생된 2차 폐기물 처리등이 고려되어야 한다.

● 운반

단일운반의 경우는 체적과 부피를 고려한 대용량의 취급 장비와 운반수단이 필요하다. 반면에 분할운반의 경우는 운반물의 중량이 감소하게 됨으로 취급장비 및 운반수단의 선택이 다양해 질 수 있다. 절단을 많이 하면 작업 횟수 및 작업시간의 증가로 인하여 작업자 피폭이 증가할 수 있으므로 상황에 따라 조절되어야 한다.

● 처리

처리시설로 운반된 증기발생기는 처리시설의 운영절차에 의해 작업이 이루어진다. 분할운반 하면 단일운반의 경우보다 운반전 선행 절단작업이 있었으므로 처리시설에서의 절단 작업 시간 및 작업자 피폭을 감소시킬 수 있다.

3. 결론

원자력분야에서 발생되는 대형 폐기물중 하나인 증기발생기의 운반은 단일운반 또는 분할운반하고 있다. 교체증기발생기를 단일운반하는 경우 운반 경로 설정, 취급 장비와 운반수단 선택에 제약이 따르며, 분할운반하는 경우는 부지내 절단 작업을 위한 시설 건설 및 관리, 절단작업 등으로 인한 시간, 선량, 비용이 소모된다. 그러나 절단 유무에 따른 운반시 장단점의 영향은 교체증기발생기의 운반조건에 따라 달라진다. 따라서 운반상황에 따라 절단 유무에 따른 사항을 비교 검토하여 절단 유무를 선택해야 한다. 또한 현장에서 분할후 이동할 경우에는 작업자 피폭량 증가, 작업시간 증가, 절단공간 확보, 차폐시설 설치등 여러가지의 여건이 조성되어야 한다.

본 논문은 교체된 증기발생기를 분할운반시의 고려사항을 제시함으로서 대형해체폐기물 처리기술 시장에 기여하고자 한다.

4. 참고문헌

[1] The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal, NEA/RWM/R(2012), September 2012.

[2] San Onofre's steam generator disposal project "Nuclear Power Plant Maintenance", Nuclear new, October 2011.

국제안전기준에 따른 규제해제기준 유도 및 검증을 위한 평가도구의 구현 - 정상시나리오를 중심으로

정재학*, 김종래, 오장진, 이복형, 김경화, 한상은, 장기원
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
radwaste@kins.re.kr

1. 서론

현행 국내 원자력안전법령에서는 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분(규제해제)을 위한 방사선량 기준을 개인선량 0.01 mSv/y 미만 및 집단선량 1 person·Sv/y 미만으로 규정하고 있다. 또한 일부 방사성핵종(^{3}H, ^{14}C를 포함한 30개의 방사성핵종과 반감기 100일 이하의 베타/감마선 방출 핵종)에 대해서는 허용 방사능농도를 100 Bq/g로, 기타 방사성핵종에 대해서는 위 방사선량 기준을 만족함이 입증되는 농도로 규정하고 있다[1].

한편 2004년 국제원자력기구(IAEA)는 핵종별 규제해제기준에 관한 최초의 안전지침(RS-G-1.7)을 발간하였고, 2010년 방사선방호 및 방사선원 안전에 관한 국제기본안전요건(GSR Part 3)에 핵종별 규제해제준위를 포함하였다[2,3]. 이후 다수의 유럽 국가들과 일본 등을 중심으로 IAEA의 규제해제기준을 도입하는 사례가 점차 늘어나고 있다.

이 연구에서는 RS-G-1.7에 규정된 인공 방사성핵종별 규제해제준위(방사능농도)의 국내 도입 타당성 검토의 일환으로, IAEA 규제해제준위 유도를 위한 수학적 모델을 분석하여 평가도구로 구현한 후, 이를 토대로 다양한 유연성 있는 계산이 가능한 자체적인 평가 및 검증체계를 구축하였다.

2. 본론

2005년 IAEA는 RS-G-1.7에 제시된 규제해제준위 유도방법론을 IAEA 안전보고서(SRS No.44)로 발간하였다[4]. 그러나 아직까지 국내에서는 SRS No.44의 평가모델에 대한 구체적인 검증이 이루어진 바 없으며, 사전검토 과정에서 SRS No.44의 일부 시나리오에 대한 계산식과 입력변수 등에서 몇 가지 오류가 확인되었다. 이에 따라 이 연구에서는 우선 SRS No.44에 반영된 시나리오를 분석한 후, 계산모델과 입력변수를 스프레드시트 프로그램(Microsoft Excel™ 2010)으로 구현하였다.

개발된 평가도구에 반영된 시나리오는 크게 지하수 시나리오와 일반 시나리오로 구분할 수 있다. 지하수 시나리오에서는 규제해제된 폐기물이 매립장에 매립된 후 장기간(100년)에 걸쳐 지하수를 통해 생태계로 누출됨에 따른 영향을 평가한다. 한편 일반 시나리오에서는 규제해제된 폐기물의 매립(매립장 주변 작업자·주민), 금속폐기물의 용융(주물공장 작업자·주민), 폐기물의 운반 및 취급(트럭 운전기사), 폐기물로 건축된 가옥 및 공공시설 거주(주민) 등에 따른 영향을 평가한다. 즉, SRS No.44의 모델에서는 폐기물의 소각 시나리오가 직접적으로 고려되지는 않았다.

Fig. 1은 평가도구에 구현된 규제해제준위 유도를 위한 시나리오, 피폭자 및 연령군, 피폭경로, 방사선량 기준 등을 요약한 결과이다. 참고로, 방사성핵종이 함유된 분진으로 공기가 오염된 작업장에서 예상되는 피부오염에 의한 영향은 발생확률이 낮은 저확률 시나리오에서만 고려되므로 이 연구에서 개발된 평가도구에는 반영하지 않았다.

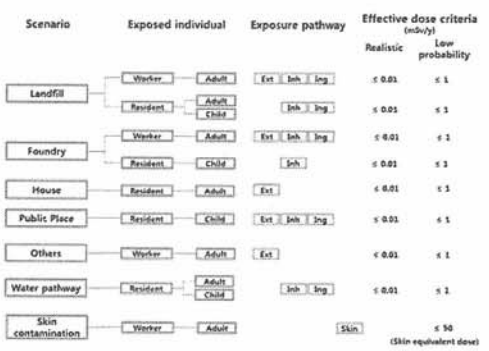


Fig. 1. Scenarios, pathways and dose criteria used for deriving clearance level

단위 방사능농도(1 Bq/g)로 오염된 폐기물을 규제해제할 경우 예상되는 연간 피폭방사선량을 각각의 시나리오에 대하여 평가한 후, 규제해제 선량기준을 시나리오별 연간 피폭방사선량 계산값으로 나누어 해당 시나리오에 대한 핵종별 규제

해제준위(방사능농도)를 계산하였다. 이러한 접근 방법은 아래 수식(1)과 같이 표현할 수 있다.

$$C_{CL,i} = \min\left(\frac{DC_j}{ED_{i,j}}\right) = \min\left(C_{CL,i,j}\right), \quad (1)$$

여기서

$C_{CL,i}$ = 방사성핵종 i의 최종 규제해제준위(Bq/g),

$C_{CL,i,j}$ = 방사성핵종 i의 시나리오 j에 대한 규제해제준위(Bq/g),

DC_j = 시나리오 j에 대한 선량기준(mSv/y),

$ED_{i,j}$ = 시나리오 j에서 핵종 i의 단위 방사능농도 당 예상선량(mSv/y per Bq/g).

개발된 평가도구를 이용해 위 절차에 따라 시나리오별/핵종별 예상 피폭방사선량을 계산 단계별로 검증한 결과, 기존 SRS No.44 보고서의 내용 중에서 일부 오류가 확인되었다(Table 1 참조). 이 연구에서 개발된 평가도구에서는 확인된 오류 부분을 바르게 수정되었다.

Table 1. Major errors in models and parameters identified in IAEA SRS No. 44

번호	SRS No. 44의 오류 및 수정내용
1	수식(1)에서 농축계수(f_c) 항 누락: 수식의 우변에 f_c를 곱하도록 수정
2	표 6의 매립장/주조공장 작업자 희석계수(f_d) 오류: "0.1"을 "1"로 수정
3	지하수 모델에서 과일 섭취량 미반영: 연간 과일섭취량(어린이 45 kg, 성인 35 kg) 반영
4	어린이의 ^{54}Mn 섭취 선량환산인자 오류: TABLE I-XI 등에서 "5.4E-09 Sv/Bq"를 "3.1E-09 Sv/Bq"로 수정
5	^{106}Ru의 뿌리전이계수 오류: TABLE I-XI 등에서 "5.00E-02"을 "2.00E+00"으로 수정
6	지하수 모델에서 ^{109}Cd의 붕괴계수(초기 방사능농도 대비 불포화대를 통과한 후 잔류비율)의 오류
7	지하수 모델에서 삼출수(Seepage) 농도 계산에 불포화대 이동시간을 반영한 오류: 우물물 농도계산부터 반영하도록 수정

확인된 오류를 수정한 후 검증계산을 수행한 결과, 정상 시나리오의 경우 SRS No.44에 제시된 규제해제준위와 이 연구에서 개발된 평가도구의 규제해제준위 계산결과가 대부분 핵종에 대해서 일치하였다. 그러나 지하수 시나리오에서는 이 연구에서 계산된 ^{106}Ru 및 ^{109}Cd에 대한 예상 피폭방사선량이 SRS No.44에 비해 각각 약 50.0% 및 58.5% 더 큰 것으로 나타났다(Fig. 2 참조).

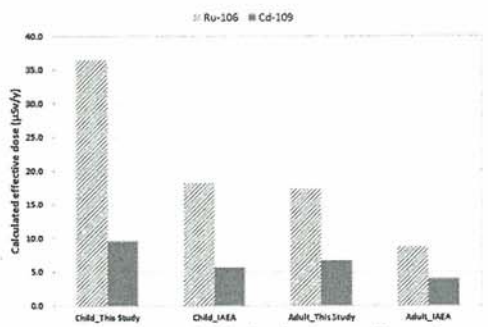


Fig. 2. Comparison of calculated water pathway doses in SRS No. 44 and this study for ^{106}Ru and ^{109}Cd

3. 결론

정상 시나리오에 대한 규제해제기준을 독립적으로 유도·검증할 수 있는 평가도구가 구현되었고, 이 과정에서 IAEA 안전보고서의 오류가 일부 확인되었다. 개발된 평가도구는 새로운 방사성핵종에 대한 규제해제기준의 유도, 피폭경로별 조건부 규제해제의 타당성 검증 등의 목적으로 활용될 수 있다. 한편, 향후 저확률 사건 시나리오에 대한 평가모델을 평가도구에 추가로 구현할 예정이며, 이를 통해 국제안전기준에 제시된 최종 규제해제기준의 오류 여부가 검증될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

이 연구는 원자력안전위원회에서 주관하는 방사선안전기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2012-59호, 방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정, 2012.

[2] IAEA, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standards Series No. RS-G-1.7, 2004.

[3] IAEA, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, No. GSR Part 3 (Interim), 2011.

[4] IAEA, Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44, 2005.

마이크로버블 및 초음파를 이용한 오염 폐수지 제염 실험

김현기[1*], 강덕원[1], 김승일[1], 성진현[1], 이태룡[2], 신진호[2], 안희진[2]
[1]한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
[2]한국수력원자력(주), 전남 영광군 홍농읍 계마리 514
hkim@haji.co.kr

1. 서론

원자력발전소에서는 원자로 계통수의 수질정화를 위하여 다량의 이온교환수지를 사용하고 있다. 2중 터빈복수계통의 응축수 정화과정에서 발생되는 CPP(Condensate Polishing Plant) 폐수지와 증기발생기 취출수계통의 정화시 발생하는 BD(Blowdown) 폐수지는 비교적 낮은 방사능 준위를 나타내며 액체폐기물처리계통(Liquid Radwaste System, LRS)의 폐액 정화시 발생하는 폐수지는 비교적 높은 방사능 준위를 보이고 있다. 통상적으로 호기당 년간 약 5,000~7,000ℓ 정도의 폐수지가 발생되고 있으며 이렇게 발생되는 폐수지는 영구처분을 위해 발전소 내에 임시보관해오고 있다. 원자력발전소에서 발생되는 폐수지는 방사능이 미량이라도 검출될 경우, 전량 안정화시켜 드럼에 담아 영구처분을 위해 방사성폐기물 처분장으로 이송시키게 되는데 이러한 방사성폐기물은 자체처분이 가능한 방사능 준위까지 방사능을 낮추지 않으면 일반폐기물로 분류하여 처리하는 것은 사실상 불가능하다. 특히, 증기발생기 세관에 누설이 있을 경우, 증기발생기 2차측의 취출수계통의 정화시에 사용되는 폐수지는 ^{60}Co과 같은 방사성물질로 오염된다. 이렇게 오염된 폐수지는 발전소 내에 장기간 보관하여도 방사능이 완전히 소멸되지 않기 때문에 일반폐기물로 분류하여 차체처분할 수 없다. 본 실험은 증기발생기 취출수계통의 정화시 발생하는 취출수(Blowdown, BD) 폐수지의 오염성상 파악과 그에 따른 적절한 자체처분 제염법을 도출하기 위해 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

본 연구에서는 증기발생기 취출수계통의 정화시 발생하는 BD(Blowdown) 폐수지를 시료로 사용하였으며 폐수지의 초기오염 농도를 알기위해 HPGe gamma detector(ISOCS, Inspector 2000)를 이용하여 분석하였다. 분석결과, 비교적 반감기가 긴 핵종인 ^{60}Co이 주종으로 검출되었다. Table 1에서 보는 바와 같이 오염농도는 0.6Bq/g~0.8Bq/g으로 나타났다.

Table 1. Radioactivity of occurring spent resin from the B/D system

Sample	Time (s)	weight (g)	Nuclide	Conc. (Bq/g)	Total Activity(Bq)
A	3,600	30.15	Co-60	0.767	23.13
B	3,600	33.2	Co-60	0.693	23.0
C	3,600	33.56	Co-60	0.796	26.71

2.2 폐수지 처리 및 분석

폐수지의 표면에 부착되어 있는 이물질 제거를 위해 물과 혼합한 수지를 스크린 메쉬를 이용해 수지와 이물질을 1차적으로 분리하였다. 이때 분리된 수지를 Horn 형의 초음파 장치(21kHz, 1.8KW)를 이용하여 미세기공에 부착되어 있는 이물질을 탈리시킨 후 스크린 메쉬를 이용해 수지와 이물질을 2차적으로 분리하였다. 각 공정에서 분리된 수지와 이물질의 방사능 오염정도를 평가하기위해 각각의 시료를 HPGe detector를 이용하여 ^{60}Co의 방사능 농도를 측정하였다.

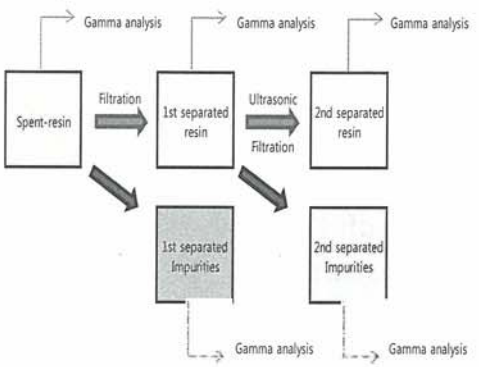


Fig. 1. Block diagram of decontamination-experiment of spent-resin

2.3 실험결과

Table 2에는 폐수지(Sample A)를 1차 여과공정을 이용해 수지 표면에 흡착된 이물질을 분리하여 분석한 결과를 나타내었다. 분리된 수지의 ^{60}Co 농도는 0.187Bq/g으로 나타났으며 이물질의 ^{60}Co 농도는 6.18Bq/g으로 나타났다. 분리된 수지와 이물질의 총방사능의 합은 21.06Bq으로 나타났으며, 처리전 폐수지(Sample A)의 총방사능(23.13Bq)과 비교한 결과, 폐수지에 흡착되어 있던 ^{60}Co는 대부분 분리·탈착된 이물질에 존재함을 알 수 있었다.

Table 2. Distribution of spent resin activity after 1st filtering process

Sample	weight (g)	Nuclide	Conc. (Bq/g)	Total Activity(Bq)
Treated Resin	26.7	Co-60	0.187	4.99
Separated Impurities	2.6	Co-60	6.18	16.07
Sum	29.3	-	-	21.06

Table 3에는 1차 여과공정을 거쳐 분리된 수지에 초음파를 조사하여 처리한 후 2차 여과공정을 이용해 수지에 흡착된 이물질을 분리하여 분석한 결과를 나타내었다. 초음파 처리를 통해 폐수지의 미세기공에 흡착된 이물질이 추가로 탈리되는 것을 확인할 수 있었다. 이때 분리된 이물질의 총방사능은 4.10Bq로 나타났으며 2차 처리된 수지 본체의 ^{60}Co 농도는 MDA 미만으로 나타났다.

Table 3. Distribution of spent resin activity after ultrasonic process

Sample	weight (g)	Nuclide	Conc. (Bq/g)	Total Activity(Bq)
Treated Resin	2.9	-	MDA미만 (0.047Bq/g)	-
Separated Impurities	1.9	Co-60	2.16	4.10

2.4 Lab-Scale 장치 구성

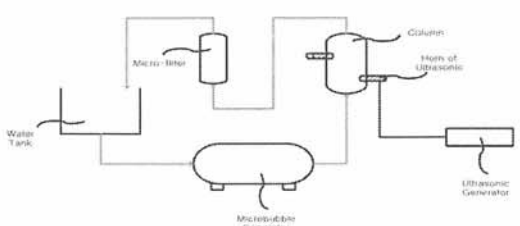


Fig. 2. Schematic diagram of lab-scale treatment system

앞서 수행한 실험의 반복 실험 및 재현성 확인을 위해 Fig. 2과 같이 Lab 규모의 폐수지 제염실험 장치를 구성하였다. 50um 이하의 마이크로버블과 초음파 장치를 순차적으로 이용하여 폐수지에 부착된 이물질을 탈리시키고 탈리된 이물질은 생성된 버블과 함께 컬럼을 빠져나가 마이크로필터에서 여과하였다. 필터를 통과한 버블은 파괴되어 물로 전환되고 용수저장조로 회수하였다. 용수조로 회수된 물은 다시 마이크로버블장치를 통해 재이용 할 수 있도록 구성하였다. 본 실험장치를 이용해 Sample B와 C 폐수지를 30분간 처리한 결과, (Table 4) 방사능 농도가 MDA 미만으로 나와 기초실험 결과와 동일한 결과를 얻을 수 있었다.

Table 4. Radioactivity of spent resin after decontamination process using pilot system

Sample	initial conc.	Nuclide	Conc. (Bq/g)	MDA value (Bq)
Treated Resin(Sample B)	0.693	-	MDA미만	0.029
Treated Resin(Sample C)	0.796	-	MDA미만	0.043

3. 결론

증기발생기 취출수 계통의 정화시 발생하는 폐수지 시료를 HPGe detector(ISOCS, Inspector 2000)를 이용해 3,600초 동안 분석한 결과, 분석값은 평균 0.752Bq/g으로 미량의 ^{60}Co로 오염되어 있는 것으로 나타났다. 1차 처리공정을 통해 약 76%의 방사능을 제거할 수 있었고 초음파 및 마이크로버블 공정을 이용한 2차 처리공정을 거친 결과, 폐수지의 ^{60}Co 농도는 MDA미만으로 나타났다. 분리된 이물질은 마이크로필터에 걸려서 1차 및 2차 공정에서 사용한 폐수에서는 핵종이 검출되지 않아 처리수의 재활용이 가능함을 확인하였다. 본 실험에 적용한 마이크로버블 및 초음파기술은 취출수계통의 정화시 발생하는 BD 폐수지 제염시 그 효과가 매우 우수한 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회 방사성폐기물학회지 Vol. 5 No. 3, pp.179-188, 2007.

제4분과

방사선환경 및 안전 (Oral)

칼럼크로마토그래피와 액체섬광계수기를 이용한 액체 시료 중 방사성 스트론튬-89,90 신속 분석

김현철*, 정근호, 조영현, 이완로, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
hckim3@kaeri.re.kr

1. 서론

Sr-90은 U-235와 Pu-239의 핵분열 생성물로서, 핵실험이나 핵사고시 환경에서 발견될 수 있는 인공 핵종이다. Sr-90은 순수 베타 방출체로서, E_{max}=0.55Mev이고, 반감기는 28.8년이다. Sr-90과 함께 생성되는 Sr-89의 E_{max}=1.49Mev이고, 반감기는 Sr-90에 비해 많이 짧은 50.53일이다. 사고시 Sr-89와 Sr-90이 동시 발견되지만, 시간이 흐르면 Sr-90만 관측되는 것은 Sr-89의 반감기가 상대적으로 짧기 때문이다. 핵관련 시설은 폐기물 중 Sr-89,90과 같은 인공 핵종을 일상적으로 감시할 필요가 있다. Sr-89,90은 순수 베타 방출체로서 방해 핵종을 제거하기 위한 분리,정제 과정이 매우 복잡하다. 발연질산법이 가장 많이 사용되었으나, 취급의 위험성 때문에 이온교환수지법이나 추출크로마토그래피법이 대안으로 관심 받고 있다. 본 연구에서는 양이온 교환수지를 이용하여 액체 폐기물 중 Sr-89,90을 농축하고, Sr-resin(Eichrom)을 이용하여 Sr-89,90을 정제, 그리고 LSC를 이용해 Sr-89,90을 분석하는 방법을 소개한다. 본 실험실에서 개발한 모듈식 자동 방사성핵종 분리기 (MARS, Module Automated Radionulcide Separator)를 이용하여 Sr-89,90을 농축,분리,정제하였다.

2. 재료 및 방법

MARS는 양이온 교한 수지와 Sr-resin을 이용한 컬럼크로마토그래피 방법을 자동화한 방사성 핵종 분리 장치이다. 컨트롤 모듈, 펌포모듈, 밸브모듈, 컬럼모듈로 구성되어 있다. LabView를 기반으로 본 실험실에서 개발한 소프트웨어로 운영된다. 4개의 시료를 동시에 처리할 수 있기 때문에, 분석자의 시간과 노동력을 절약할 수 있다.

본 연구에서는 Sr-85를 tracer로 이용하여 회수율을 평가하였다. Sr carrier는 9.961mg/ml (KRIAT)를 사용했다. 샘플은 Sr-89(Eckert & Ziegler)와 Sr-90(NIST), Sr carrier 10mg을 증류수에 1L에 혼합하여 사용하였다.

양이온 교환 수지는 액체 시료 중 Sr^{2+}을 counter ion과 치환하여, 액체 시료의 크기를 줄일 수 있는 '농축' 역할을 한다. 본 연구에서는 Dowex50Wx8 (Sigma-Aldrich)를 사용했다. 아래 식은 양이온 교환 수지의 counter ion에 대한 여러 양이온들의 상대적인 친화도 크기를 나타낸 것이다.

$$H^{+}<Na^{-}<Mg^{2+}<Ca^{2+}<Sr^{2+}<Pb^{2+} \cdots\cdots (1)$$

액체 시료 중 Sr^{2+}은 상대적으로 양이온 교환 수지의 counter ion과 쉽게 치환된다. 액체 시료 1L를 일정량의 양이온 교환 수지와 반응시킨 뒤, 양이온 교환 수지에 치환된 Sr^{2+}을 용출한다. 5M NaCl용액으로 양이온 교환 수지에 치환된 Sr^{2+}을 용출한다.(그림1) Sr-85로 시험한 결과, Dowex50Wx8 4g은 안정 동위 원소 Sr 10mg의 99% 이상을 회수할 수 있다. 본 연구에서는 Dowex50Wx8 수지 6g을 사용하였다.

Sr-resin의 Sr^{2+}의 회수율은 90%이상이고, 다루기 쉬어 최근에 많이 사용되고 있다. Sr-resin 1g은 안정 동위 원소 Sr 10mg의 99% 이상을 회수할 수 있다. 양이온 교환 수지로 농축한 시료는 $SrCO_3$ 형태로 침전시킨 뒤, 8M HNO_3에 용해시켜 Sr-resin 컬럼이 장착된 MARS에 주입한다. 그림1의 절차를 거쳐, Sr^{2+}을 정제한다.

Sr-89,90은 LSC (Quantalus 1220 , Perkin Elmer)로 분석하였다. MARS에서 정제된 Sr^{2+}을 $SrCO_3$로 침전시킨 뒤 건조한다. 0.05M HNO_3 8ml로 용해시켜, Cherenkov counting을 한다.

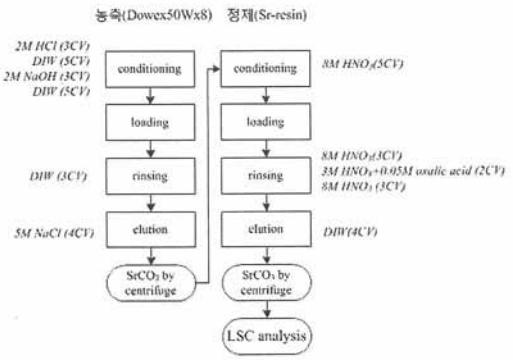


Fig. 1. Procedure of separation of radioStrontium with Dowex50Wx8 and Sr-resin (BV=Bedvolume)

window 20~400 영역에서 Sr-89,90, Y-90을 측정한다. Ultima Gold LLT 12ml를 섬광용액으로 window 120~950 영역에서 LS counting을 하였다. Blank 샘플의 Cherenkov counting과 LS counting 결과를 바탕으로 MDA를 평가하였다. 방사능을 알고 있는 Sr-89,90이 혼합된 표준 시료를 이용하여 Cherenkov counting과 LS counting의 spectrum을 그림 2와 같이 나타낼 수 있다.

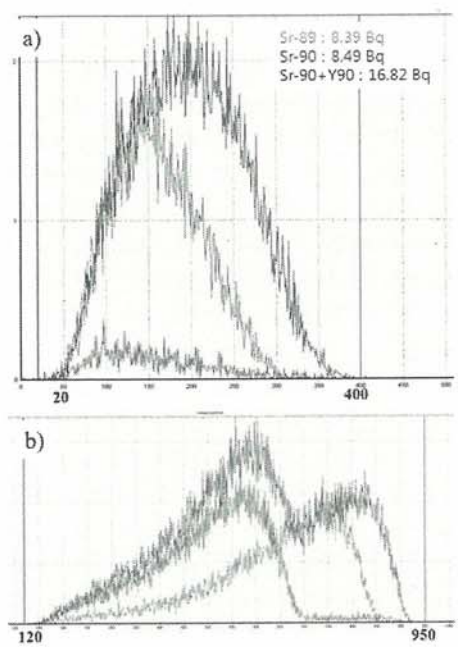


Fig. 2. Cherenkov spectrum and LS spectrum for Sr-89,90

Sr-89와 Sr-90이 혼합되어 있는 시료의 경우, Cherenkov counting으로 Sr-89의 방사능을 결정한다. Y-90의 방사능은 Sr-90의 딸핵종으로서, Sr-90의 방사능 값을 이용해 결정된다. LS counting으로 계측한 총 방사능값에서 Sr-89와 성장한 Y-90의 방사능을 제외하여 Sr-90의 방사능을 결정할 수 있다.

3. 결과

Sr-85로 실험한 결과, Dowex50Wx8를 이용한 농축 과정에서, 1L 액상 시료를 40ml로 농축하였고, Sr^{2+}의 회수율은 99%이다. Sr-resin을 이용한 정제 과정에서 90±3% (n=5) 회수율을 보였다. 시료 1L, 계측 시간 60분 조건에서, 본 실험실의 LSC는 Sr-89에 대해 MDA 0.078 Bq/L, Sr-90에 대해 MDA 0.024 Bq/L 의 결과를 보여준다. 기체비례계수기와 견주어 비슷한 수준이다. Sr-90의 경우, 기체비례계수기의 백그라운드계수율(~1cpm)보다 LS counting의 백그라운드계수율(~6cpm)이 높지만, LSC의 계측효율(~97%)이 기체비례계수기보다 2배(~47%) 높기 때문이다. 양이온 교환수지와 Sr-resin을 이용한 MARS로 액상 시료 중 방사성 스트론튬을 정제하고, LSC로 분석한다면, 3일 안에 Sr-89,90의 결과를 확인할 수 있다. 본 연구를 토대로 핵관련 시설 등의 액체 폐기물 중 Sr-89,90을 신속하게 분석할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] C.K. Kim et al., Validation of rapid method for the determination of radiostrontium in milk, *Appl. Radia. Isot.* vol. 67, 786-793, 2009.

[2] G.H. Chung et al., Design and performance of an automated radionuclide separator: its application on the determination of 99Tc in groundwater. *Appl. Radia. Isot.* 2013. doi:10.1016/j.apradiso.2013.03.080.

제주지역 이끼류 중의 ^{90}Sr 분석 연구

한충훈*, 김덕우, 박재우
제주대학교, 제주도 제주시 아라1동
tang007@jejunu.ac.kr

1. 서론

2011년 3월 후쿠시마 발전소 사고로 인하여 대량의 방사성 핵종이 공기 중에 방출 되었다. 또한, 과거 강대국들이 실시한 핵실험 및 원자력발전소 폭발사고 등에 의해 수많은 인공 방사능 핵종들이 방출되었다. 이 방출된 방사성 핵종 중에는 ^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{90}Sr이 포함되어있으며 한반도로 유입된 핵종 가운데 감마방출 핵종인 ^{131}I, ^{134}Cs과 ^{137}Cs은 감마선 분광법으로 쉽게 확인을 할 수 있고, 제주도에도 ^{90}Sr 또한 도달했을 것으로 예상하고 있다. 그동안 많은 연구자들이 환경시료 중에 존재하는 방사성 동위원소 ^{90}Sr을 분리·정량하는 방법들을 연구해 왔다. 이 중 Sr 및 Ca의 용해도 차이에 의한 연속 추출에 의한 Sr을 화학적으로 분리하는 발연질산법을 많이 사용하여 왔다.[1] 하지만 발연질산의 독성 및 취급상 문제로 인하여 최근에는 Sr-specific resin을 사용한 방법들이 보고되고 있다.[2-5]

이끼류는 방사성 낙진의 지표생물(bioindicator)로 이용되어왔다.[6-7] 이끼류는 표면/부피 비가 크고, 잘 발달된 뿌리 시스템의 부재 등으로 인해 대기 중 낙진 방사성 핵종을 결정 하는 데에 있어 매우 큰 장점을 갖고 있다. 이끼류는 다른 초본 식물에 비해 비표면적(specific surface)이 10배 이상 크다.[8] 또한 이끼류는 형태학적으로 제한된 계절 변화 때문에 일 년 내내 채집할 수 있는 이점이 있다. 이끼류는 매우 천천히 성장하므로 낙진 방사성 핵종들의 장기 증착을 결정하는데 적당한 시료라 할 수 있다.



Fig. 1. Moss sample in sampling site of S3

본 연구는 최근에 방사성 Sr 분석에 많이 사용되어지는 Sr-spec 수지를 이용하여 제주지역 이끼 시료 중의 Sr-90 함량을 측정하고자 한다.

2. 본론

2.1 개요

2.1.1 시료 채취 및 전처리

이끼시료는 나무나 다른 구조물에 의해 가려지지 않은 개활지이고 인위적 교란이 없는 곳에서 토양 위에서 자라는 이끼가 아닌 돌 위에서 자라는 이끼를 채취하였다. 이끼시료는 각 지역에 따라 존재하는 양의 차이가 크기 때문에 해당 지역에서 채취할 수 있는 한 많은 양을 채취하여 처리하였다. 시료채취 지점 및 채취시간 등의 정보는 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Information of mosses sampling sites and weight

Site no.	Sampling site coordinate	Altitude (m)	Sampling date	weight (g)
S1	33.25.28 N 126.33.25 E	569	2011-11-16	20
S2	33.27.39 N 126.24.39 E	122	2011-12-29	37
S3	33.17.98 N 126.35.15 E	245	2012-04-12	69
S4	33.23.55 N 126.41.21 E	423	2012-05-08	50
S5	33.22.23 N 126.28.31 E	1076	2012-06-08	30

2.1.2 이끼류 중의 ^{90}Sr 방사능 측정

갈려진 이끼 시료를 도가니에 옮겨 담아 전기로에 넣고 550℃에서 24시간 이상 회화시켜 유기물을 제거하였다. 회화된 시료를 500 mL 둥근 플라스크에 옮기고, 안정 Sr carrier ($Sr(NO_3)_2$;10.0 mg/mL) 0.1 mL와 9.0 M HCl 250 mL를 첨가하여 hot plate에서 가열하면서 교반시켜준다. 이 혼합물을 여과하여 여과된 액에 약 20 g의 oxalic acid을 첨가하였다. 이 용액에 암모니아수로 pH 4

정도로 조정하면 Sr 옥살산염이 공침시킨다. 공침된 옥살산염을 다시 전기로에 넣고 550 ℃로 회화시켜 유기성분을 완벽히 제거 후 6.0 M HNO_3 10 mL에 녹인 후 시료 매질로부터 Sr만을 분리하기 위해 6.0 M HNO_3으로 세척한 Sr-specific resin이 들어있는 컬럼에 통과 시킨다. 6.0 M HNO_3 20.0 mL을 사용하여 컬럼을 세척하여 Ca 및 Y 등의 방해원소를 제거하였다. 증류수 10.0 mL를 사용하여 Sr-specific resin에 흡착된 Sr을 용출하였다.

Sr-specific resin을 이용하여 추출한 Sr을 low-potassium vial에 10.0 mL 옮기고, 이중 1.0 ml를 정취하여 Sr 회수율을 확인하기 위한 ICP 측정용으로 따로 보관한다. 나머지 9.0 mL는 다시 가열하여 증발시킨 후 2.0 mL 맞춰준 후 액체섬광체 (Ultima Gold, Packard Instrument)를 18.0 mL 가하여 cocktail을 LSC (Quantulus 1220, Packard Instrument)를 이용하여 ^{90}Sr을 계측하였다. Sr회수율을 측정하기 위해 따로 보관한 1.0 mL 용출액을 ICP(OPTIMA 7300DV, Perkin Elmer, USA)를 이용하여 Sr 회수율을 측정하였다.

2.2 결과

2.2.1 제주지역 이끼 중 ^{90}Sr 분석 결과

제주 지역의 이끼시료에서 ^{90}Sr을 분석한 결과는 Table 2와 같이 나타났으며, S3 시료의 시간변화에 따른 ^{90}Sr 스펙트럼 변화는 Fig. 2와 같이 나타났다. 이끼시료에서의 ^{90}Sr의 함량은 325.5±2.43 Bq/kg, 87.52±0.91 Bq/kg, 82.31±0.64 Bq/kg, 71.31 ±0.71 Bq/kg, 그리고 201.9±1.55 Bq/kg(-dry weight)로 조사되었다. 각 시료에서의 MDA와 회수율 또한 Table 2에 기재하였다. ^{90}Sr의 함량은 고도가 낮은 저지대보다 높은 고지대 시료가 다소 높게 나타남을 알 수 있었다.

Table 2. ^{90}Sr activity in moss samples from Jeju island

Site No.	^{90}Sr activity (Bq/kg-dry)	MDA (Bq/kg)	Chemical yield (%)
S1	325.50±2.43	0.98	85
S2	87.52±0.91	0.5	88
S3	82.31±0.64	0.26	91
S4	71.31±0.71	0.37	89
S5	201.90±1.55	0.64	87

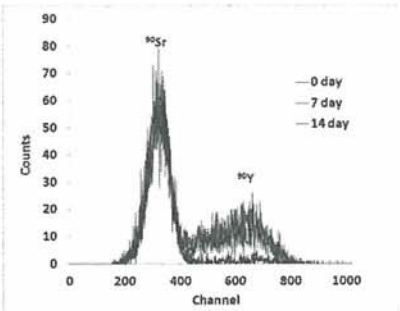


Fig. 2. LSC Spectra of ^{90}Sr and ^{90}Y in the moss sample of S3 site.

3. 결론

제주 지역의 5개의 이끼시료 중 ^{90}Sr의 함량은 S1에서 가장 높은 325.5 Bq/kg-dry의 함량을 보였으며, S4에서 가장 낮은 71.31 Bq/kg-dry의 함량을 나타내었다. 고도가 낮은 저지대보다 높은 고지대 시료가 높게 나타남을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 한국연구재단 중점연구사업(2010-0020077) 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] H. H. Willard and E. W. Goodspeed, 1936, *Ind. Eng. Chem. Anal. ED.*, 8, 414.

[2] Jeter, H.W., Grob, B., 1994, *Radioact. Radiochem.* 5 (3), 8-17.

[3] Filss, M., Botsch,W., Handl, J., Michel, R., 1998, *Radiochim. Acta* 83, 81-92.

[4] Ware, A.R., Odell, K.J., Martin, J.P., 1998, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 228(1-2), 5-13.

[5] Brun, S., Bessac, S., Uridat, D., Boursier, B., 2002, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 253(2), 191-197.

[6] Topcuoglu, S., Güven, K.C., Bulut, A.M., Saver, E., 1993, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*175,9-15.

[7] Steinnes, E., Njastad, O., 1993, *J. Environ. Radioact.* 21, 65-73.

[8] Mishev, P., Damyanova, A., Yurukova, L., 1996, *Observatoire de montagne de Moussala OM2*, 137-141.

식품 중 방사성 핵종의 신속분석을 위한 open vessel microwave digestion 전처리 방법 개발

임종명*, 이훈, 조영현, 김현철, 정근호, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
imlim@kaeri.re.kr

1. 서론

오염된 환경에서 생산된 농축산물 및 수산물의 주요 방사성핵종 긴급평가방법 개발은 국민보건을 위해 반드시 확보해야 하며 식품의 보관 및 유통의 특성상 신속한 분석이 절대적으로 필요하다. 국내의 농·축·수산물, 식료품 감시관련 기관에서 방사능물질 관련 사고에 따른 안전관리를 위한 긴급 방사성핵종 분석기술이 지속적으로 요구되고 있으나 현재 식품 신속 방사능오염 분석 및 평가기술이 확립되어 있지 못한 실정이다.

한편, 식품 및 환경 등의 분석 대상 시료는 대부분 분석을 위해 요구되는 시료 매질에 적절하지 않기 때문에 분석 및 분리가 가능한 형태의 매질로의 변환 과정을 거쳐야 한다. 이러한 과정은 크게 시료의 매질을 균질화하는 전처리 단계와 화학종 분석을 위한 분리, 농축 단계로 나누어질 수 있다. 특히 전처리 단계는 대부분 분리, 농축 및 분석에 방해 영향을 미치는 유기물의 제거와 용액화의 과정을 거쳐야 하기 때문에 시간이 매우 오래 걸리며 분석 불확도에 가장 큰 요인으로 작용하기 때문에 전처리 방법에 대한 표준화 및 유효화가 필수적으로 요구된다.

따라서 본 연구에서는 식품 중 방사성 핵종의 신속 분석법(turnaround time 36시간 이내)을 개발하고자 하였으며 이를 위하여 방사핵종 분석을 위한 시료 전처리 단계에서 소요되는 10일 이상의 시간을 12시간 이내로 최소화할 수 있는 최적의 방법을 개발하고자 하였으며 이를 위하여 open vessel microwave digestion system을 활용하고자 하였다.

2. 본론

2.1 Open vessel microwave digestion

식품 시료의 전처리 기술 중 시료의 분해 시간을 최소화 할 수 있는 microwave digetion 방법은 압력과 온도를 유지하여 시료 중 유기물을 분해하는 closed vessel system과 산을 단계적으로 주입하면서 분해 할 수 있는 open vessel system으로 분류할 수 있다. 이러한 마이크로웨이브 분해법은 전통적으로 이용되어 온 hot plate 방법보다 빠른 분해 시간, 적은 시료 오염, 휘발성 원소 손실의 극소화 할 수 있는 장점이 있으나 고가의 장비 필요하고 목적 핵종의 검출가능농도(MDA)를 위한 시료량이 큰 방사성 핵종 분석의 경우 시료량의 제한이 큰 단점으로 작용한다. 특히 유기물의 함량이 많은 식품 시료의 경우에는 closed system은 0.1~1 g, open system은 최대 5 g 정도로 유지하여야 한다.

본 연구에서 이용된 마이크로웨이브 용해 장치는 CEM사의 STAR 6 모델이며 6개의 vessel을 장착하여 동시에 분해 할 수 있다(Fig. 1). 본 장비는 마이크로웨이브 발생 본체, 3종류의 산을 자동 주입할 수 있는 분배기, 산 배기 가스를 정화할 수 있는 습식세정기로 구성되어 있으며 시료는 pyrex vessel을 이용하였다.

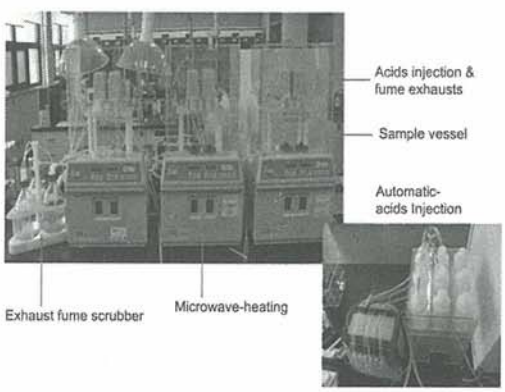


Fig. 1. Open vessel microwave digestion system

2.2 시료 분해 조건 확립

다음의 그림 2에 백미 시료(10g)의 분해 조건을 나타내었다. 백미 시료의 분해에는 질산과 과산화수소수, 황산이 사용되었다. 초기에 질산을 이용하여 유기물을 110℃에서 적절히 분해하고 과산

화수소수를 이용하여 유기물을 분해, 제거하고 황산을 추가하여 탈수한 후 charring하여 유기물을 분해하였다. charring된 시료는 최종적으로 질산을 이용하여 200℃에서 용액화하고 170℃에서 과산화수소수를 이용하여 분해된 유기물을 제거하여 최종 용액을 제조하여 분석 시료로 이용하였다.

10g의 백미 시료분해에 소요된 시간은 80분으로 60g의 시료가 동시에 처리 되었다. 따라서 300g의 백미 시료를 기준으로 약 7시간 내에 전처리를 완료할 수 있었다.

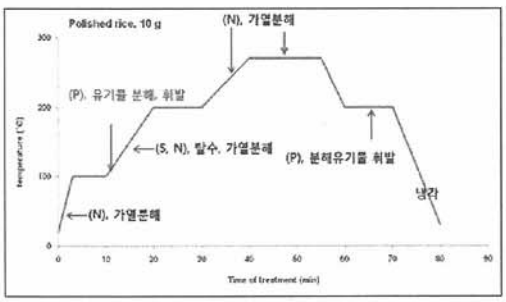


Fig. 2. Operation condition of microwave digestion system for polished rice sample

2.3 전처리 방법 유효화

식품 중 주요 핵종 긴급검출기술 개발을 위해 백미 시료에 대한 전처리 과정을 포함하는 분석방법의 표준화 및 유효화는 인증표준시료를 이용한 정확도, 정밀도 평가 (Accuracy and Precision using CRM (certified reference material) : Calcium), 표준용액을 이용한 방법 직선성 평가 (Standard Addition Method: spike standard solution), 방사성 핵종의 회수율 평가 (Recovery test using Sr-85 (pure γ-source))의 세 가지 방법을 이용하였다.

백미 시료에 대한 인증 표준물질로는 NIST SRM 1568a (Rice Flour)를 이용하였고 각 10 g을 본 연구에서 확립한 마이크로웨이브 용해조건을 이용하여 용해하고 ICP-AES를 이용하여 Ca 농도를 측정하였다. 측정 결과 인증값과 비교하였을 때 방법의 정확도를 나타내는 상대오차가 -3.7%, 정밀도를 나타내는 상대표준편차가 1.3%로 나타나 전처리 방법에 대한 신뢰성을 확인하였다. 또한 1000 ppm의 Ca 단일 표준용액을 0.5~2.0 g까지 단계적으로 주입하고 용해하여 ICP-AES를 이용하여 분석한 결과, 각 농도범위에서 직선성을 충분히 유지하는 것으로 평가되었다. 또한 감마핵종 표준 용액 (Sr-85, 2.64E+4 Bq/g)을 1.0과 0.5g을 백미 시료에 spike하고 용액화한 시료를 감마선 계측기를 이용하여 측정한 결과, spike한 Sr-85의 activity와 비교하였을 때 회수율 96.1%, 정밀도 3.5%로 나타났다. 세 가지 분석 방법의 유효화 결과를 바탕으로 본 연구에서 확립한 마이크로웨이브 용해 방법의 신뢰성이 우수한 것으로 평가되었다.

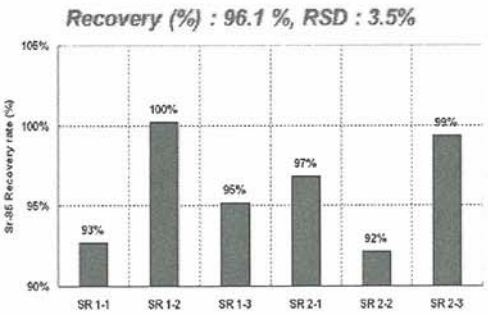


Fig. 3. Results of recovery tests for the spiked Sr-85 in polished rice sample using open vessel microwave digestion system

3. 결론

본 연구에서는 식품 중 방사성 핵종의 신속 분석법(turnaround time 36시간 이내)을 개발하고자 하였으며 이를 위하여 방사핵종 분석을 위한 시료 전처리 단계에서 소요되는 10일 이상의 시간을 12시간 이내로 최소화할 수 있는 최적의 방법을 개발하고자 하였으며 이를 위하여 open vessel microwave digestion system을 활용하고자 하였다. 처리 과정을 포함하는 분석 방법의 표준화 및 유효화를 위해 인증표준시료를 이용한 정확도, 정밀도 평가, 표준용액을 이용한 방법 직선성 평가, 방사성 핵종의 회수율 평가의 세 가지 방법을 이용하였을 때 dynamic range에서 직선성을 유지하며 회수율을 95% 이상을 유지할 수 있고 방법의 정밀도(상대표준편차 5%이하)는 매우 우수한 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] J.A. Nobrega et al., "Focused-microwave-assisted strategies for sample preparation", Spectrochimica Acta B, vol. 57, 1855-1876, 2002.

크러드 형성에 대한 아연주입 효과

박주영* , 박광헌
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지 경희대학교 공과대학 268호
dmmzmst@naver.com

1. 서론

CRUD는 1차계통의 노심이외의 표면에서 생성되는 부식생성물들이 냉각수의 순환에 의하여 핵연료봉의 바깥쪽 표면으로 운반되어 축적된 침전물을 일컫는다. 높은 온도의 노심에서는 피복관 상단부에서 미포화 핵비등 상태에 놓일 확률이 높다. CRUD는 노심의 출력과 냉각재 온도의 함수로서 피복관에 미포화 핵비등이 일어날 때 생기는 미세기포 주위에서 형성되는 경향을 지닌다. CRUD의 기본 조성은 니켈페라이트 (NixFe 3-xO4)로 알려져 있고 x는 0.4<x<0.8 사이에 있다. 여러 변수에 따라 그 값이 바뀌고 미포화 핵비등이 지배적으로 일어날 시 Ni/Fe 의 비가 증가한다. CRUD가 문제가 되는 부분은 크게 두 가지로서 냉각수에 주입되는 보론이 CRUD에 흡착되어 축 방향 출력 불균형 비정상을 발생시키는 주요 원인이 되며 1차 계통에 녹아있던 Co 와 Ni 이 피복관에 침적되고 운영 중 방사화 된 후 빠져나와 1차계통 표면의 CRUD에 치환되어 들어가 1차 계통 내부 표면의 방사능 선량을 증가시키는 것이다.

방사선 선량증가 해결을 위하여 1차 계통에 Zn 을 첨가하여 CRUD모사 실험을 수행하였고 Zn이 첨가 되었을 때와 되지 않았을 때의 조성차이와 시간에 따른 금속이온 농도변화를 추적하였다.

2. 본론

본 연구에서는 CRUD를 인공적으로 만들기 위하여 핵연료봉 상단 표면에서 일어나는 현상을 모사할 수 있는 실험장치를 만들었다.

실험 시 시스템에 주입하는 모사용액은 5L 의 모사 냉각수 저장소에서 지속적으로 빼내어 모두 주입 될 때까지 장치를 유지하였고 그 유속은 3~5ml/min 으로 하여 장치에 주입되는

냉각수의 각 이온의 농도가 일정하게 유지되도록 하였다.

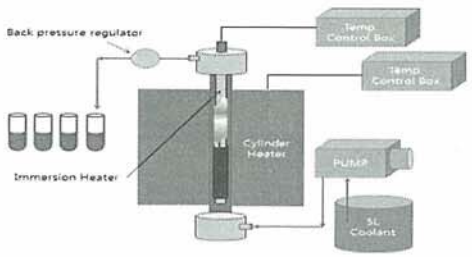


Fig. 1. CRUD experiment device conceptual design.

주입한 각 모사 냉각수의 종류는 두 가지로서 Zn이 첨가된 것과 첨가되지 않은 용액이고 이온들의 농도는 아래와 같다. 이온농도의 변화와 빠른 CRUD형성을 위하여 B 와 Li를 제외하고 나머지 이온은 기준치의 3배로 농도를 높여 실험을 수행하였다.

Table 1. Ion composition and concentration of replicated coolant (top: no Zn addition, bottom: Zn addition)

Elements	B	Li	Fe*3	Cr*3	Ni*3	Co*3
ppm	1000	3	25.68	2.37	1.35	0.24
mg	5720	18.14	25.68	2.37	1.35	0.24

Elements	B	Li	Fe*3	Zn*3	Cr*3	Ni*3	Co*3
ppm	1000	3	25.68	3	2.37	1.35	0.24
mg	5720	18.14	25.68	3	2.37	1.35	0.24

시스템을 통과한 후 시간별로 나누어 저장된 용액의 공통적인 보론 농도 변화를 분석하였다. 4번의 실험 모두 공통적인 보론 농도 감소추세를 확인할 수 있었다.

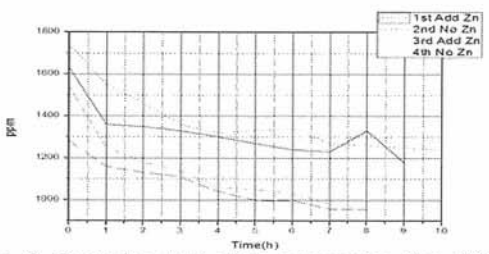


Fig. 2. Decreasing trend of B concentration from ICP analysis

형성된 CRUD 샘플은 XPS와 SEM 으로 분석하였다. 그 결과 보론이 공통적으로 아래와 같이 검출되었다.

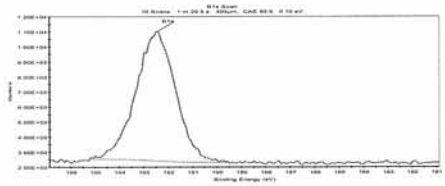
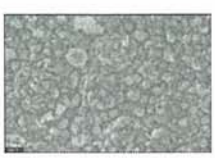


Fig. 3. Boron peak on SUS-305 foil XPS analysis



Matrix Correction ZAF Element	Wt%	At%
BK	04.35	13.76
OK	18.12	39.95
ZnL	01.89	00.56
CrK	01.89	01.25
FeK	67.23	41.40
CoK	02.48	01.85
NiK	04.45	02.60

Fig. 4. CRUD powder sample SEM-EDX analysis result

Zn은 1차 계통 방사능 선량을 감소시키는 효과를 지니고 있는 것으로 알려져 있다. Zn 은 Fe, Ni, Co와 같은 2가 양이온과 치환반응을 일으켜 산화물 결정격자에 결합하여 강한 보호피막을 형성하고 Co-58 이나 Co-60과 같은 방사화된 핵종들이 CRUD로 침적하는 것을 감소시키고 부식을 막는 것으로 추정된다.

Zn 을 첨가한 실험과 그렇지 않은 실험의 SUS-304 foil 을 XPS로 분석한 결과를 비교해 보았다. 아래 표에서 확인할 수 있는 부분은 Zn 이 있을 때와 없을 때 Ni의 XPS분석결과 차이이다. Zn 이 있는 경우 foil에선 Ni 피크를 거의 찾아볼 수 없었으나 Zn 이 없는 경우 뚜렷한 Ni 피크가 나타남을 알 수 있다. 이는 첨가된 Zn 이 CRUD 조성에 영향을 미치고 있다는 것을 의미한다.

Zn 이 첨가되지 않은 경우 Co의 농도가 시간이 지남에 따라 점차 감소하는 형태를 보여주는 반면 Zn 이 첨가된 경우 초기에 Co의 농도가 증가한 후 다시 감소하여 초기 주입농도로 돌아오는 형태를 보여준다. 이는 첨가된 Zn이 초기 시스템의 내벽에 침적되어있던 Co를 치환하여 빼내기 때문인 것으로 볼 수 있다. 두 실험 모두 초기 Ni 농도 피크가 나타나는데 이는 Co 와 Zn 모두 Ni 보다 높은 치환능력을 지니기 때문에 시스템 상에 있던 Ni이 초기에 빠져나와 Peak가 나온 것으로 추측된다.

Table 2. Ni, Co, Zn peak on SUS-305 foil XPS analysis

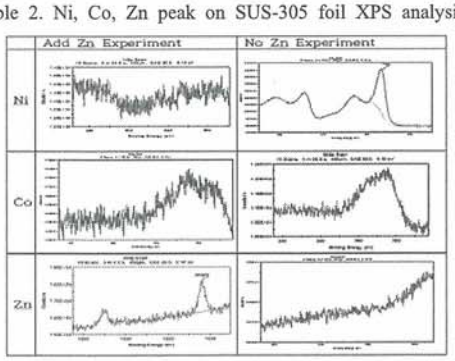
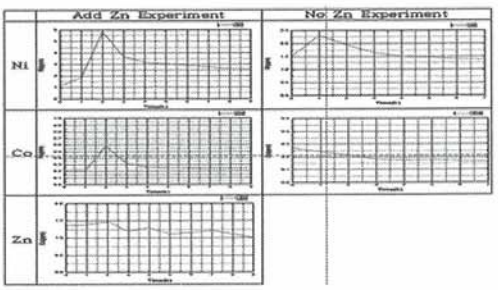


Table 3. Ni, Co and Zn concentration trends from ICP



3. 결론

본 연구는 CRUD를 인공적으로 만드는 실험장치의 모사 냉각수의 조성을 조정하여 결과물을 분석함으로서 핵연료봉에 대한 보론의 침적과 1차 계통의 방서선 준위를 줄이기 위한 Zn 주입의 효과를 알아보았다.

시간에 따라 시스템을 통과하여 나온 모사 냉각수속 이온들의 농도변화를 추적하고 형성된 CRUD 샘플을 분석함으로서 Zn의 CRUD로의 치환여부와 그에 따른 Ni 와 Co 에 대한 영향을 확인 할 수 있었다. 그 결과 Zn은 Ni와 Co를 치환하여 빼내며 안정적인 막을 형성함으로서 1차 계통의 방사능 선량 감소에 효과가 있을 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] R.E.Pawel,*J.V.Cathcart,* and R.A. McKee. The kinetics of Oxidation of Zircaloy-4 in Steam at High Temperatures.

[2] Brian Cox, Friedrich Garzarolli, Al Strasser, Peter Rudling. The effects of Zn injection (PWRs and BWRs) and Noble Metal Chemistry(BWRs) on fuel performance-an update.

사용후핵연료 수송용기의 중성자 차폐체에서 복합소재 적용에 따른 열전특성

이종욱[1*], 김원석[1], 전종선[2]
비에이치아이(주), 경남 함안군 군북면 장지리 165-2
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
jwlee@bhi.co.kr

1. 서론

사용후핵연료는 장기간 강한 방사선과 붕괴열이 방출된다. 따라서 사용후핵연료를 안전하게 운반 및 저장하기 위하여 수송·저장용기는 방사선차폐의 방사선차폐, 임계방지(미임계성 유지), 납경계의 유지 및 내부 붕괴열의 적절한 제거 등의 안전기준을 만족하도록 설계되어야 한다.

IAEA 규정 및 국내 원자력법규에서 수송용기는 정상 수송조건뿐만 아니라 가상 사고조건에서도 열적으로 안전하게 설계되어야 한다고 엄격하게 규정하고 있다[1-3]. 수송용기의 열적인 건전성을 유지시키기 위해서 금속용기의 경우 중성자 차폐체의 낮은 열전도도를 보완하기위해 구리, 알루미늄과 같은 금속을 사용한 열전달핀을 위치시켜 내부 붕괴열을 외부로 배출하도록 구성하였다. 하지만 열전달핀의 설치는 이종용접이 필요하며 납기, 제작비 상승의 마이너스의 요인이 된다.

본 연구에서는 중성자 차폐체의 열전도도를 높이고 차폐성능을 향상하도록 발포금속을 적용였을 때 발포금속의 PPI, 밀도에 따른 열전성능 영향을 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험재료

본 실험에서 수지계 중성자 차폐체의 기본물질로는 기계적 및 전기적성질, 내약품성 그리고 내후성 등이 우수한 상온 경화용 액상 에폭시수지를, 첨가재로는 열중성자 흡수성 우수한 탄화붕소, 구리발포 금속, 난연제로는 수산화알루미늄을 사용하였다.

기본물질로 사용된 액산 프리 폴리머인 에폭시수지는 MSEA700과 아민계 경화제인 MESA 700B를 혼합하여 사용하였다. 소포제와 분산제로 G700과 AC2300을 사용하였다. 저속 혹은 열중성자에 대해 차폐효과가 큰 붕소하합물중에서 중성자 차폐체에 가장 많이 사용되는 탄화붕소(B_4C)는 붕소함량이 많기 때문에 열중성자 포획거시단면적이 크고, 중성자 차폐시에 고준위의 2차 방사선이나 2차 부산물을 발생시키지 않는 등 중성자 흡수재로서 이상적인 특징를 많이 갖고 있다. 본 실험에서는 ESK사의 10㎛이하의 직경을 가지는 B_4C를 사용하였다. 수산화알루미늄은 KC사에서 생산되는 구형인 WH-20제품을 사용하였다. 본 연구에서는 중성자 차폐체 특성을 고려하여 Table 1에 나타낸 바와 같이 조성하였다.

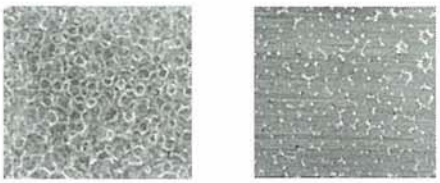
Table 1. Composition of shielding material

Shielding Material		Composition(wt%)
Epoxy Hardener	MSEA 700	42
Additive	$Al(OH)_3$	50
	B_4C	5
	G700	1.5
	AC2300	1.5

발포금속(metal foam)은 금속 재료 내부에 수많은 기포를 가진 다공질(porous) 금속으로 구조적으로 안정하고 에너지 흡수 및 차폐능력이 뛰어나며, 제조공정에 따라 기공의 형태, 크기, 분포 및 기공률 등을 제어할 수 있어 중성자 차폐체용 조성물로 활용되기에 바람직한 소재재로 기공크기(PPI)는 5, 10, 15, 밀도(kg/m^3)는 180, 300, 400을 사용하였다.

2.2 차폐체 제작

시편의 물성 분석을 위하여 가로, 세로 50*50*10mm의 성형틀에 발포금속을 배치하여 에폭시와 첨가제를 균일하게 혼합하고 마지막으로 경화제를 혼합시켜 성형틀에 부었다. 기포발생량을 최소하기 위해 상온에서 경화하였다. Fig. 1는 사용된 발포금속, 제작된 시편을 나타낸 그림이며 Table 2.에 시편을 정리하였다.



a) Meatal foam b) neutron shield Sample

Fig. 1. Metal foam, neutron shield sample

2.3 제작 차폐체 열전도 비교

제작한 차폐체 시편의 열전성능을 평가하기 위해하여 SCINCO社의 C-THERM TCI제품을 이용하여 측정하였으며 그 결과는 Table 2에 정리하였다.

Table 2. Thermal conductivity for metal foam

PPI	Density [kg/m^3]	Thermal Conductivity [W/mK]
5	180	1.15
	300	1.332
	400	1.371
10	180	1.272
	300	1.342
	400	1.517
15	180	1.453
	300	1.493
	400	1.522

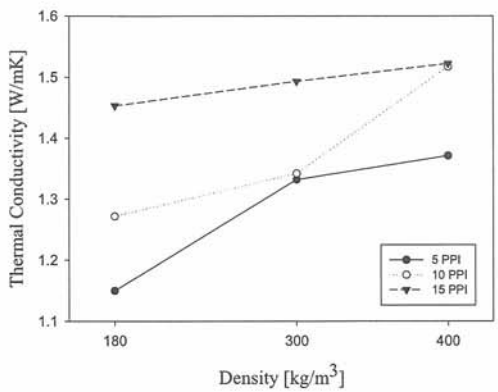


Fig. 2. Thermal conductivity of neutron shield for metal foam(PPI, Density)

발포금속 첨가 중성자 차폐체의 열전도도는 일반 중성자 차폐체에 열전도도 0.235W/mK에 비해 최소 4.8배 향상되었다. 발포금속의 특성에 따라 열전도도는 차이가 났으며 Fig. 2에서 보는 것처럼 동일 밀도에서 기공크기가 작을수록 높게 나타났다. 이는 같은 밀도에서 기공이 크기가 클수록 발포금속 브릿지의 두께는 증가하게 되고 표면의 노출의 영향이 커졌기 때문이다. 발포금속 밀도가 커질수록 열전도도가 증가하는 경향을 보이며 이는 같은 수의 브릿지가 노출되어도 브릿지의 두께가 증가하였기 때문이다.

발포금속 기공의 크기에 따른 중성자 차폐영향은 적기 때문에[4] 작업성, 열성능, 가격을 고려하였을 때 기공크기 10PPI, 밀도 180kg/m^{3}을 선택하는 것이 유리한 것으로 판단된다.

3. 결론

중성자 차폐체에 발포금속을 적용하여 열전도도를 비교하여 보았다. 발포금속을 적용함에 따라 차폐체의 열전도도는 4.8배 상승하였다. 작업성, 열성능, 가격을 고려하였을 때 기공크기 10PPI, 밀도 180kg/m^{3}을 선택하는 것이 유리한 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 기술혁신사업 중 방사성폐기물관리기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다. (No. 2010T00100839)

5. 참고문헌

[1] IAEA, Safety standard series NO.TS-R-1, 2002.
[2] NRC, 10CFR Part71, 1997.
[3] US Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 7.6, 1978.
[4] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.305-306, 2012.

낙하충격을 받는 방사성물질 수송용기의 다구찌 방법을 이용한 구조 설계

박경원[1*], 김형진[2], 신태명[1]
[1]한국교통대학교, 충청북도 충주시 대학로 50
[2]한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
pkw1985@gmail.com

1. 서론

방사성물질의 수송 중에 발생 가능한 사고로부터 인간과 환경을 보호하기 위해 수송용기의 구조적 안정성평가가 시행되어야 한다. 미국 NRC의 Reg. guide 7.8[1]에 따르면, 가상사고조건 중 9m 자유낙하시험을 통해 용기의 구조적 건전성을 평가하도록 하고 있다. 본 연구는 다구찌 방법을 적용하여 수송용기의 낙하 충돌 시 용기 내부로 전달되는 응력을 최소화 시킬 수 있는 최적설계변수 조합을 예측하여 수송용기의 구조적설계 시 적용할 수 있는 방법을 제안하고자 하는 것이 목적이다.

2. 유한요소해석과 다구찌방법의 적용

2.1 해석절차

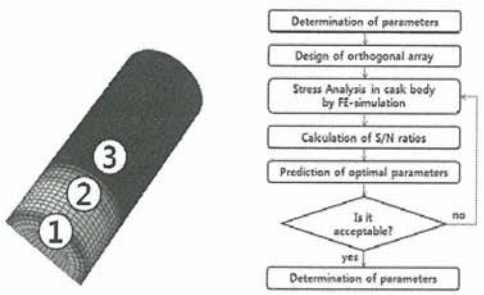
본 연구에서는 다구찌 방법과 유한요소해석을 적용하여 수송용기, 충격완충체 및 충격완충체의 덧판(cover plate)을 설계변수로 정하고, 수직·수평·경사낙하[2] 경우에 대해 각각 낙하해석을 수행하였다. 수송용기의 충격하중에 대한 건전성 평가는 Fig. 1에서 보인바와 같이 수송용기 하부에서 중앙까지 분포된 응력에 관심을 두었다. Fig. 2는 최적 변수를 설계하기 위한 해석절차를 보여주고 있다.

2.2 해석모델

유한요소해석모델은 해석 목적상 가압경수로(PWR) 사용후핵연료 집합체 12 다발을 습식 조건으로 수송할 수 있도록 개발된 KN-12 운반용기로 정하였다.

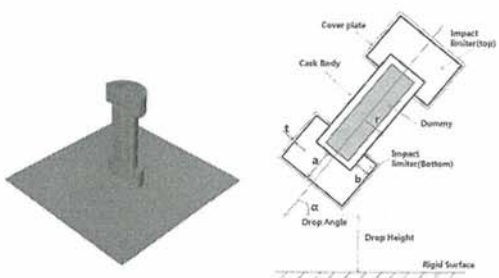
2.3 유한요소해석 모델링

본 연구에서는 상용유한요소해석 프로그램인 ABAQUS/Explicit 코드를 사용하였다. 해석시간을 효율적으로 줄이기 위해 수송용기의 대칭성을 고려한 3차원 1/2 형상에 대하여 해석이 수행되었다. Fig.1은 9m 자유낙하조건을 시뮬레이션 하기 위한 단순화된 수송용기의 유한요소 모델이다.



(a) (b)

Fig. 1. Schematic views of (a) interesting area of FEM model and (b) design procedures



(a) (b)

Fig. 2. Schematic views of (a) FE model of shipping cask and (b) definition of the design variables

모델링은 용기본체, 용기 덮개, 충격흡수체, 흡수체 덧판, 핵연료집합체[3]로 구성하였다. 실제 용기 내부를 구성하고 있는 바스켓, 핵연료집합체, 그리고 물은 충격특성에 대한 영향이 적다고 가정하고 가상모델(Dummy)로 용기내부에 생성하였다. 참고로, 해석에 사용된 유한요소모델과 재료물성치를 Fig. 2(a)와 Table 1에 나타냈다.

Table 1. Data for FE-simulation

위 치	재 료	탄성계수 (MPa)	밀도 (t/mm3)	항복응력 (MPa)	프와송 비
용기본체	SA-350 LF.3	1.91E05	7.62E-09	260.0	0.31
용기덮개	SA-182 GR F6NM	2.01E05	7.81E-09	620.0	0.29
Impact limiter	Balsawood	8.1E02	1.44E-10	12.2	0.3
완충체덧판	SA-182 GR F6NM	2.01E05	7.81E-09	620.0	0.29
Dummy	-	1.0E05	4.4E-09	-	0.29

2.4 다구찌 방법의 적용

다구찌 방법의 장점은 대상 실험의 수행기간과 비용을 최소화시키고, 그 분석에서도 기존 방법보다 더욱 효율적인 최적조건을 도출할 수 있다는 것이다. 본 연구에서 고려한 목적함수 중 망소특성은 아래의 식과 같다.

$$S/N = -10\log\left[\frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n} y_i^2\right] \quad (1)$$

Table 2는 유한요소해석 시 적용할 설계변수를 나타낸다. 설계변수가 4개이고 모두 3수준 이므로 $L_9(3^4)$ 직교배열표를 선택하였다. Table 2에 bold 체와 밑줄로 표시되어있는 수준은 초기실험수준이다.

Table 2. Levels of Design Variables

제어인자(control factor)	수 준(level)		
	1	2	3
A. 수송용기의 반경(mm)	771	871	**971**
B. 흡수체 높이(mm)	925	1025	**1125**
C. 흡수체 반경(mm)	1125	**1225**	1325
D. 완충체덧판의 두께(mm)	5	**10**	15

3. 결과 및 고찰

3.1 최적설계변수를 적용한 유한요소해석 결과

각 낙하해석 시 최적인자와 기여도가 높은 인자를 Fig 2와 Table 3를 통해 알 수 있다. 수직낙하해석 시에는 인자 B(흡수체 높이), 수평낙하해석의 경우에는 인자 C(흡수체 반경), 그리고 경사낙하의 경우에는 인자 A(수송용기반경)의 기여도가 높은 것을 알 수 있었다. 각 인자의 평균을 구하고 이 조건으로 유한요소해석을 한 결과, Table 4에서 나타낸 바와 같이 초기조건의 경우보다 수직낙하 시 3지점에서의 응력이 226.8MPa 만큼 감소하였고, 경사낙하시 2번 지점에서의 응력이 132.2MPa 만큼 감소하였다. 수평낙하시에는 1지점에서 72MPa 증가하였고, 2지점과 3지점에서는 각각 4.5MPa, 15MPa만큼 응력이 감소하였다. 결과적으로 최적 인자 수준은 수직낙하와 경사낙하시 각각 2번과 3번 지점에서 큰 응력감소가 있었다.

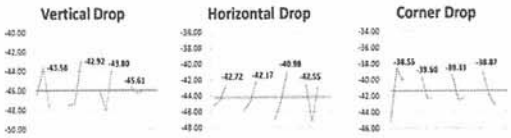


Fig. 3. S/N ratios for each factor

Table 3. Orthogonal array and SN ratios

낙하 형태 별 최적 수준				
Vertical	A2	B3	C3	D1
Horizontal	A3	B3	C3	D1
Corner	A2	B3	C3	D1
수준 조합	**A2**	**B3**	**C3**	**D1**
	871	**1125**	**1325**	**10**
기존 수준	971	1125	1225	10

Table 4. Comparison of initial and optimal conditions

Vertical Drop (MPa)			
지점	1	2	3
기존수준	176.36	185.6	265.3
최적수준	114	128.3	42.7
응력변화량	62.6	57.3	222.6
Horizontal Drop (MPa)			
지점	1	2	3
기존수준	112.1	86.3	76.3
최적수준	184.1	81.8	61.3
응력변화량	-72	4.5	15
Corner Drop (MPa)			
지점	1	2	3
기존수준	86.2	143.1	10.1
최적수준	131	10.9	10.9
응력변화량	-44.8	132.2	-0.8

4. 참고문헌

[1] Regulatory Guide 7.8, "Load Combinations for the Structural Analysis of Shipping Casks for Radioactive Material." Revision 1, March 1989.

[2] Safety Analysis Report, "CASTOR KN-12 Transport Cask", GNB, 2002.

[3] 한국원자력안전기술원, 2001, "KN-12 사용후핵연료 운반용기의 기계구조 계산".

국내 인광석 및 석고보드 취급시설에서 발생하는 공기 중 입자의 특성 조사

임하얀[1*], 최원철[2], 김시영[1], 임우진[1], 김광표[1]
[1]경희대학교 원자력공학과, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

국내의 인광석 및 석고보드 제조 시설에서 취급하는 물질 등은 천연방사성핵종을 함유하고 있으므로, 상기 시설의 근무자들은 시설에서 발생하는 입자의 흡입에 의해 내부피폭이 발생할 수 있다.

입자의 흡입에 의한 피폭선량은 입자의 특성에 따라 달라진다. 따라서 국제방사선방호위원회(ICRP)에서는 입자의 흡입에 의한 선량평가 시 실측된 입자의 특성을 반영하여 선량평가를 실시할 것을 권고하고 있다[1]. 실측이 불가능할 경우 그 대안으로서 입자의 특성에 대한 대푯값을 제시하고 있다. 하지만 대푯값을 사용하는 경우 선량평가 결과가 실제보다 수 백 배까지 차이날 수 있음을 경고하고 있다. 따라서 관련시설 종사자에 대한 신뢰할 만한 내부피폭 평가를 위해서는 입자의 특성에 대한 실측자료의 확보가 중요하다.

따라서 본 연구의 목적은 국내의 인광석 및 석고보드 관련 시설에서 발생되는 공기중 입자의 크기 분포 및 농도 측정, 입자의 방사능 농도측정, 입자의 기타특성 조사이다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

인광석 및 석고보드 제조시설에서 분진이 발생하고 작업자가 이에 노출될 수 있는 지역에서 공기중 입자를 채집하였다. 공기중 부유입자를 채집하기 위하여 다단계입자채집기를 사용하였다. 다단계입자채집기의 각 단계의 충돌판 위에 사용되는 여과지는 입자를 채집하기 전후 1일간 항온/항습기에 보관한 후에 전자저울을 사용하여 여과지의 무게를 측정하였다. 입자는 측정 장소에서 28.3 L/min의 유속으로 포집되었다. 포집이 종료된 후에 여과지의 무게를 측정하고, 시료 채취 전후의 무게차를 이용하여 입자 크기 분포 및 농도를 분석하였다.

방사능 농도는 HPGe를 이용하여 관련 시설에서 취급하는 원료물질, 공정부산물, 가공제품등에 대한 Ra-226 및 Ra-228의 농도를 측정하여 수행되었다. 수집된 입자는 시료측정 용기에 밀봉하여 4주 이상 보관 후에 HPGe를 이용하여 측정하였다.

입자의 모양 및 성분분석은 다단계입자채집기를 통해 포집된 입자를 대상으로 주사전자현미경을 사용하여 수행되었으며, 밀도 측정은 관련 시설의 주요 공정에서 시료를 채취하여 밀도분석기를 사용하여 수행되었다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1과 Fig. 2은 인광석 및 석고보드 관련 시설의 주요 공정에서의 공기 중 입자의 크기 분포 및 농도를 각각 나타내고 있다. 입자 크기범위는 0.1 ~100 um 까지 넓게 분포되어 있고, 입자농도는 측정 장소에 따라 적게는 약 0.01 ug/L에서 많게는 약 100 ug/L까지 나타났다. 전체적으로 입자의 농도는 타 지역보다 원료창고에서 높게 나타났다. 이는 원료창고에서 불도저를 이용한 작업이 이루어져 바닥 등에 침적되어 있던 입자들이 공기 중으로 부유했기 때문이다. 석고보드 원료창고에서의 입자 농도는 인광석 및 염화칼륨 원료창고보다 약 100배 이상 낮게 측정되었다. 이는 인광석 관련시설과 달리, 석고보드 관련 시설 내 원료창고 천장은 사면이 개방되어 있다. 또한, 석고보드 관련 시설의 창고에서는 분진의 많은 발생을 유발하는 원료를 적치하는 작업이 비교적 느리게 진행되므로, 공기 중 부유 입자의 농도가 낮게 나타난 것으로 판단된다. 공기중 입자의 농도는 시설 내의 운영장비의 종류, 작업유무, 환기시설 및 환기조건, 날씨 등에 따라 크게 다르게 나타났다. 따라서 이를 고려하여 시설 등의 개선을 실시한다면 공기중 입자의 농도를 크게 낮출 수 있을 것으로 판단된다.

Table 1은 상기 두 시설에서 취급하는 물질 내에 함유된 방사능 농도를 나타내고 있다. 전체적으로 Ra-226의 방사능 농도값이 Ra-228보다 높게 나타났다. 이는 일반적으로 원료물질인 인광석에 우라늄계열 핵종들이 주로 포함되어 있기 때문이다. 인광석에 포함된 천연방사성핵종은 화학

적 처리가 이루어지는 공정에서 약 90% 이상의 라듐이 인산석고에 농축되며, 약 95% 이상의 우라늄이 인산에 농축된다. 따라서 측정 결과를 고려해볼때, 인광석 내에 함유된 Ra-226의 약 90% 이상이 인산석고에 농축되었음을 확인하였다.

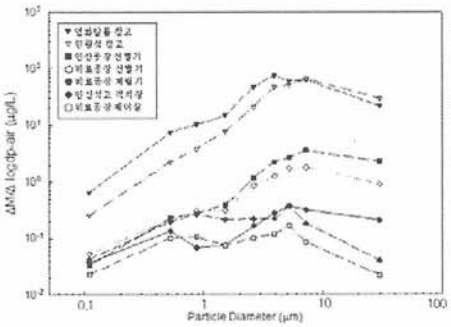


Fig. 1. Size distribution and concentration in phosphate rock facility

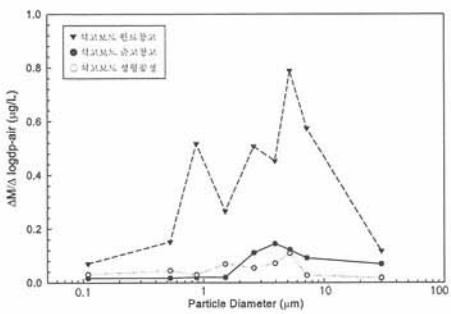


Fig. 2. Size distribution and concentration in gypsum board facility

Table 1. Particle radioactivity in phosphate rock and gypsum board facility

시설	채취장소	Ra-226 (Bq/kg)	Ra-228 (Bq/kg)
인광석	인광석창고	94-866	<MDA-11
	인광석분쇄공정	242	4
	석고적치장	137-223	2-5
	염화칼륨창고	<MDA	<MDA
석고보드	비료 창고	2	<MDA
	인산석고창고	145	3
	석고보드창고	12	4

Fig. 3에는 인광석창고에서 채집된 입자의 모양을 나타내고 있다. 입자의 모양은 모든 측정 장소에서 구형(sphere)에 가깝게 나타났다. 따라서 흡입에 의한 내부피폭 방사선량 평가 시 모양인자 값으로 1을 사용할 수 있을 것이다.

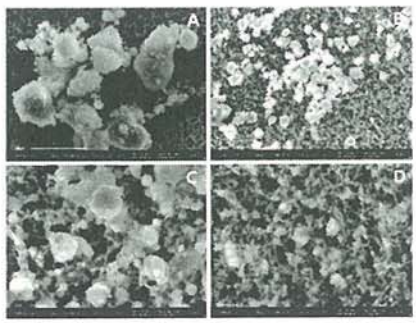


Fig. 3. Shpae of airborne particle in phosphate rock warehouse

입자의 성분분석 및 밀도측정을 수행하였다. 인광석은 주로 O, Ca, P의 성분으로, 인산석고 및 석고보드는 주로 O, Ca, S성분으로, 복합비료는 비료의 3요소인 N, P, K를 모두 함유 하고 있음을 확인하였다. 인광석 관련 시설의 원료물질인 인광석의 밀도는 약 3.1~3.4 g/cm^3, 염화칼륨은 약 2.7 g/cm^3, 공정 부산물인 인산석고의 밀도는 약 2.1~2.6 g/cm^3, 복합비료는 약 1.7 g/cm^{3}으로 나타났다. 석고보드 관련 시설의 원료물질인 탈황석고와 인산석고의 밀도는 각각 약 3.0 g/cm^3, 2.7 g/cm^3, 석고보드는 약 3.0 g/cm^3 으로 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는 인광석 및 석고보드 시설에서 발생하는 입자의 크기 분포 및 농도, 방사능농도, 기타특성을 평가하였다. 본 연구결과는 상기시설에서 종사하는 작업자의 입자 흡입에 의한 정확한 내부피폭 방사선량 평가에 기여할 것이다. 또한 본 연구결과는 2012년 7월 시행된 생활주변방사선안전관리법에 따른 생활주변방사선 안전관리의 체계를 수립하기 위한 기초자료로서 합리적인 방사선 방호 수단을 제공할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 방사선 안전기술개발사업 (천연방사성핵종 함유물질의 이용에 따른 피폭관리 최적화 기술 개발) 수행의 일환으로 수행 되었으며 이에 감사드립니다. (No.2012M5A1A2054903)

5. 참고문헌

[1] ICRP, Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, ICRP 66; 1994.

방사성핵종의 입경이 공기 중 농도에 미치는 영향 해석

정효준*, 박미선, 정해선, 황원태, 김은한, 한문희
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
jeong1208@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설에서 대기 중으로 방출되는 물질은 입자상 물질과 가스상 물질로 구분할 수 있다. 크립톤, 제논과 같은 Noble Gas는 대기 중으로 방출되면 지표 침적이 거의 일어나지 않지만, 세슘이나 요오드와 같은 입자상 물질이 대기로 방출되면 건·습 침적에 의해 일정부분 대기에서 지표면으로 이동된다.

입자의 직경, 충돌작용, 전기적인 작용, 화학적인 작용 등에 의해 침적량이 결정되며 이 중 입자의 직경은 침적에 영향을 미치는 매우 중요한 인자이다. 본 연구에서는 원자력시설에서 배출된 입자상 물질인 Cs-137의 입경에 따른 대기 중 농도의 변화를 고찰하였다.

2. 본론

2.1 가우시안 플륨 모델

대기 중으로 방출된 입자상 방사성 물질의 거동은 가우시안 플륨 모델로 설명할 수 있다. 식 (1)은 침적 (deposition)과 침강 (settling)을 고려한 가우시안 플륨식을 나타낸다[1].

$$C(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi u\sigma_y\sigma_z}\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \exp\left(-\frac{w_{set}(z-H)}{2K_z}-\frac{w_{set}^2\sigma_z^2}{8K_2^2}\right) \times\left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right)+\exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) -\frac{\sqrt{2\pi}\,W_0\sigma_z}{K_z}\exp\left(\frac{w_0(z+H)}{K_z}+\frac{w_0^2\sigma_z^2}{2K_z^2}\right) erfc\left(\frac{z+H}{\sqrt{2}\,\sigma_z}+\frac{w_0\sigma_z}{\sqrt{2}\,K_z}\right)\right] \quad (1)$$

$$W_{set}=\frac{2\rho g R^2}{9\mu} \quad (2)$$

여기서, u는 풍속, σ_y와 σ_z는 수평, 수직확산계수, K_z는 와류 (eddy)에 의한 확산을 나타낸다. w_{set}는 Stokes 침강속도를 나타내며 ρ는 방사성핵종의 밀도 (kg/m^3), g는 중력가속도 (m/s^2), R은 방사성핵종 입경 (m), μ는 공기의 동점성계수 (kg/m·s)를 의미한다. w_0는 침강속도와 침적속도의 함수로 w_{dep}-0.5w_{set}이다. w_{dep}는 방사성핵종의 입경이 1 μm일때 1.0E-3 m/sec로 가정하였다[2]. 입경이 1 μm 증가할 때 마다 1.0E-4 m/sec씩 증가시켜 입경이 10 μm가 될 때 까지의 지표면의 공기농도 (ground-level air conc.)를 추정하였다. 본 연구에서는 고려한 방사성 물질은 Cs-137이다. 2010년 월성원자력부지 기상자료를 이용하였으며 각 호기별로 1 Bq/sec의 단위질량 (unit mass)이 50 m높이에서 방출된다고 가정하였다.

2.2 입경에 따른 지표면의 공기농도 변화

그림 1은 월성원자력부지에서 2010년 측정된 1시간 간격의 기상자료를 이용하여 나타낸 바람분포이다. 전반적으로 남서풍이 우세하며 풍속 0.5 m/sec 미만의 정온상태는 5.78 %로 나타났다. 방사성 물질의 확산정도를 결정하는 대기안정도는 대기확산에 유리한 A와 B는 약 12 %정도로 나타났으며 상대적으로 대기확산에 불리한 E와 F는 약 55 %를 차지하고 있는 것으로 나타났다.

그림 2는 x, y방향으로 3.5 km×3.5 km의 도메인을 각각 75개의 격자로 구분하여 추정한 Cs-137의 농도 분포를 나타낸 것이다. 중앙에 표시된 S1, S2, S3, S4는 방출지점을 나타내며 R1, R2, ... R16은 S2를 중심으로 1,200 m 동심원 상의 16 방위지점을 나타낸 것이다. 그림 1에 나타낸 바람장미 주풍향의 반대방향에서 최고농도가 나타남을 확인할 수 있다. 그림 3는 16방위 지점에서 Cs-137 입경변화에 따른 지표면의 공기농도 변화를 나타낸 것이다. 주풍향의 반대 방향인 R4 지점의 지표면의 공기농도가 가장 높게 나타났다. 방출된 Cs-137의 직경이 2 μm 일 때 지표면의 공기농도는, 1 μm 일 때의 49 % 수준으로 감소하며, 3 μm 일 때는 39 %, 5 μm 일 때는 30 %, 10 μm 일 때는 16 % 수준으로 크게 감소하였다.

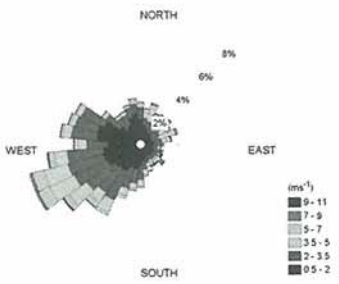


Fig. 1. Wind information at the Wolsung nuclear site in 2010

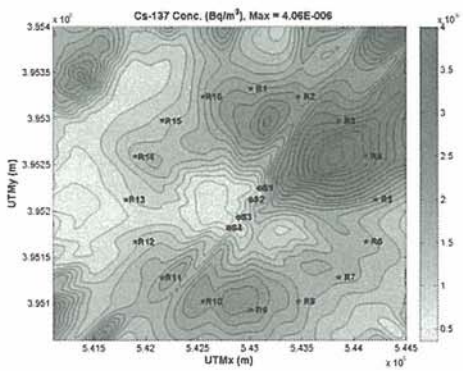


Fig. 2. Yearly averaged Cs-137 concentration assumed 1 μm of particulate diameter

그림 4는 R4지점에서 리셉터의 높이에 따른 Cs-137의 공기 중 농도 변화를 나타낸 것이다. 지표면의 공기농도는 3.53E-6 Bq/m^{3}이었으며 사람이 호흡하는 높이인 1.5 m에서는 약 8 % 감소한 3.25E-6 Bq/m^{3}을 나타내었다.

3. 결론

본 연구에서는 원자력시설에서 대기 중으로 방출된 핵종의 직경이 공기 중 농도에 미치는 영향을 해석하였다. 방사성 핵종 직경 증가에 따른 공기 중 농도 감소는 매우 큰 것을 확인하였다. 감소된 방사능은 지표로 이동되어 생태계에 영향을 미치기 때문에 입자의 직경이 증가하면 호흡에 의한 방사선량은 감소하고, 장기적으로 외부선량과 오염된 음식물 섭취에 의한 방사선량이 증가할 것으로 판단된다. 따라서, 방사능사고 시 합리적인 방사선량평가를 위해서는 방출선원항의 분

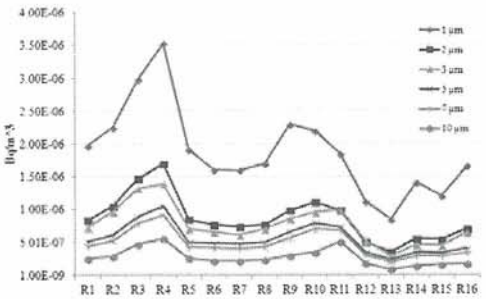


Fig. 3. Ground air concentrations by particulate diameters of Cs-137

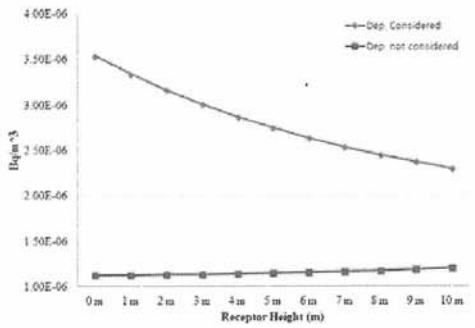


Fig. 4. Air concentrations of Cs-137 according to the receptor heights at R4

포와 특성을 파악하는 것이 매우 중요한 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 원자력안전위원회의 연구비 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Lushi, E., Stockie, J.M., An inverse Gaussian plume approach for estimating atmospheric pollutant emissions from multiple point sources, Atmospheric Environment 44, pp. 1097-1107, 2010.

[2] Till, J.E., Grogan, H.A., Radiological risk assessment and environmental analysis, Oxford University Press, 2008.

제4분과

방사선환경 및 안전 (Poster)

대기확산모델과 관측자료를 이용한 배출원 추정 방법론 고찰

이관희[1*], 이진홍[2], 윤주용[1]
[1]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
khlee@kins.re.kr

1. 서 론

한국원자력안전기술원은 국내·외 원자력 및 방사선 사고와 핵실험 등에 기인한 방사능 이상사태를 조기에 탐지하기 위하여 국가환경방사선자동감시망을 구성하여 전국토에 대한 환경방사선/능을 감시하고 있다[1]. 환경방사선/능 감시결과 평상시에 검출되지 않던 특이핵종이 검출될 경우 배출원 위치 확인 등 원인 분석을 위하여 대기확산모델링을 이용한 분석이 필요하다. 본 논문에서는 대기확산모델과 관측자료를 이용한 배출원 위치 추정 방법론에 대하여 분석하여 향후 관련 시스템 개발시 고려할 사항을 고찰하였다.

2. 본 론

2.1 궤적(trajectory) 역추적 방법

궤적모델은 대기 중에서 오염물질의 배출원-수용지 관계(Source-Receptor relationship)를 연구하기 위한 분야에서 많이 사용되고 있으며, 특히 황사와 같은 대기오염물질의 장거리이동 예측에 많이 활용되고 있다. 궤적을 역추적하여 배출원을 추정하기 위해서는 오염물질의 대기중 거동(침적, 물리/화학적 반응, 수송 등)을 정확히 예측할 수 있는 대기확산모델과 대기중 기류의 흐름을 정확히 예측할 수 있는 3차원 풍향/풍속 등 기상자료가 필요하다. 미국 국립해양대기청(NOAA) 홈페이지에서 HYSPLIT(HYbrid Single Particle Lagrangian Integrated Transport) 코드를 이용하여 사용자가 원하는 궤적 역추적을 손쉽게 수행할 수 있어 널리 이용되고 있다(http://www.arl.noaa.gov/ready/hysplit4.html).

궤적 역추적 방법을 이용하면 비교적 빠르게 궤적을 역추적할 수 있다는 장점이 있으나, 지표면 근처에서 중요한 기상현상인 난류와 대류운동을 묘사할 수 없는 단점이 있다[2]. 지표면 근처에서의 난류특성은 연직으로 오염물질을 얼마만큼 잘 확산시키는지를 나타내는 척도이므로 난류장의 정확성 및 반영여부는 확산모델의 성능을 결정하는 중요한 요소이다. 또한, 실제 관측시간대의 기류를 정확히 역추적하기 위해서는 측정시간대에 해당하는 수백 또는 수천개의 궤적이 필요하지만 일반적인 역추적 방법에서는 하나의 궤적에 대한 분석을 수행하므로 정확도가 낮으며, 정량적으로 값을 나타내기 어렵다. 그러나, 장기간의 궤적 추적을 수행하여 통계분석을 수행하면 정확도를 향상 시킬 수 있다.

2.2 Source-Receptor Matrix 방법

대기중에서 오염물질 관측자료를 이용하여 배출원 정보를 정량적으로 추정하는 방법을 역모델링(inverse modelling)이라고 한다. 역모델링에는 여러 가지 방법이 있으나, 방사성핵종과 같이 대기중에서 비선형적인 화학반응을 하지 않거나, 온실가스와 같이 반응이 느린 물질들에 대하여는 배출원-수용지의 선형관계를 가정하여 역모델링을 수행할 수 있다[3]. 선형관계를 이용하여 각각의 배출원(각 grid cell)에 대한 수용지 관측치의 민감도(sensitivity)로 구성된 Source-Receptor Matrix (SRM)를 구한 후 관측치를 가장 잘 설명할 수 있는 배출원 요소(grid cell)를 찾는 방법으로 배출원을 추정할 수 있다. 여기서, SRM은 오일러리안 또는 라그랑지안 대기확산모델을 이용하여 계산할 수 있으며, 배출원 또는 수용지 수가 많아지면 계산시간도 비례하여 증가하게 된다.

오일러리안 모델은 고정된 좌표계에서 오염물질의 확산방정식을 차분화하여 계산하므로 차분화에 따른 수치오차가 발생하며, 특히 점오염원에서 배출되는 물질의 확산을 계산할 때 오염원 부근에서 많은 수치오차가 발생하는 문제점이 있다. 반면에, 라그랑지안 모델은 확산계산시 수치격자를 사용하지 않으므로 오차를 유발하는 수치확산이 없어 계산의 정확도가 비교적 높지만, 많은 수의 입자를 방출해야 정확도를 높일 수 있다[4].

SRM은 라그랑지안 대기확산모델을 전방향(forward) 또는 역방향 모드(adjoint mode)로 실

행하여 구할 수 있다. 역방향으로 대기확산모델 실행시 이류(advection)는 시간을 단순히 역으로 입력하여 계산할 수 있으며, 그 외 확산, 침적 및 방사능붕괴는 전방향으로 계산할 때와 동일한 방법을 이용한다(self-adjoint operators)[5].

일반적으로 예상 배출원의 수가 관측소(수용지)의 수보다 적으면 전방향으로 대기확산모델을 실행하는게 효율적이며, 배출원의 수가 관측소의 수보다 많으면 역방향 모드로 실행하여 SRM을 계산하는게 효율적이다. CTBTO(포괄적핵실험금지기구)는 핵실험 검증목적으로 전세계적으로 입자 및 가스 측정소를 운영하고 있으며, 측정소에서 측정된 자료의 배출원을 확인하기 위하여 역방향 모드로 대기확산모델링을 수행한 후 SRM 자료를 이용하여 배출원 위치를 추정하고 있다[5].

배출원에서의 오염물질 배출과 수용지에서의 오염물질 측정은 일반적으로 지표면 근처(0~100m)에서 이루어진다. 따라서 대기확산모델은 3차원으로 실행하여야 하지만 SRM은 연직층에 대하여 모두 계산할 필요 없이 지표면 근처에서의 2차원 자료로 구하면 된다. 대기확산모델 계산시 지표면 근처의 최하층 높이를 증가시키면 평균고도 증가에 따라 입자 수가 늘어나 통계적으로 보다 의미있는 자료가 도출된다. 그러나 오염물질의 방출고도가 지표면 근처임을 감안하여 최하층의 고도를 합리적으로 설정하여야 한다[6].

3. 결 론

본 논문에서는 대기확산모델과 관측자료를 이용한 배출원 위치 추정시 사용하는 방법론에 대한 분석을 수행하였다. 궤적 역추적방법은 비교적 빠르고 간단하게 분석을 수행할 수 있으나, 정확도가 낮은 단점이 있다. 예상 배출원의 수가 관측소의 수보다 많은 경우, 배출원-수용지의 선형관계를 이용하여 라그랑지안 대기확산모델링을 수행하면 효율적으로 SRM을 계산하여 배출원 위치 추정에 활용할 수 있다. 이와 같은 조사결과는 향후 환경방사선/능 감시결과와 연계하여 배출원 위치 추정을 위한 대기확산모델링 시스템 개발시 유용한 자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원, 국가환경방사선자동감시망 (http://iernet.kins.re.kr/).

[2] Stohl, A., Eckhardt, S., Forster, C., James, P., Spichtinger, N., and Seibert, P.: A replacement for simple back trajectory calculations in the interpretation of atmospheric trace substance measurements, Atmos. Environ., 36, 4635-4648, 2002.

[3] P. Seibert, A. Frank and H. Kromp-Kolb :Inverse Modelling of Atmospheric Trace Substances on the Regional Scale with Lagrangian Models, A contribution to subprojects GLOREAM and GENEMIS-2.

[4] 구윤서, 라그란지안 입자확산모델개발(농도 계산방법의 검토), 한국대기환경학회지, v.15 No.6, pp.757 - 765, 1999.

[5] Wotawa, G., De Geer, L.-E., Denier, P., Kalinowski, M., Toivonnen, H., D'Amours, R., Desiato, R., Issartel, J.-P., Langner M., Seibert, P., Frank, A., Sloan, C. and H. Yamazawa : Atmospheric transport modelling in support of CTBT verification - Overview and basic concepts. Atmospheric Environment 37, pp.2529 - 2537, 2003.

[6] A. Stohl, J. F. Burkhart, S. Eckhardt, D. Hirdman, and H. Sodemann : An integrated internet-based system for analyzing the influence of emission sources and atmospheric transport on measured concentrations of trace gases and aerosols, 2007 (http://zardoz.nilu.no/~andreas/publications/web_based_tool.pdf).

[7] 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.345 - 346, 2009.

저에너지 베타선 측정용 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 성능평가

한기택[1*], 신상훈[1], 전다영[1], 김재석[1], 장경원[1], 유욱재[1], 이봉수[1], 문주현[2]
[1]건국대학교, 충북 충주시 단월동 322
[2]동국대학교, 경북 경주시 석장동 707
bslee@kku.ac.kr

1. 서론

일반적으로 하전입자(charged particle)는 공기 중에서 빛보다 빠른 속도로 진행할 수 없다. 그러나 굴절률(refractive index, n)이 1을 넘는 매질 안에서 일정 에너지 이상을 가진 하전입자는 매질 내에서 빛의 속도보다 빠르게 진행할 수 있다. 체렌코프 방사선(Cerenkov radiation)은 하전입자가 물이나 폴리메틸메타크릴레이트(polymethyl methacrylate, PMMA)와 같은 투명한 매질 내에서 그 매질 내의 빛의 속도보다 빠르게 이동할 때 발생된다. 따라서 물과 PMMA는 체렌코프 방사체로 이용가능하며 이를 체렌코프 라디에이터(Cerenkov radiator)라고 한다. 체렌코프 방사선은 체렌코프 라디에이터의 굴절률에 따라 체렌코프 방사선이 발생하는 역치 에너지(threshold energy)가 결정되는 특성을 가지고 있으며 이러한 체렌코프 방사선의 특성을 이용하면 베타선 또는 하전입자의 에너지 측정이 가능하다[1].

일반적으로 광섬유를 이용한 방사선 센서는 주위 온도 및 압력에 영향을 받지 않으며, 전자기파의 간섭을 받지 않는 장점을 가지고 있다. 또한, 센서부의 크기가 작고 유연하기 때문에 측정이 어려운 협소한 공간에서 사용할 수 있다. 이러한 특성들은 방사선 계측에 있어서 큰 장점으로 작용한다[2]. 본 연구에서는 저에너지 베타선을 측정하기 위하여 광섬유 체렌코프 방사선 센서(fiber-optic Cerenkov radiation sensor, FOCRS)를 제작하였고, C-14 베타선원을 이용하여 체렌코프 라디에이터의 굴절률에 따른 체렌코프 방사선을 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

그림 1은 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 이용하여 C-14 베타선원에서 방출되는 베타선을 측정하기 위한 실험구성을 보여준다. 센서부는 크게 체렌코프 라디에이터와 플라스틱 광섬유(plastic optical fiber, POF)로 구성된다. 체렌코프 라디에이터의 경우, 0.5 mm의 두께를 가지고, 굴절률이 1.44, 1.55, 1.62 그리고 1.78로 서로 다른 4 종류의 광학유리(optical window)를 사용하였다. 체렌코프 라디에이터에서 발생된 체렌코프 방사선을 계측기로 전달하기 위한 광섬유는 직경 3 mm, 길이가 50 mm인 계단형 굴절률(step-index)을 가진 멀티모드(multimode) 플라스틱 광섬유를 사용하였다. 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 센서부로부터 발생된 체렌코프 방사선은 광증배관(photomultiplier tube, PMT)으로 전송되고, 광증배관에서 발생된 전류신호는 전치증폭기(preamplifier)에 의해서 전압신호로 변환 및 증폭되며, 증폭기(amplifier)를 통해 전압신호를 안정적으로 증폭시킨다. 최종적으로 증폭된 전압신호는 랩뷰(LabVIEW) 프로그램을 통해 디스플레이 및 저장된다. 본 연구에서는 베타선원으로 C-14를 사용하였으며, 표 1은 실험에 사용한 C-14 베타선원의 특성을 보여준다.

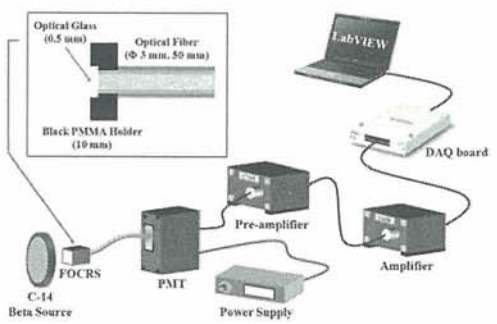


Fig. 1. Experimental setup for measuring beta-ray using a fiber-optic Cerenkov radiation sensor

Table 1. Physical properties of radioisotopes

Isotope	Activity (μCi)	β_{max} (keV)
C-14	10	156

2.2 실험결과

그림 2는 C-14 베타선원에서 방출되는 베타선에

의해 체렌코프 라디에이터의 굴절률에 따라 방출되는 체렌코프 방사선을 Monte Carlo N-particle transport code(MCNPX)로 전산모사한 결과를 보여준다. 그림 2에서 굴절률이 1.55보다 낮음에 따라 역치에너지가 156 keV보다 큰 체렌코프 라디에이터에서는 체렌코프 방사선이 거의 발생되지 않았으나, 굴절률이 1.55보다 높음에 따라 역치에너지가 156 keV보다 낮은 체렌코프 라디에이터에서는 체렌코프 방사선이 발생된 것을 확인할 수 있다. 또한 체렌코프 라디에이터의 굴절률이 높아짐에 따라 역치에너지가 낮아지므로 보다 많은 체렌코프 방사선이 발생되는 것을 알 수 있고, 이는 식 (1)을 이용하여 설명될 수 있다[3].

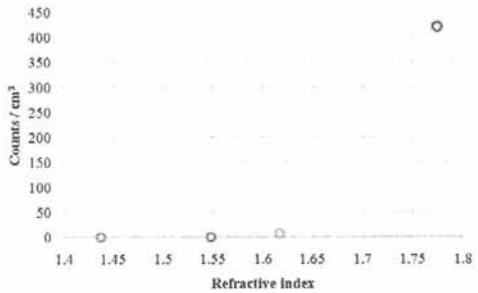


Fig. 2. Calculated Cerenkov radiation according to the refractive index of Cerenkov radiator using a MCNPX simulation

$$E = \left[\frac{511}{\sqrt{1 - \frac{1}{n^2}}} - 511 \right] \ (MeV) \qquad (1)$$

식 (1)은 체렌코프 방사선의 역치에너지 E와 굴절률 n에 대한 관계식을 보여준다. 체렌코프 라디에이터의 굴절률 n값을 식 (1)에 대입하여 계산하면 이에 따른 하전입자의 역치에너지 E의 값을 도출할 수 있다. 식 (1)을 통해 체렌코프 방사선의 역치에너지 E의 값을 계산해보면 체렌코프 라디에이터의 굴절률이 높아짐에 따라 체렌코프 방사선이 발생하는 역치에너지가 낮아지기 때문에 상대적으로 넓은 에너지 영역에서 발생된 체렌코프 방사선을 검출할 수 있다.

그림 3은 본 연구에서 제작한 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 이용하여 C-14 베타선원에서 방출된 베타선에 의해 발생된 체렌코프 방사선을 측정한 결과를 보여주고 있다. 실험결과, 굴절률이 1.55 이하인 체렌코프 라디에이터에서는 베타선이 거의 검출되지 않았으며, 굴절률이 1.55 이상인 체렌코프 라디에이터에서는 베타선이 검출된 것을 확인할 수 있다.

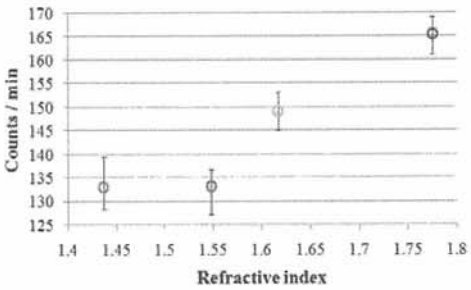


Fig. 3. Measured Cerenkov radiation as a function of the refractive index of Cerenkov radiator

3. 결론

본 연구에서는 저에너지 베타선 측정을 위한 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 제작하였다. C-14 베타선원에서 방출되는 베타선을 굴절률이 서로 다른 체렌코프 라디에이터를 이용하여 측정하였고, 이에 따른 체렌코프 방사선의 계수율(counting rate)을 비교 분석하였다. 또한 MCNPX 시뮬레이션 결과와 비교하여 이론값과 일치하는 것을 확인하였다. 앞으로 수행해야 할 연구방향은 저에너지 베타선의 실시간 분광을 위해 광 계측기의 효율을 높이고 굴절률이 낮은 체렌코프 라디에이터의 제작에 대한 연구를 수행하는 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(No. 2012029724, and No. 2012037783).

5. 참고문헌

[1] H. H. Ross, Anal. Chem., Vol. 41, pp. 1260-1265, 1969.

[2] B. Lee, K. W. Jang, D. H. Cho, W. J. Yoo, G-R. Tack, S-C. Chung, S. Kim and H. Cho, Nucl. Instrum. Phys. Res. A., Vol. 579, pp. 344-348, 2007.

[3] J. V. Jelley, Br. J. Appl. Phys., Vol. 6, pp. 227-232, 1955.

감마선원을 이용한 사용후핵연료 습식저장조의 수위 및 기하학적 피폭에 대한 유효선량 계산

이동희*, 박광헌, 윤형주
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지 경희대학교 공과대학 268호
quiz0804@naver.com

1. 서론

2011년 3월에 발생한 후쿠시마 원전사고 당시, 지진과 해일로 인해 전기 공급이 중단된 원자로와 사용후핵연료 저장조의 온도제어가 정지되었다. 이러한 이유로 인해 일본정부는 사용후핵연료 저장조에 헬리콥터로 해수를 투하하는 작업을 진행하였지만 다량의 방사선이 검출되어 작업이 중단된 사례가 있다. 비록 우리나라 원전과 일본 원전의 구조는 서로 다르지만 우리나라 원전도 사용후핵연료 습식저장조 사고에 대비하여 그에 따른 작업자에 대한 피폭량의 계산값이 필요하다고 사료된다. 따라서 사용후핵연료 습식저장조의 수위에 따라 작업자에게 미치는 유효선량을 MCNP(Monte Carlo N-Particle Transport Code)프로그램을 이용하여 계산 및 분석하려 한다.

2. 본론

MCNP는 중성자의 반응과 결과를 저장하고 또 다른 중성자를 실행함으로써 하나하나의 저장 정보를 모아서 통계적으로 확률분포를 계산하여 분석하는 프로그램이다. 또한 Monte Calo Method를 이용함으로써 결정론적 방법을 이용하는 컴퓨터 코드로는 해결할 수 없는 복잡한 문제들을 해결할 수 있는 한다. 아래 그림은 핵분열이 가능한 물질을 포함한 slab에 입사된 중성자 중 하나를 나타낸 것이다. 그 중성자는 산란이나 흡수 등 물질과의 여러 가지 상호작용을 일으키면서 마지막 7번째에서 물질에서 흡수되는 것을 볼 수 있다.

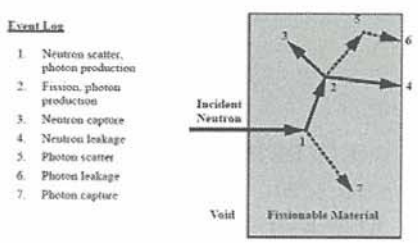


Fig. 1. Diffusion of neutron absorbed

아래 <Fig. 2.>에서 볼 수 있듯이 작업자의 기하학 구조에 따라 방사선을 고려해야 한다. 계산은 넓은 단방향성의 빔을 받으며 그에 따른 방사선 피폭을 나타낸다. 먼저 Antero-Posterior(AP)와 Postero-Anterior(PA) geometry는 각각 신체의 앞면과 뒷면에 방사선이 직교방향으로 입사하는 것을 나타내는 것이며, Lateral(LAT) geometry는 신체의 옆면을 방사선이 입사하는 것으로 신체 왼쪽 면의 경우 left-lateral, 오른쪽 면의 경우 right-lateral geometry 두 가지의 경우로 나눌 수 있다. Rotational(ROT) geometry는 방사선의 평행한 빔이 머리에서 발까지의 긴축을 중심으로 일정한 속도로 회전하면서 조사되는 것을 나타낸다. 마지막으로 Isotropic(ISO) geometry는 신체의 축을 위, 아래 부분과 왼쪽, 오른쪽 부분으로 구분하여 모든 신체 부분이 조사되도록 하는 것으로 실제로 작업자가 피폭되는 환경과 비슷하다고 할 수 있다.

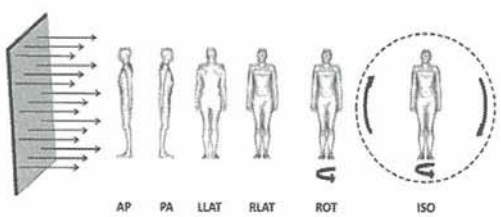
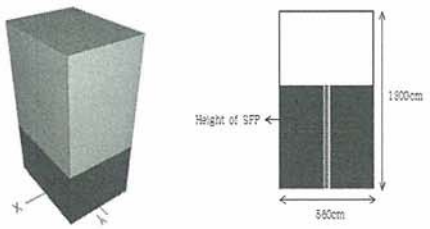


Fig. 2. Schematic representation of the idealized considered. Antero-posterior(AP), Postero-anterior(PA), Left lateral(LLAT), Right lateral(RLAT), Rotational(ROT), Isotropic(ISO).

아래 <fig. 3.>은 저장수조 내 핵연료가 저장되어 있는 모습을 나타낸 것이며, (A)는 수조의 기하학적 형상을 3차원 구조로 나타낸 것으로, 노란 부분은 수면의 윗부분인 수증기로 채워져 있으며, 파란부분은 수조를 채우고 있는 냉각수이다. 그리고 (B)는 저장수조를 2차원 구조로 나타낸 것으로 흰 부분은 수면 위, 파란 부분은 냉각수, 붉은 부분은 핵연료집합체를 나타낸 것이다.



<A> <B>

Fig. 3. The geometry of spent fuel pool with fuel

3. 결론

<Fig. 4.>와 <Fig. 5.>는 <Table. 1>의 유효선량 환산 값의 총합을 표면선량률(0.025mSv/hr)과 비교한 그래프이다. 사용후핵연료 습식저장조의 수위가 0cm ~ 550cm까지의 경우, 계산결과 값이 표면선량률 보다 약 8배가량 높기 때문에 작업자가 저장조 주변으로 접근하는데 제한이 따르게 된다. 그러나 저장조의 수위가 600cm이상인 경우 계산결과 값이 표면선량률보다 낮기 때문에 안전한 작업환경이라고 할 수 있다. 따라서 실제적으로 모든 방향으로 조사되는 것과 같은 환경인 ISO geometry인 경우, 사용후핵연료로부터 감마선이 방출되는 것을 고려해 보았을 때, <fig. 5>와 같이 핵연료의 높이인 452.8cm보다 저장조의 수위가 낮을 경우 유효선량이 표면선량률에 비해 매우 높은 반면, 저장조의 수위가 연료 높이보다 높은 경우 유효선량이 수위가 높아짐에 따라 급

Table 1. Comparison of the calculation results

Calculation of flux & dose (gamma-rays + neutrons + secondary neutrons)Z			
Water level(cm)	Flux (photons/㎠sec)	Dose (mSv/hr)	comparison of dose limit (Dose/0.025)
50	5.27×10^{7}	2.019×10^{2}	8.08×10^{3}
75	5.27×10^{7}	1.993×10^{2}	7.97×10^{3}
100	5.25×10^{7}	1.969×10^{2}	7.88×10^{3}
150	5.20×10^{7}	1.908×10^{2}	7.64×10^{3}
200	5.11×10^{7}	1.8358×10^{2}	7.34×10^{3}
250	4.91×10^{7}	1.7378×10^{2}	6.95×10^{3}
300	4.61×10^{7}	1.608×10^{2}	6.43×10^{3}
350	4.14×10^{7}	1.45×10^{2}	5.80×10^{3}
400	3.27×10^{7}	1.204×10^{2}	4.82×10^{3}
450	2.11×10^{7}	9.027×10	3.61×10^{3}
500	1.57×10^{6}	5.3426	2.14×10^{2}
550	5.22×10^{4}	2.0936×10^{-1}	8.37
600	5.17×10^{3}	1.5494×10^{-2}	6.2×10^{-1}

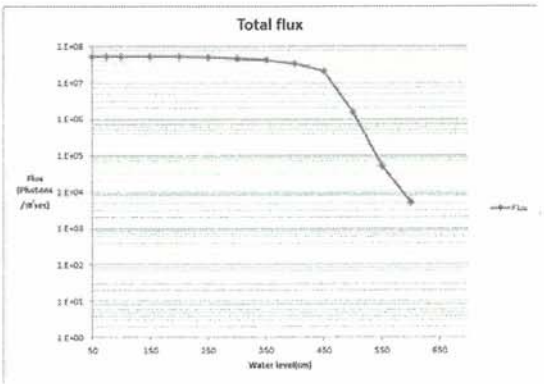


Fig. 4. The change of flux in water level

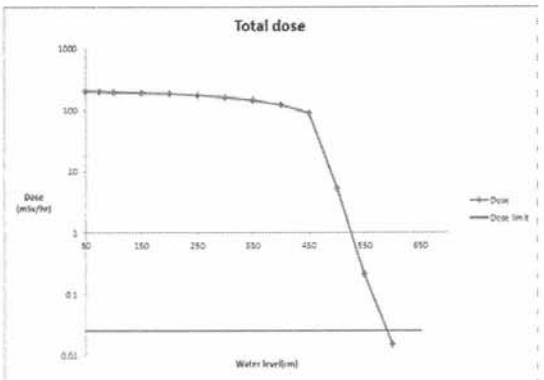


Fig. 5. The change of dose in water level

격하게 감소하는 것을 알 수 있다. 이와 같은 결과 값을 통해 핵연료보다 약 140cm까지는 유효선량이 표면선량률보다 낮기 때문에 안전한 작업환경이 아니다. 그렇기 때문에 작업자의 접근이 제한되며, 연료의 높이보다 약 140cm높은 저장조의 수위인 600cm이상의 경우 계산 결과 값이 표면선량률보다 낮아지기 때문에 안전한 작업환경이므로 작업자는 안전하게 작업을 할 수 있다.

결과적으로 작업자가 안전한 환경에서 작업을 하기 위해서 사용후핵연료 습식저장조의 수위는 적어도 약 600cm이상이 되어야만 표면선량률 보다 적은 유효선량이 방출되므로 방사선에 의한 피폭이 적어 안전하다는 결론을 도출할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] C.H CLENT Annals of the ICRP, p.47, p.126, p.130.

[2] KENNETH C. LISH, P.E(1972), *Nuclear power palnt systems and equipment,* p.118.

미국의 비상계획 및 대응 규제 변천사

손 욱*, 이갑복, 양양희
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
wsohn@khnp.co.kr

중심어 : IAEA, 미국, NRC, 비상계획 및 대응, 비상계획구역, TMI, 체르노빌, 후쿠시마

1. 서론

2011년에 발생한 후쿠시마 사고를 계기로 원전의 안전 확보가 최대 현안으로 대두되면서, 국내에서도 후쿠시마 교훈을 반영하여 안전성을 증진시키기 위한 다양한 노력들이 행해지고 있다. 특히 IAEA가 후쿠시마 사고에 대한 교훈에 대한 Action Item 중 하나로 비상계획 및 대응의 강화를 제시한 것[1]을 계기로, 국내에서도 비상계획 및 대응 전반에 대한 검토 및 연구가 진행 중이다. 현재 IAEA의 비상계획 및 대응의 권고가 TMI 사고를 계기로 수립된 미국의 것을 기반으로 한 만큼, 본 논문에서는 미국의 비상계획 및 대응 규제의 변천사에 대한 간략한 소개를 통해 IAEA의 비상계획 및 대응 근거에 대한 이해를 높이는 것을 목적으로 하였다.

2. 본론

미국의 경우, 1958년에 AEC(Atomic Energy Commission)는 방사선 비상사태에 대응하기 위한 절차의 개괄을 발표하였으나 그 내용이 모호하고 대략적이었다. 1970년에는 Appendix E to 10 CFR part 50[2]을 추가하면서 기존의 비상대응 요건을 개선하였으나, 발전소 소내 및 소외의 비상대응의 책임이 모두 원전 운영자에게 있었으며, 특히 소외 비상대응은 의무사항이 아니었다[3, 4, 5].

1975년 AEC의 후신으로 출발한 NRC(Nuclear Regulatory Commission)는 1977년에 보다 상세한 비상계획 내용을 담은 Regulatory Guide 1.101[6]을 공표하였으며, 1978년에는 EPA와 공동으로 NUREG-0396[7]을 작성하였다. 현재 미국의 비상계획 및 대응의 기술적 근거를 제시하고 있는 NUREG-0396에는 비상계획 수립시 단일 사고 시퀀스의 선원항(Source Term) 뿐만 아니라 모든 사고 스펙트럼이 고려되어야 한다는 내용을 담고 있으며, 비상계획구역(EPZ, Emergency Planning Zone)의 개념을 처음으로 도입하였다. 즉 NUREG-0396은 EPZ를 즉각적이고 효율적인 주민보호조치 실시를 확실하게 하기 위해 사전 계획이 권고되는 구역으로 정의하면서, 방사능 구름 피폭에 대한 Plume Exposure Pathway EPZ(반경 10 마일) 및 섭취 피폭에 대한 Ingestion Exposure Pathway EPZ(반경 50 마일)로 구분하였다. 또한 전자에서는 주로 소개와 옥내대피가, 후자에서는 음식, 음용수 및 가축 사료에 대한 제한이 각각 주요 주민보호조치로 제시되고 있다[3, 8, 9].

1979년에 발생한 TMI 사고는 외부로 방출된 방사성물질의 환경에의 영향이 제한적이었으며 따라서 소외 비상조직의 대응의 필요성도 거의 없었음에도 불구하고, 전 세계적으로 소외 비상계획 기반 구축에 대한 필요성이 크게 부각이 되고 또한 기존에 고려되었던 설계기준사고보다 대규모 오염을 초래할 수 있는 중대사고에 대해 보다 많은 관심이 집중되는 계기가 되었다[9].

이 사고를 계기로, 미국도 방사선 비상계획 및 대응 상의 큰 변화를 겪게 된다. 첫째, TMI 사고의 주요 교훈 중 하나로 지적된 대규모 원전 사고에 대해 표준화되고 종합적인 체계 구축의 필요성이 부각되면서 산업계, 지방·주 및 연방 정부의 통일된 대응을 위한 방안이 실시되었다[5]. 이는 기존에 제외되었던 지방 및 주정부의 비상계획 및 대응 체계의 참여를 의미하며, 특히 이전에는 규정 밖에 있던, NUREG-0396에서 도입된 비상계획구역을 포함한 소외 비상계획의 작성이 규정내로 들어오면서 오는 것을 의미했다. 이러한 맥락에서 미국 정부는 원전이 위치한 지방 및 주 정부로 하여금 1981년 4월 1일까지 수립할 것을 요구하였으며, 소외 비상대응에 대한 정부의 역할을 1978년에 설립된 FEMA(Federal Emergency Management Agency)가 주도하도록 하였다[3].

둘째, 비상사태에 대해 4 단계의 비상발령기준(Emergency Action Level)의 구분을 통해, 각 비상사태 상황에 맞는 비상대응을 할 수 있는 기준을 제시하였다. 비상사태의 심각성이 커지는 순서로 비상사태는 이상사태 통보(Notification of Unusual Event), 경보(Alert), 부지 비상사태(Site Area Emergency), 전면 비상사태(General Emergency)로 구성된다[10].

셋째, 비상시 보수유지 또는 원전의 방사선 조사 수행 인력의 소집 및 파견 인력의 거점이 되는 OSC(Operating Support Center), 비상사태 관리 및 부지내 주통제 거점인 TSC(Technical Support Center) 및 부지 밖 주통제 센터인 EOF(Emergency Operation Facility) 등의 비상조직 가동의 통해 보다 효율적이고 체계적인 비상대응이 가능하도록 하였다.

TMI 사고에 비해 규모가 더 컸던 체르노빌 사고는 전 세계적으로 방출된 방사성물질이 감지된 최초의 사건이었으며, IAEA는 교훈으로 지적된 국제간 협력체계의 부재를 보완하기 위해 Early Notification of Nuclear Accident 및 Emergency Assistance and Response에 대한 국제협약을 발의시켰다[11]. 반면 미국은 1996년에 NUREG-0654/FEMA-REP-1 Supplement 3[12] 초안의 발간을 통해, 중대사고 발생시 원전 반경 2 마일, 주풍하 방향 5 마일에서 주민 소개를 즉시 실시하도록 하였다.

3. 결론

미국의 비상계획구역 중 Plume Exposure Pathway EPZ는 IAEA의 UPZ(Urgent Protective Action planning Zone)에 해당되며, 중대사고 발생시 즉시 주민을 소개할 구역인 NUREG-0654 Supplement 3의 반경 2 마일 주풍하 방향 5마일은 PAZ(Precautionary Action Zone)에 각각 해당된다. 또한 미국의 4단계의 비상조치기준은 IAEA의 4 단계의 비상조치기준(Alert, Facility Emergency, Site Area Emergency,
General Emergency)의 모태가 되고 있다. 이와 같이, IAEA의 비상계획 및 대응 체계의 대부분은 TMI 사고를 계기로 수립된 미국의 그것에 기반을 두고 있는 것을 알 수 있다. 그 외에 IAEA는 그 특성상 체르노빌 사고를 계기로 국제간 비상대응 협력의 강화를 추구하고 있다

4. 참고문헌

[1] Masa Aoki, Impact of Fukushima Accident on the IAEA Milestone Document, 2012.

[2] NRC, Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities, 1970.

[3] Robert Kahler, Nathan Sanfilippo, NRC's Role in Emergency Preparedness Regulations, Inspection, and Guidance, National Radiological Emergency Preparedness Conference, 2006.

[4] John A. Bagdasarian, Emergency Offsite Planning and Nuclear Power Plants: The Opposition and the Federal Response, Urban Law Annual: Journal of Urban and Contemporary Law, Vol. 37, pp.215-240, 1990.

[5] NEI, Emergency Planning: Emergency Preparedness at Nuclear Energy Facilities, 2013.

[6] NRC, Emergency Planning for Nuclear Power Plants, 1977.

[7] NRC, NUREG-0396, Planning Basis for Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants, 1978.

[8] Adam Dobson, Hoping for Minor Catastrophes: The Nuclear Regulatory Commission's Emergency Planning Regulations, Journal of Energy & Environmental Law, pp.91-101, 2012.

[9] Special Committee on Nuclear Disaster, Japanese Nuclear Safety Commission, Concept of areas in which arrangements for emergency preparedness and response for nuclear power plants should be intensively made, 2012.

[10] http://www.nucleartourist.com/operation/e-plan.htm

[11] Yanko Yanev, Nuclear Energy and the IAEA, Nuclear Energy Management School, 2011.

[12] NRC, NUREG-0654/FEMA-REP-1, Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants, 1996.

ICRP, PSR 및 PSM 평가절차를 반영한 노후 방사선 사용시설의 선정기준 제안

홍용호[1*], 김주연[1], 제환경[1], 장한기[2], 박태진[2]
[1]㈜액트, 대전시 유성구 관평동 705
[2](사)한국동위원소협회, 서울시 강남구 개포동 14-5
hyh@actbest.com

1. 서론

국내 원자력이용시설 중 발전분야 이외의 의료 및 산업분야와 같은 비발전 분야에서 방사선 이용 활성화에 따라 대규모 방사선 조사시설, RI 생산시설, 의료용 가속기 등과 같은 대규모 방사선 사용시설의 도입, 운영이 증가추세에 있다. 이러한 시설의 운영과정에서 발생할 수 있는 사고는 국민의 방사선에 대한 부정적인 인식을 증가시키는 직접적인 원인이므로 기존에 운영 중인 시설의 노후화로 인한 사고 발생 가능성을 사전 예방하고 안전관리 개선을 위한 기반연구가 시급히 요구되는 실정이다.

원자력안전법 고시 제2012-32호에 의하면 방사성동위원소 등의 이동사용을 전문으로 하는 사업, 식품 등에 방사선을 조사하는 것을 전문으로 하는 사업, 단위시설 당 밀봉선원 111 TBq 이상 사용하는 사업 및 단위시설 당 1 GeV 이상의 방사선발생장치를 사용하는 사업은 대단위 사업으로 규정하고 있으나, 노후시설에 관한 규정은 존재하지 않는다. 반면, 일반 산업시설에서는 산업안전법에서 10만 시간 이상의 누계운전시간, 기동 및 정지횟수가 2,500회 이상인 시설에 대해서는 고령화 설비로 규정하고 있으므로, 이러한 규정 및 시설 안전성 평가 방법론 등을 검토하여 이를 방사선 사용시설에 적용하여 노후시설의 선정기준을 도출하는 것이 필요하다.

따라서, 본 연구에서는 ICRP 권고에서 제시하는 시설 운영에 따른 잠재피폭으로 인한 방사선 리스크 평가 절차와 원전 및 일반 산업시설에서 적용하고 있는 시설 운영 측면의 안전성 평가 절차를 결합하여 노후시설 선정기준을 새롭게 제안하고, 이를 적용하는 절차에 관해 연구하고자 한다.

2. 본론

2.1 ICRP 권고에 기반한 선정기준

ICRP 76에 의하면 방사선원의 취급형태에 따른 잠재피폭 시나리오를 도출하여 운영상의 안전성을 보증하는 수용가능기준 (Acceptance Criteria) 도출 절차를 제시하고 있다. 이는 방사선 사용시설의 실제 운영과정에서 실제 발생가능한 잠재피폭 시나리오에 따른 리스크를 평가한 후 작업자들의 연간 평균 피폭선량과 암 치사계수를 결합한 참조리스크를 계산하고, 잠재피폭으로 인한 리스크가 참조리스크 이내를 만족할 경우 방사선방호 측면에서 시설 운영에 따른 안전성이 보장됨을 의미한다. 즉, 시설 운영에 따른 잠재피폭은 시설 노후화에 따른 오작동 등으로 인한 사고발생 가능성을 반영한 시나리오에 따라 리스크를 평가하므로, 노후시설 선정기준 도출을 위한 적용 방법론으로써 적합하다.

2.2 PSR, PSM 방법론에 기반한 선정기준

PSR (Periodic Safe Review)는 원자력안전법 등에서 규정하는 원자로시설의 계속운전 평가를 위한 기술기준 적용에 관한 지침에 따라 운영허가를 받은 날로부터 매 10년 주기 마다 평가를 실시하며, 설계수명기간이 만료된 후에 그 시설을 계속하여 운전하려는 경우 설계 수명기간 만료일 후 10년 마다 평가하도록 되어 있다.

화학플랜트의 경우는 산업안전보건법 규정에 따라 PSM (Process Safety Management) 절차에 따라 매 5년 마다 공정안전관리를 반복 시행하고, 단위공정 변경 시 변경 공정에 대한 안전성 평가 후 이를 지속적으로 갱신할 것을 명시하고 있다. PSM의 평가 항목은 공정안전자료, 공정위험성 평가서 및 잠재위험에 대한 사고예방, 피해 최소화 대책, 안전운전계획, 비상조치계획에 대한 평가를 포함한다.

이러한 PSR, PSM 주요 평가 항목 중 노후시설 선정기준 도출에 반영할 수 있는 항목은 경년열화에 관한 사항, 계속운전기간을 고려한 주요기기에 대한 수명평가항목, 고령화 설비의 손상평가와 수명예측을 고려할 수 있다. 경년열화는 시간경과 또는 사용에 따라 원자력발전소 또는 화학플랜트

의 계통, 구조물, 기기의 손상을 가져올 물리적 또는 화학적 과정을 의미하며, 좁은 의미에서 재료전체의 취화이며, 넓은 의미에서 균열을 수반하는 현상을 포함한다. 이러한 경년열화 관리는 원전의 경우 ASME Section XI, IWB에 따른 가동중검사, 수질관리, 금속파편감시계통 등의 경년열화관리 프로그램으로 해당 현상 영향 및 이에 따른 수명예측을 실시하며, 화학 플랜트에서는 고령화 설비의 손상 평가와 수명예측을 실시한다.

상기의 두 가지 평가절차를 검토해 보면 원전 PSR과 화학플랜트 PSM의 평가 항목은 PSR에서 반영하는 원전 방사선 환경영향 평가 부분을 제외하고는 거의 비슷한 평가 항목으로 구성되어 있었다. 그러므로, 노후시설의 운영과 관련한 일반적인 시설 안전성 평가는 PSR, PSM 방법론을 준용하여 경년열화 평가, 고령화 설비의 손상평가 및 수명예측 항목을 준용함으로써 선정기준을 채택할 수 있다.

2.3 노후시설 선정기준

상기의 평가방법들을 통해 제시한 방사선 리스크 관점 및 일반적인 시설 운영의 관점에서 제시한 시설 안전성 평가방법을 결합하여 노후 방사선 사용시설의 선정기준을 표1과 같이 새롭게 제안하였다. 이러한 선정기준은 해당 시설이 방사선 혹은 방사능을 취급하는 특수성으로 인해 상호 보완적인 개념으로 적용하는 것이 바람직하다. 그러므로, 방사선 리스크 관점과 일반적인 시설 운영 관점을 동시에 반영하여 노후시설 선정기준을 도출하는 것은 타당한 것으로 판단되며, 표1과 같은 안전성 평가 조합에 따라 노후시설 선정을 위한 지표로 활용할 수 있다.

Table 1. Combination of the Selection Items for Decrepit Radiation Facilities

시설 안전성	방사선 리스크	조치사항
만족	만족	시설 운영 가능
만족	불만족	방사선안전 관련 리스크 재평가 후 운영 재개
불만족	만족	시설 보완 혹은 보수 후 사용 재개
불만족	불만족	시설 폐지 권고

3. 결론

국내 노후 방사선 사용시설 안전성 진단 평가를 실시하기 위한 사전단계로써 방사선 리스크 및 일반적인 시설 안전성 평가 방법을 결합한 노후시설 선정기준을 새롭게 제안하였다. 이 선정기준은 ICRP 권고기준을 반영한 방사선 리스크 평가와 PSR, PSM 방법론을 준용한 시설의 운영 상 안전성 평가를 동시에 실시하고, 이에 따른 조치사항을 포함하였다. 아울러, 국내 비발전분야의 방사선이용과 관련한 노후시설의 안전성 평가주기는 PSM의 공정안전관리기법에서 규정하는 바에 따라 5년마다 평가를 실시하며, 시설의 오작동 등과 같은 사항 발생 시 차기 평가 이전에 해당 부분에 대한 평가 및 보완을 거친 후 정기 평가를 시행할 것을 제안한다.

본 연구에서 수행한 방법론을 통해 노후 방사선 사용시설 선정절차를 구축하고 노후시설 선정기준을 새롭게 제안했다는 의의와 더불어 본 방법론은 다양한 방사선 사용시설에도 동일한 방식으로 적용 가능하며, 방사선 리스크 평가 및 일반적인 시설 운영에 따른 안전성 확보에 기여할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 연구개발사업 (과제번호 : 2012M5A1A2048194)의 일환으로 시행 되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-32호, 방사선안전보고서 작성지침, 2012.

[2] 원자력안전위원회고시 제2012-25호, 원자로시설의 계속운전 평가를 위한 기술기준 적용에 관한 지침, 2012.

[3] 원자력안전법시행령 제36조, 주기적안전성평가의 시기 등, 2013.

[4] 산업안전보건법시행규칙 제130조의2, 공정안전보고서의 세부내용 등, 2013.

[5] International Commission on Radiological Protection, Protection from Potential Exposures - Application to Selected Radiation Sources, ICRP Publication 76, Annals of the ICRP 27(2), 1997.

ICRP 권고에 기반한 노후 방사선 사용시설의 선정기준 설정에 관한 연구

김주연[1*], 홍용호[1], 제환경[1], 장한기[2], 박태진[2]
[1]㈜액트, 대전 유성구 관평동 705
[2](사)한국동위원소협회, 서울 강남구 개포동 14-5
bayesianist@actbest.com

1. 서론

국내에서 운영 중인 대규모 방사선 사용시설은 최초 계획 시 작업자 및 환경에 대한 방사선방호를 보증하도록 하기 위한 사용시설 설계 및 규제기관의 인허가 과정을 거쳐 운영되어 왔으나, 장기간 운영으로 인한 시설의 노후로 잦은 설계변경이 시도되었으며, 이에 따라 인허가 변경 사유가 다수 발생한 실정이다. 이러한 잦은 인허가 변경은 시설의 방사선 안전성 재평가를 요구하며, 이러한 재평가는 최초 설계 시 수행한 인허가 절차에 기반한 기존 평가 방법을 답습하는 실정에 머무르고 있다.

더우기, 기존에 운영 중인 대규모 방사선 사용시설은 노후화 및 잦은 설계변경 등의 사유로 오작동 과 같은 사고 발생의 위험이 다분히 존재할 뿐 만 아니라 평가결과의 신뢰성 문제도 대두될 수 있는 실정이므로 기존 인허가 과정을 검토하여 시설의 방사화 계산 및 측정 등의 방사선 안전성 보증을 위한 진단 및 리스크 평가가 시급한 실정이다.

이러한 진단 및 리스크 평가는 대규모 노후 방사선 사용시설에 대한 시설 특성분석을 기반으로 안전관리 실태 및 시설의 안전에 주요 영향을 미치는 항목들을 도출하여 시설 별로 항목에 따른 방사선 안전성 평가를 실시하는 방법론 개발이 전제된다. 그러므로, 본 연구에서는 노후시설 안전성 진단 평가기술개발을 위한 사전단계로써 노후시설 선정기준을 위한 방법론을 분석하여 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 수용가능기준 (Acceptance Criteria)

ICRP 64에서는 방사선 사용시설 운영 등과 관련하여 발생가능한 잠재피폭에 대한 방사선방호를 논하고 있으며, 이를 기반으로 하여 ICRP 76에서는 주요 방사선원의 취급 혹은 운영형태에 따른 잠재피폭 시나리오를 도출하여 운영상의 안전성을 보증하는 수용가능기준 (acceptance criteria)을 도출하는 방법론을 제시하고 있다. 이는 방사선 사용시설의 실제 운영과정에서 발생하는 리스크는 인허가 과정에서 사전 평가되어 작업시간, 차폐성능 등을 고려하여 안전성이 당연히 보장되나, 실제 수용가능기준은 운영과정 중 예상되는 잠재피폭으로 인한 리스크에 대한 평가 후, 평가결과를 참조리스크 (reference risk)와 비교함으로써 시설 안전성 및 운영 보증을 위한 지표로 삼는 것으로 권고하고 있다.

그러므로, 노후시설 선정기준 도출을 위해서는 해당 방사선 사용시설에 대한 잠재피폭 시나리오를 구축하여 피폭시나리오 별로 예상되는 방사선 리스크를 도출하고, 해당 시설에 대한 참조리스크의 정의 및 도출이 필요하다.

2.2 참조리스크

ICRP 76에 의하면 참조리스크 (R)는 식(1)과 같이 방사선 사용시설의 정상운영 중 비정상적인 절차로 인해 사고가 일어나는 확률 (P)와 그 결과로 받게 되는 피폭으로 인해 사망할 확률 ($f(E)$)를 곱한 값이 R 보다 작은 값을 만족할 경우 시설의 안전성이 보장됨을 명시하고 있다.

$$P \cdot f(E) \leq R \qquad (1)$$

이러한 참조리스크는 해당 사용시설에 종사하는 방사선작업자의 연간피폭선량과 ICRP에서 제시하는 암치사계수를 곱함으로써 도출할 수 있다. 그러므로, 본 연구에서 평가 대상인 방사선 사용시설에 대한 작업자 연간피폭선량 및 ICRP에서 제시하는 암치사계수를 적용하여 참조리스크를 도출하였다.

일반적으로 방사선 사용시설의 운영으로 인해 예상되는 잠재피폭 시나리오는 두 개 이상의 다양한 시나리오로 구성 되므로 모든 시나리오에 대한 방사선 리스크를 계산하여 합산한 후, 이 값

을 상기의 참조리스크와 비교하여 노후시설 안전성 평가에 활용하는 것이 타당하다.

2.3 노후시설 선정기준의 도출

본 연구에서 평가 대상인 방사선 사용시설은 사이클로트론 및 산업용 조사시설을 대상으로 노후시설 방사선 안전성 평가를 수행하고자 한다. 이를 위해서 해당 사용시설의 작업자 연간 피폭선량자료는 한국방사선안전재단에서 보유 중인 데이터를 활용하였으며, 사이클로트론 및 조사시설 작업자에 대한 2012년도 연간 평균 피폭선량은 각각 0.8, 0.01 mSv이었다.

한편, ICRP 76에서 제시한 참조리스크 도출에 따르면 성인 기준으로 암으로 인한 치사계수는 ICRP 60에서 권고한 치사 암으로 인한 위험계수인 0.04 Sv^{-1}을 적용하였으나, ICRP 103에서는 상대수명손실이 조정된 암발생률에 치사율이나 생활장애 가중 데이터를 기초로 하여 새롭게 권고한 위해조정 명목위험계수로써 0.041 Sv^{-1}을 제시한다. 그러므로, 본 연구에서는 새로운 방사선방호 권고체계를 반영하여 참조리스크를 도출하였으며, 사이클로트론 및 조사시설 작업자에 대한 참조리스크는 각각 3.28×10^{-5}, 4.1×10^{-7} yr^{-1}이 된다. 즉, 이러한 참조리스크는 사이클로트론 및 조사시설의 운영과정에 따른 잠재피폭 시나리오를 도출하여 리스크를 계산하고, 이 값에 암으로 인한 위해조정 명목위험계수를 곱함으로써 도출되어 식(1)에 따라 참조리스크 이내를 만족하면 방사선 안전성 진단 측면에서 해당 시설의 노후 정도를 판정하는 기준 및 운영에 따른 시설 안전성을 보증할 수 있음을 의미한다.

그리고, 암으로 인한 위해조정 명목위험계수는 가용할만한 새로운 암역학조사 혹은 방사선 생물학적 데이터가 추가된다면 하향 조정될 개연성이 충분하며, 이를 반영한 새로운 수용가능기준에 기반한 노후시설 선정기준 도출도 가능할 것이다.

3. 결론

국내 노후 방사선 사용시설 안전성 진단 평가를 실시하기 위한 사전단계로서 방사선 안전성 평가 측면을 고려한 노후시설 선정기준을 제시하였다. ICRP 64 및 76에서 제시하고 있는 잠재피폭 시나리오 및 참조기준 도출 방법론, ICRP 103에서 제시하고 있는 암으로 인한 위해조정 명목위험계수를 적용하여 평가 대상 사용시설인 사이클로트론 및 산업용 조사시설에 대한 노후시설 선정기준을 방사선 안전성 측면을 고려하여 새롭게 제안하였다.

노후시설 선정기준은 방사선 안전성 측면만을 고려하게 되면, 비발전분야의 시설 운영평가 결과가 비방사선적 안전성 평가 기여분이 누락될 소지가 다분히 존재하므로, 일반 산업체에서 활용되는 안전성 평가 절차로써 추가로 보완하여 최종적으로 노후시설에 대한 선정기준을 규정하는 것이 필요할 것이다. 이러한 절차를 통해 규정된 선정기준은 다양한 방사선 사용시설에도 동일한 방식으로 적용 가능하며, 방사선 리스크의 종합적인 평가를 수행하여 안전성을 효과적으로 확보하는데 기여할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회 연구개발사업 (과제번호 : 2012M5A1A2048194)의 일환으로 시행 되었습니다.

5. 참고문헌

[1] International Commission on Radiological Protection, Protection from Potential Exposure - A Conceptual Framework, ICRP Publication 64, Annals of the ICRP 23(1), 1993.

[2] International Commission on Radiological Protection, Protection from Potential Exposures - Application to Selected Radiation Sources, ICRP Publication 76, Annals of the ICRP 27(2), 1997.

[3] International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Annals of the ICRP 37(2-4), 2007.

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Risk Analysis and Evaluation of Regulatory Options for Nuclear Byproduct Material Systems, NUREG/CR-6642, 2000.

핵연료주기시설 방사선환경영향평가 결과 추이 분석

문훈아*, 박서연, 김창락
한전국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 신암리 1456-1
20hunv00@naver.com

1. 서론

국내 원자력연료 제조시설(KNF)은 1982년부터 현재까지 약 31년 이상 가동 되었다. 국내 원자력 관련법규에서는 원자력시설로부터 유출된 기체상 및 액체상 방출물에 기인한 주민선량평가를 요구하고 있다. 이에 따라 KNF는 시설로부터 방출된 방사성 물질로 인한 방사선환경영향평가(이하 영향평가)를 매년 실시하고 그 결과를 정부기관에 보고하였다.

본 연구의 목적은 최근 10년간 축적된 데이터를 분석하여 그 추이를 살펴보고 원자력안전법 시행령에 제시된 일반인의 선량한도와 비교함으로써 KNF의 적절한 운영관리를 확인하는데 있다.

2. 본론

2.1 시설 주변 환경 및 기상

KNF는 대전광역시 유성구 덕진동에 위치하며 평균 해발고도는 약 70 m이다. 시설 반경 800 m 내에는 주민이 생활하고 있지 않고, 시설 반경 80km내에 거주하는 주민 수는 약 5,764천명이다.

인근 주민의 거주 지역으로는 시설로부터 북동(NE) 방향 1.2 km에 송강동, 남동 (SE) 방향 2 km에 판평동이 위치해 있고, 남남동 (SSE) 방향 13 km 지점에 대전광역시의 중심가가 위치해 있다. Fig. 1.은 시설 주변의 지형을 보여준다. 집단선량은 부지를 중심으로 반경 80 km까지 인구, 우유 생산량, 육류 생산량, 농산물 생산량 분포자료를 사용하여 평가하고 있다.

KNF의 환경영향평가를 위해 한국원자력연구원의 기상탑에서 수집된 기상자료가 사용된다. 기상탑의 높이는 74.5 m 높이로 67 m, 27 m, 10 m 3개 고도별 풍향, 풍속, 온도, 습도와 1.5 m에서의 온도, 습도, 노장에서의 기압, 일사량, 강우량, 시정 거리(visibility) 등의 기상 자료를 연속 측정하고 온라인으로 연결하여 전산 처리한다.

원자력연료 제조시설의 운영으로 발생되는 액체 방출물은 가공시설 내 폐기물 처리설비에서 처리되어 총 방출량 및 방사능량 측정 후 한국원자력연구원의 공동 폐수처리장에 집수된다. 집수된 액체 방출물은 지하매설 하수관을 통해 원촌교 부근에 위치한 종말처리시설로 이송되어 처리되후 갑천으로 유입되어 금강 본류로 합류된다.



Fig. 1. Surrounding Areas

2.2 원자력연료 제조시설 운영에 의한 주민선량 추이 분석

원자력연료 제조시설 운영으로 인한 주민선량의 추이분석은 유효선량을 기준으로 하며 개인 최대선량(최대 피폭지점에서 최대 피폭연령군의 유효선량)과 주민 집단선량(시설반경 80km내 주민이 받은 집단선량)으로 나누어 비교하였다.

2.3 개인 최대선량 및 주민 집단선량

2.3.1 개인 최대선량

기체 및 액체 방출물에 의한 개인 최대선량을 최근10년 간 자료를 바탕으로 비교하여 그 결과를 Fig. 2.에 나타내었다.

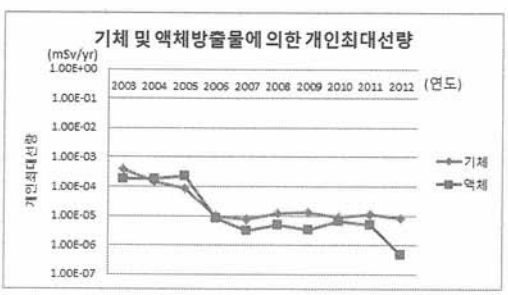


Fig. 2. Tendency of individual maximum dose

2.3.2 주민 집단선량

기체 및 액체 방출물에 의한 주민 집단선량을 최근10년 간 자료를 바탕으로 비교하여 그 결과를 Fig. 3.에 나타내었다.

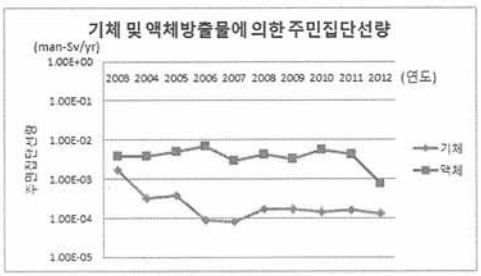


Fig. 3. Tendency of collective dose

2.4 주민집단선량과 배출방사능의 관계 분석

2.4.1 주민집단선량과 배출방사능(기체)

기체방출물에 의한 주민집단선량과 총 배출방사능량의 관계를 Fig. 4.에 나타내었다. 주민 집단선량과 배출 방사능량의 상관계수는 0.948이었으며 이는 주민집단선량이 배출 방사능량에 의존하는 함수임을 나타낸다.

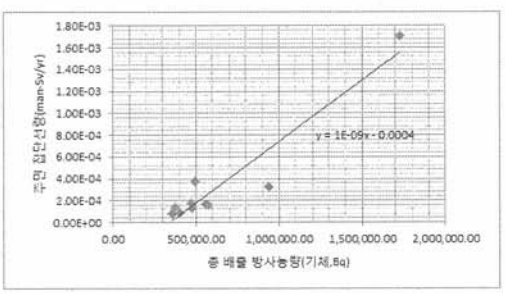


Fig. 4. Relation between collective dose and the amount of released radioactivity (gas)

2.4.2 배출 방사능량과 주민집단선량 비교

액체방출물에 의한 주민집단선량과 총 배출방사능량의 관계를 Fig. 5.에 나타내었다. 주민 집단선량과 배출 방사능량의 상관계수는 0.972이었으며 액체방출물의 경우도 기체방출물의 경우와 마찬가지로 주민집단선량이 총 배출 방사능량에 의존하는 함수임을 나타낸다.

3. 결론 및 향후 과제

기체방출물에 의한 개인최대선량은 2003년을 정

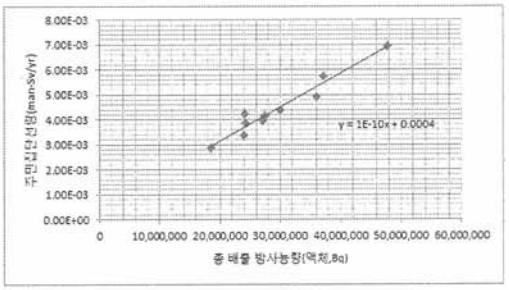


Fig. 5. Relation between collective dose and the amount of released radioactivity (liquid)

점으로 하여 지속적으로 줄어들고 있고 2006년부터는 거의 일정한 값을 유지하고 있다. 기체방출물에 의한 주민집단선량 또한 2003년 이후로 거의 비슷한 수치를 유지하고 있음을 알 수 있다.

액체방출물에 의한 개인최대선량은 2005년에 가장 높았으며 2006년 이후로는 일정한 값을 유지하고 있다.

가장 높은 선량을 보여준 2003년의 개인최대선량(5.58E-04mSv/yr)조차도 일반인에 허용된 연간 선량한도 1mSv(원자력안전법 시행령)의 0.056%에 불과하고, 이는 또한 토양방사선, 우주선 등 자연으로부터 받게 되는 연간자연방사선 2.5mSv의 0.022%에 불과한 미량의 값이다.

그러므로 지난 10년간의 자료를 미루어 생각해볼 때, 원자력연료 제조시설 운영으로 주변 주민이 받게 되는 방사선에 의한 영향은 거의 없는 것으로 판단된다.

하지만 2003년도 개인 최대선량이 다른 데이터들보다 상대적으로 높은 수치를 기록한 것에 대하여는 풍속과 대기안정도를 기준으로 한 추가적인 분석이 필요할 것으로 판단되고, 또한 2003년부터 2006년에 걸쳐 기체방출물에 의한 개인최대선량과 주민집단선량이 지속적으로 감소한 원인에 대하여도 추가적인 분석이 필요할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전법, 법률 제11715, 2013.
[2] 원자력안전법 시행령, 대통령령 제24245호, 2012.
[3] 원자력안전위원회 고시 제 2012-5호 법 시행령, 대통령령 제24245호, 2012.
[4] 원자력연료 가공시설 가동중 환경영향평가 보고서, KEPCO NF-2003~2012,2003~2012.
[5] 대덕 원자력 관련시설의 운영중 방사선 환경영향평가-2012, KAERI/CR-478/2012.

NaI(Tl) 섬광검출기를 이용한 분광분석 기반의 방사선감시기 운영기술

지영용*, 이완로, 최상도, 김원영, 정근호, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
yvji@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 원자력시설로부터의 환경방사선량률을 실시간 모니터링하기 위한 검출기로는 고압이온 챔버(HPIC, high pressure ion chamber)가 널리 활용되고 있다. 이 검출기는 주변 방사선에 대한 안정적인 선량률 측정을 할 수 있는 장점이 있지만 일정 시간동안의 평균값만을 제시하기 때문에 스펙트럼 획득을 통한 핵종 판별 등의 이용범위를 확대하기에는 단점이 있다.

NaI(Tl) 섬광감마검출기로 측정한 에너지 스펙트럼으로부터 선량률을 계산하는 분광분석 기반의 조사선량률 결정방법은 인공 감마핵종의 기여를 직접 확인하고 평가할 수 있다는 장점 때문에 환경 방사선감시기에 도입되고 있다. 에너지 스펙트럼으로부터 조사선량률을 계산하는 방법으로는 자연방사성 핵종인 ^{40}K, U 및 Th 계열을 대표하는 감마선 스펙트럼의 피크들로부터 조사선량을 구하는 energy band 방법[1, 2]과 NaI(Tl) 검출기의 감마선 에너지별 반응함수를 이용하는 G-factor 방법[3]으로 나눌 수 있다.

본 연구에서는 3"ΦX3" NaI(Tl) 검출기를 장착한 방사선감시기를 이용하여 약 15분 간격으로 측정되는 스펙트럼들로부터 energy band 및 G-factor 방법을 각각 이용하여 환경방사선량률을 계산하였으며, 그 차이를 비교해 보았다. 그리고 NaI(Tl) 방사선감시기가 운영되고 있는 주변에 위치한 HPIC 방사선감시기의 결과로부터 NaI 계측기로 측정되지 못하는 고에너지 영역의 우주선의 영향을 평가할 수 있었다.

2. 본론

2.1 EFRD 3300

원자력연구원에서는 Fig. 1과 같이 3"ΦX3" 크기의 NaI(Tl) 섬광검출기 기반의 방사선감시기(EFRD 3300)를 도입하여 성능 시험 중이며, 이 계측기는 자동 실시간 온도보정 기능이 장착되고 스펙트럼으로부터 선량환산 방법으로 total energy 및 energy band 법을 이용하는 장치이다.

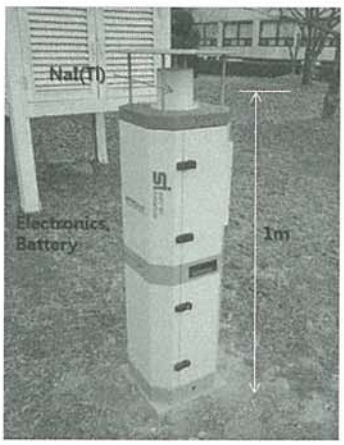


Fig. 1. ERM system based on a 3″Φ×3″ NaI(Tl) detector

2.2 선량환산 방법

분광 검출기로 입사하는 감마선에 기인한 에너지 스펙트럼으로부터 조사선량률을 유도하는 선량환산 방법으로는 복잡한 교정절차로부터 단위 조사선량률당 피크면적의 함수로 검출기의 민감도(sensitivity)를 구하는 peak 방법을 기초로 하여, 이 방법에서 피크면적 결정에 동반되는 오차를 줄이기 위해 충분한 세기와 잘 알려진 에너지 영역에서의 피크만으로 선량률을 환산하는 energy band 방법 그리고 전 에너지 영역에서의 계수율로부터 총 조사선량률을 계산하는 total energy 방법이 있다. 뿐만 아니라, 검출기에 입사하는 감마선 에너지별 반응함수를 이론적으로 계산하여, 검출 시스템의 에너지 채널별로 단위 계수율(cps)당 조사선량률 값을 구해놓는 G-factor 방법이 있다.

Fig. 2에 EFRD 3300 방사선감시기의 G-factor를 구하기 위한 MCNPX 모델링을 도식화 하였다. 감마선이 검출기 축에 수직한 방향과 수평한 방향으로 입사할 때를 가정하여 각각 G-factor를 도출하였으며, 이를 이용하여 식 (1)로부터 조사

선량률($\dot{X}$)을 계산하였다.

$$\dot{X}= \int n(E)G(E)dE \qquad (1)$$

여기서, n(E)는 에너지 스펙트럼에서 단위 에너지당 계수율, 그리고 G(E)는 선량률 변환인자인 G-factor(uR/h/cps)를 의미한다.

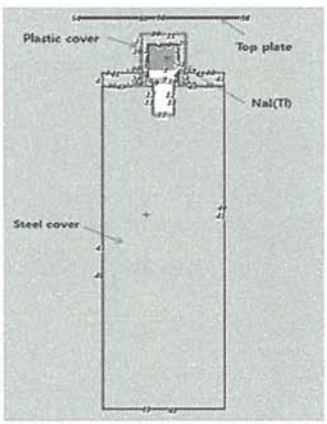


Fig. 2. MCNP modeling of the EFRD 3300

2.3 모니터링 결과

EFRD 3300 방사선감시기를 이용하여 약 5 개월간의 모니터링 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 그림에서 보듯이 total energy 방법으로 계산된 총 조사선량률은 평균적으로 약 8.3 μR/h였으며, 바로 인접한 장소에서 HPIC로 계측된 값이 평균적으로 약 10.9 μR/h임에 비해 약 2.6 μR/h 정도 작은 값을 나타내었다. 일반적으로 지표에서 측정되는 환경방사선량률의 원천은 크게 근처 지각 중의 ^{40}K, U 및 Th 계열 핵종 함유량과 지역의 우주방사선, 그리고 지각에서 스며 나와 대기 중에 떠다니는 라돈과 그 자손핵종으로 나눌 수 있다. 그런데 우주선의 경우, 대부분 에너지범위가 3 MeV 이상으로 약 25 기압의 HPIC에서는 검출 가능하지만, 직경 3 인치 크기의 NaI(Tl) 검출기는 일반적으로 우주선을 검출할 수 없다. 따라서 NaI 측정값이 HPIC에 비해 작은 원인은 그 지역의 우주방사선에 기인된다고 할 수 있다. 또한, energy band 방법으로 계산한 ^{40}K의 조사선량률은 약 3.2 μR/h, Th 계열 자연핵종에 의한 조사선량률은 약 2.7 μR/h, 그리고 U 계열에서 기인한 조사선량률은 약 1.7 μR/h로 각각 계산되었다.

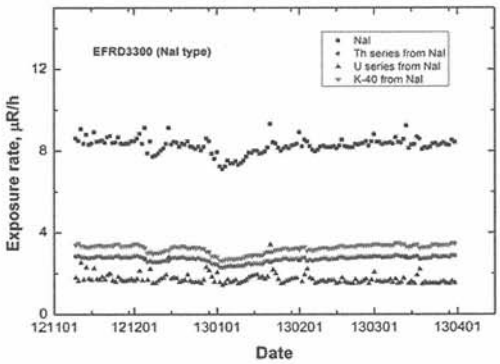


Fig. 3. Monitoring results from the EFRD 3300

3. 결론

NaI(Tl) 검출기 기반의 방사선감시기를 이용하여 임의 지역에서의 환경방사선량률을 모니터링하였으며, 그 결과를 인접한 장소에서 측정된 HPIC의 결과와 비교하였다. 두 측정 결과에서 약 2.6 μR/h의 차이가 발생하였으며, 이는 해당 지역에서의 우주방사선에 기인한 값으로 판단할 수 있었다. 그리고 사용한 NaI(Tl)에 적용될 수 있는 다양한 선량환산 방법을 검토하였다. 종래에 적용되던 total energy 및 energy band 방법 외에 G-factor 방법을 도입하기 위하여 MCNP 모델링을 통한 EFRD 3300의 G-factor를 구하였으며, 이로부터 각 선량환산 방법에 기인한 측정결과의 차이를 비교 검토할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] H.L. Beck et al., "Spectrometric techniques for measuring environmental gamma radiation", HASL-150, 1964.

[2] M.S. Lee, "Determination of the exposure conversion coefficient for 3"x3" NaI spectrum", J. Korean Asso. Radiat. Prot., vol. 26, no 2, 73-78, 2001.

[3] Y.Y. Ji et al., "Application of the dose conversion factor for a NaI(Tl) detector to the radwaste drum assay", Radiation Measurement, vol. 46, 503-509, 2011.

비상시 주민소개시간 산정을 위한 교통상황 분석방법 검토

양양희*, 이갑복, 손욱
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
yhyang@khnp.co.kr

1. 서 론

원전 사고시 방사성물질의 유출로 인해, 주민이 일정기준 이상의 방사선 피폭이 예상될 경우, 주민을 안전하게 보호하기 위한 조치 수단의 하나로 주민소개가 고려된다. 주민소개는 방사능 구름이 해당지역에 도달되기 전 또는 후에 피해를 최소화하기 위해 가능한 한 신속히 수행되어야 하므로, 주민소개에 소요되는 예상시간을 보다 정확하고 신속하게 예측하는 것은 적절한 주민보호 조치의 결정을 위해 매우 중요한 요소이다. 소개시간은 주민이 소개를 시작한 후 해당 지역을 벗어나는데 걸리는 시간으로서 소개경보가 발령된 후 대상 주민이 소개에 응하는데 걸리는 시간(소개준비시간)과 소개 준비 후 소요되는 시간의 합을 의미한다. 본 연구에서는 원전 사고시 주민 보호 조치 수단의 하나인 주민소개 예상시간에 대한 산정방법에 대해 검토한 내용을 기술하였다.

2. 본 론

2.1 교통흐름 분석 도구

일반적으로 도로설계 등 교통영향평가시 교통흐름에 대한 분석 도구로 미국 플로리다 대학에서 개발한 TSIS(Traffic Software Integrated System) 프로그램을 많이 사용한다. TSIS은 미국도로교통국(FHWA)의 미시적인 교통시뮬레이션 모형인 CORSIM이 그 핵심을 이루고 있다. CORSIM은 고속도로나 고속화도로에 적용되는 FREESIM 모형과 간선가로망의 시뮬레이션에 널리 이용되고 있는 NETSIM 모형이 통합된 모형이다. CORSIM은 가로망상에서 경험하게 되는 대부분의 교통상황을 섬세한 수준까지 재현해 준다. 즉 신호제어 측면에서는 정주기, multi-dial 및 감응제어까지, 그리고 교통운영적인 측면은 버스운영 등을 모의실험할 수 있다. NETSIM 코드의 주요 입력자료는 도로의 기하구조(차로수, 회전 포켓, 감지기의 위치 등), 링크의 형태(간선가로망이나 고속화도로), 교통량, 교차로 회전 교통량, 교통 통제 형태 등으로 구성된다[1].

분석되는 효과척도로는 속도, 교통량, 밀도, 지체, spillback, 대기행렬, 회전교통량 등 다양한 결과를 제공해줄 뿐만 아니라 사용자가 정의한 시간간격(time interval)에 대한 가로망내의 단일 링크에 대한 연료소모 및 공기오염도까지 예측해 준다. 또한 사용자 측면에서 사용자 지정인자(user defined factor)들을 많이 제공함으로서 상황에 따라 모형을 조정(calibration)할 수 있도록 용이하게 설계되어 있다. 도로 교통흐름은 원전별 주변지역에 대해 도로망을 조사하여 CORSIM 모형안의 NETSIM 코드를 이용하여 교통흐름을 분석하는 타당하다고 본다.

2.2 교통량 조사 및 교통환경 분석방안

주민소개시간 산정을 위해 교통흐름을 시뮬레이션할 때 입력되는 도로자유속도를 결정하기 위해 가로구간 및 교차로에서의 서비스수준을 분석한다. 서비스수준은 방사선비상계획구역 내의 주요 소개 도로에 대해 건설교통부의 도로용량편람을 참고하여 분석하는 것이 적절하다고 본다.

서비스수준을 판별하는 기준을 효과척도라 하며, 운전자에게 제공할 수 있는 서비스수준을 나타내는 지표로 총지체율을 사용한다. 총지체율은 일정구간을 주행하는 차량군 내에서 평균적으로 지체하는 비율을 말한다. 총지체율은 다음과 같이 구해진다.

$$TDR = 100 \times \frac{\sum_{i=1}^{n}\left(\frac{TT_{ai} - TT_{d}}{TT_{ai}}\right)}{n}$$

여기서, TDR = 총지체율(%)

TT_{ai} = 실제 통행시간

TT_{d} = 희망 통행시간

n = 교통량(대)

도로를 운행하는 차량의 운행상태를 나타내는 서비스수준은 총지체율에 따라 A ~ F까지 모두

여섯 단계로 구분된다[2].

2.3 주민소개 시나리오 설정

일반적으로 교통흐름을 분석하기 위해서는 도로망을 링크와 노드를 이용하여 네트워크를 구성한다. 노드(Node)는 도로망의 주요 교차로, 도로지형이 변하는 지점, 차량출입지점 등을 나타내며, 링크(Link)는 차량이 이동하는 도로의 일방향 구간, 즉, 노드와 노드사이를 말한다.

소개차량의 소개경로도 중요한 요소로서 원전 주변 특성을 고려하여 소개하는 것을 원칙으로 하여, 집결지에서 가까운 도로를 통해 유입되는 것으로 가정하여 교통흐름을 조사하여 분석할 계획이다.

통행발생시간은 비상계획구역 내 거주하고 있는 인원들이 방사선비상 사고를 통보받는데 소요되는 시간과 개인 및 가족단위 구성원이 소개준비를 마치고 도로에 차량을 유입하기까지 걸리는 시간 등으로 구성된다.

현재 통보행위나 소개준비 행위시에 걸리는 통행발생시간을 산출하는 방법으로는 경험적으로 알려지거나 관측된 확률분포를 이용하여 전문가들의 기술적 판단에 따라 평균과 최대 시간을 적절히 가정하여 산출하는 방법과 비상계획구역 내에 거주하는 주민들로부터 직접 조사하는 방법이 이용될 수 있다.

미국원전의 사례를 몇 가지 살펴보면, Davis Besse Nuclear Power Station의 경우 사고발생 전부터 소개를 위해 집에서 나서기까지의 단계를 설정한 다음 각각의 단계마다 이루어질 행위들에 소요되는 시간을 해당지역 주민들에게 직접 전화조사를 실시하여 작성하였다[3]. Nine Mile Point and James A. FitzPatric 발전소는 임의의 확률분포함수를 이용하여 최대, 최소값을 적절히 가정하여 적용하였다[4].

2.4 소개대상 차량수 및 도로 유입량

소개는 EPZ내 전체주민을 대상으로 하였다. 원전별 주민소개는 풍하방향별로 지역 일시 주민을 소개하는 것으로 설정되어 있다. 이렇게 할 경우 다소 보수적인 결과를 가져올 가능성이 있다. 하지만 풍하방향과 다른 방향 주민의 사회심리적인 영향 등을 고려하여 전체 주민을 대상으로 하는 것이 타당하다고 판단된다. 소개 차량수는 총인구를 총차량으로 나누어 5이하일 경우 총차량을 소개차량으로 산정하며, 5를 초과할 경우 부족한 차량수 만큼 소개 시작 1시간부터 대중교통차량을 추가 투입하는 것으로 가정한다.

소개차량 도로유입량은 통행발생시간을 5등분하여 총 누적소개차량을 S자 curve 형태의 확률분포곡선을 이용하여 배분한다. 동일 등분내에서는 균등하게 유입되는 것으로 가정한다. 평상적인 관광객 유입의 경우에는 차량유입 통계자료를 구할 수 없어 소개 대상차량은 대상인원수를 1대당 차량탑승인원을 적절히 가정한후 산정하여 소개차량 도로 유립량을 산출하는 것이 적절하다고 본다.

3. 결 론

원전 사고시 일정 수준 이상의 주민피폭이 예상될 경우 주민을 보호하기 위해 소개시킨다. 본 논문은 주민 소개에 소요되는 예상시간을 산정하기 위해 교통흐름 및 교통량 분석방법에 대해 살펴보았다. 교통흐름, 교통량 및 소개대상 차량 등은 소개시간의 정확성을 위해서 현지에서 직접 조사하여 분석할 필요가 있다고 본다. 향후 4개 원전본부 주변지역에 대해 현지 교통흐름 등 조사자료 및 분석결과를 기초로 비상교통 시작 분포설정, 도로네트워크와 교통상황을 분석하여 원전별 주변지역의 비상계획구역 내 주민소개시간을 산정할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] U.S. FHWA, CORSIM User's Manual: Version 5.1, Federal Highway Administration of U.S. Department of Transportation (2003).

[2] 건설교통부, 도로용량편람 (2001).

[3] KLD Associates, Inc, "Davis Besse Nuclear Power Station Development of Evacuation Time Estimates", Rev. 5, New York (2003).

[4] Parsons Brinckerhoff, Evacuation Travel Time Estimates Nine Mile Point and James A. FitzPatric Emergency Planning Zone, Rev. 6, Airport Special Event Scenario Fina Report Prepared for Niagara Mohawk Power Corporation (1999).

사용후핵연료 연소도 측정용 모사장치 개발을 위한 기초연구

신상훈[1*], 한기택[1], 전다영[1], 김선근[1], 장경원[1], 유욱재[1], 이봉수[1], 박병기[2]
[1]건국대학교, 충북 충주시 단월동 322
[2]순천향대학교, 충남 아산시 신창면 읍내리 646
bslee@kku.ac.kr

1. 서론

체렌코프 방사선은 하전입자가 유전체(dielectric medium)를 빛보다 빠른 속도로 투과할 때 발생되는 전자기파이다. 이러한 체렌코프 방사선은 원자로 및 사용후핵연료 저장조에서 쉽게 관측될 수 있다. 특히 사용후핵연료에서 발생되는 감마선의 경우, 매질과의 상호작용으로 2차 전자를 생성할 수 있으며, 이러한 전자 역시 충분한 에너지를 갖는다면 매질 내에서 체렌코프 방사선을 발생시킬 수 있다. 일반적으로 체렌코프 방사선을 방출하는 방사체를 체렌코프 방사체(Cerenkov radiator)라 하며 투명한 매질의 광섬유 또한 체렌코프 방사체로 이용될 수 있다[1]. 따라서 사용후핵연료에서 발생되는 감마선에 의해 광섬유 내에서 발생되는 체렌코프 방사선을 측정하여 사용후핵연료의 연소도 측정에 이용할 수 있다.

일반적으로 광섬유를 이용한 센서는 온도, 압력 및 전자기파와 같은 외부환경의 영향 없이 원거리에서 계측이 가능하고, 유연성이 뛰어나 측정이 힘든 공간에서 활용이 가능하다[2]. 또한 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 경우, 섬광체(scintillator)를 사용하지 않으므로 섬광체를 포함하는 일반적인 광섬유 방사선 센서보다 방사선에 대한 내구성이 뛰어나다.

본 연구에서는 광섬유를 이용하여 다채널의 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 제작하였다. 사용후핵연료의 연소도 측정을 위한 모사장치 개발 목적의 일환으로 코발트 방사선 치료기를 이용하여 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 성능테스트를 진행하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

본 실험에서는 실리카 광섬유와 플라스틱 광섬유를 이용하여 센서를 제작하였다. 실리카 광섬유(silica optical fiber, SOF: BFH48-1000, Thorlabs)의 경우, 불순물인 수산기(OH-)의 함유량이 많이 포함된 광섬유로서 직경은 1.0 mm이고, 개구수는 0.48이다. 플라스틱 광섬유는 계단형의 굴절률을 가지는 멀티모드 플라스틱 광섬유(plastic optical fiber, POF: GH4001, Mitsubishi Rayon)로서 센서부에서 발생되는 체렌코프 방사선을 광증배관에 전송하기 위해서 사용되었다. 플라스틱 광섬유의 코어와 클래딩 굴절율은 각각 1.49와 1.402이고, 개구수는 0.5이며, 직경은 1.0 mm 이다. 광섬유 내에서 발생되는 체렌코프 방사선을 측정하기 위한 광 계측장비로는 4채널의 광증배관(photomultiplier tube, PMT: R7600U-M4, Hamamatsu Photonics)을 사용하였다.

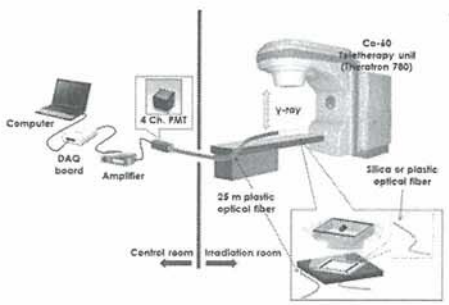


Fig. 1. Experimental setup for measuring Cerenkov radiation generated in fiber-optic Cerenkov radiation sensor

그림 1은 전체 실험구성도이다. 코발트 방사선 치료기로부터 감마선이 조사되면 사각형의 조사야 가장자리에 위치한 4개의 센서부에서는 체렌코프 방사선이 발생된다. 센서부에서 발생된 체렌코프 방사선은 25 m 길이의 전송용 광섬유를 통해 계측기로 체렌코프 광신호를 전송하고, 전송된 광신호는 전기신호로 변환되어 LabVIEW 프로그램을 통해 컴퓨터에 저장 된다.

2.2 실험 결과

그림 2는 코발트 방사선원과 광섬유 체렌코프 방사선 센서간의 거리에 따라 센서에서 발생되는 체렌코프 광량을 보여주고 있다. 방사선원으로부터 측정표면까지 거리 (source to surface distance, SSD)를

80 cm에서 110 cm까지 5 cm 간격으로 증가시켰을 때, 방사선원으로부터 멀어질수록 센서부에서 발생된 체렌코프 광량이 감소하였다. 또한 플라스틱 광섬유에 비해 유리광섬유의 체렌코프 광량이 크게 나타나는 것을 확인하였다.

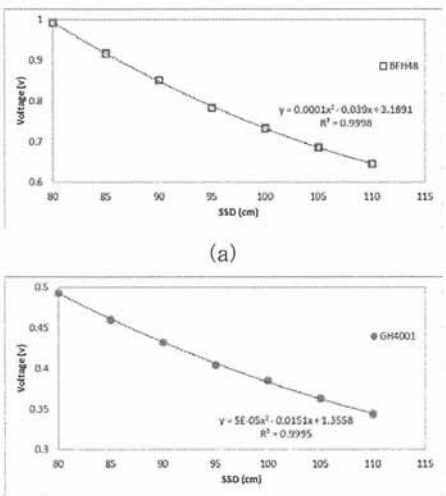


Fig. 2. Measurements of Cerenkov radiation according to the source to surface distance. ((a) silica optical fiber, (b) plastic optical fiber)

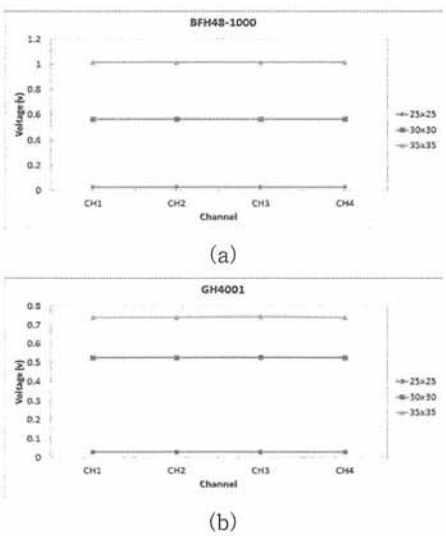


Fig. 3. Measurements of Cerenkov radiation according to the beam field size. ((a) silica optical fiber, (b) plastic optical fiber)

그림 3은 코발트 방사선 치료기의 조사야에 따른 다채널 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 체렌코프 광량에 대한 결과 그래프이다. 조사야의 크기를 25 × 25, 30 × 30, 35 × 35 cm^2 까지 증가시킨 결과, 조사야가 커질수록 4채널의 센서에서 발생하는 체렌코프 광량이 증가하는 추세를 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 사용후핵연료의 연소도 측정을 위한 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 제작하였고, 코발트 방사선 치료기를 이용하여 제작된 센서의 성능을 테스트 하였다. 코발트 방사선 치료기의 선원과 센서의 거리, 조사야에 따른 체렌코프 방사선을 측정한 결과, 거리가 멀어질수록 4개의 센서부에서 발생된 체렌코프 광량은 감소하는 추세를 나타내었고, 조사야가 커질수록 각 센서에서 발생되는 체렌코프 광량은 증가하는 경향을 확인하였다. 다채널 광섬유 체렌코프 방사선 센서는 사용후핵연료 측정을 위한 모사장치로서 큰 역할을 할 수 있을 것으로 기대된다. 앞으로 수행해야 할 연구방향은 모사장치의 개발과 함께 측정된 체렌코프 방사선의 광량과 연소도의 관계를 도출하여 실제 사용후핵연료의 연소도를 구하는데 적용하는 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20111720200010).

5. 참고문헌

[1] B. Lee, K. W. Jang, D. H. Cho, W. J. Yoo, G. R. Tack, S. C. Chung, S. Kim, and H. Cho, Nucl. Instrum. Phys. Res. A, vol. 579, pp. 344-348, 2007.

[2] K. H. Beck, J. Drees, K. Goldmann, I. M. Gregor, and M. Heintz, Nucl. Instrum. Phys. Res. A, vol. 454, pp. 147-151, 2000.

사용후핵연료 저장조의 수위 측정용 광섬유 수위센서의 개발을 위한 기초연구

심혁인[1*], 신상훈[1], 한기택[1], 전다영[1], 유욱재[1], 장경원[1], 이봉수[1], 문주현[2]
[1]건국대학교, 충북 충주시 단월동 322
[2]동국대학교, 경북 경주시 석장동 707
bslee@kku.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료(spent fuel, SF)는 1차적으로 원자력 발전소 내의 사용후핵연료 저장조에서 저장 및 냉각되며, 사용후핵연료 저장조의 수위에 대한 감시는 안전관리 측면에서 매우 중요하므로 지속적인 관리가 필요하다. 지난 2011년 3월 발생한 후쿠시마 원전 사고의 경우, 전원 상실에 의해 사용후핵연료 저장조의 상태에 대한 정확한 정보를 제공받지 못함에 따라 안전성에 문제가 발생하였고, 이는 저장조에 대한 감시기능 유지가 얼마나 중요한가를 보여주고 있다. 따라서 사용후핵연료 저장조의 안정성을 확보하기 위해서는 전원이 상실되는 환경 하에서도 실시간으로 저장조의 수위를 파악할 수 있는 시스템이 필요하다.

본 연구에서는 앞서 언급한 환경에서도 사용후핵연료 저장조의 수위를 실시간으로 확인하기 위하여 OTDR(optical time-domain reflectometer) 기반의 광섬유 수위센서를 제작하였다. 본 연구에서 제작한 광섬유 수위센서는 크게 광섬유 시험기인 OTDR, 광섬유 커플러 그리고 신호를 전송하고 수위를 측정하는 광섬유로 구성된다[1]. OTDR은 크기가 작고 외부의 AC전원 공급 없이 DC전원으로 구동이 가능하며 원거리에서 광 신호를 측정할 수 있다. 또한 광섬유를 사용하기 때문에 온도, 압력, 전자기파 등 외부환경의 영향을 받지 않는 장점을 가지고 있다. 본 연구에서는 제작된 광섬유 수위센서를 이용하여 수위의 변화에 따른 광 신호를 분석함으로써 광섬유 수위센서의 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험 장비 및 방법

광섬유 수위센서는 감지부와 광 신호의 전송경로로서의 역할을 동시에 수행하는 광섬유와 전송된 광 신호를 계측하는 장비인 OTDR로 구성된다. OTDR은 광 계측장비로서 광섬유 내에서 발생된 프레넬 반사(Fresnel reflection) 또는 레일리 산란(Rayleigh scattering)에 의한 광 신호를 측정하여 거리에 따른 손실률을 측정할 수 있으며 다채널의 신호를 동시에 분석할 수 있다. 광섬유 끝단에서 발생한 프레넬 반사는 다음과 같은 식(1)로 나타낼 수 있다.

$$R = \left(\frac{n_1 - n_2}{n_1 + n_2}\right)^2 \quad (1)$$

식 (1)에서 n_1은 광섬유 코어(core)의 굴절률, n_2는 광섬유 끝단에 접촉하는 물질의 굴절률을 나타낸다. 프레넬 반사를 이용하여 광섬유 끝단이 공기 또는 물과 접촉될 때 굴절률의 차이에 의한 광 신호의 반사율을 측정하면 물의 접촉 여부를 확인할 수 있다[2].

본 연구에서는 단일모드(single mode) 광섬유와 1310 nm의 광원을 사용하였다. 코어 굴절률이 1.447인 광섬유의 사용 시, 식 (1)을 통해 굴절률이 1인 공기와의 접촉면에서는 약 3.3 %, 굴절률이 1.33인 물과의 접촉면에서 약 0.17 %의 프레넬 반사가 발생하는 것을 알 수 있다. 이러한 차이를 이용하여 광섬유의 끝단이 공기 또는 물과 접촉할 때 프레넬 반사에 의해서 OTDR로 되돌아가는 광 신호를 측정하면 물의 접촉 여부를 확인할 수 있다.

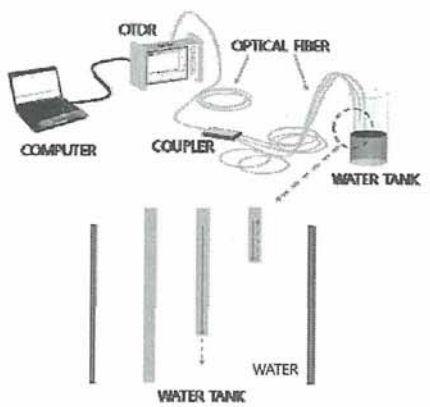


Fig. 1. Experimental setup for measuring water level using a fiber-optic sensor

그림 1은 광섬유 수위센서를 이용하여 수위 변화를 측정하기 위한 실험구성을 보여주며, OTDR에 광섬유 커플러(fiber-optic coupler)를 연결하여 다채널의 광섬유를 연결할 수 있도록 구성하였다. 각각 10, 13, 16 m의 길이를 가지는 단일모드 광섬유를 커플러에 연결하였고, 각 광섬유의 끝단은 수조의 20, 40, 60 cm 높이에 위치시켰으며 수위 변화에 의한 물과의 접촉여부에 따라 광섬유 끝단에서 발생되는 프레넬 반사율에 따른 광 신호를 측정하였다.

2.2 실험 결과

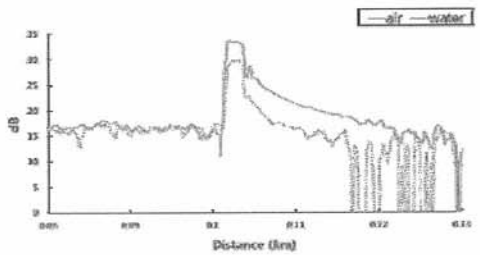


Fig. 2. Difference between two light signals measured by the OTDR when optical fibers contact with air or water

그림 2는 광섬유 끝단이 물 또는 공기와 접촉했을 경우 측정된 광 신호의 차이를 보여준다. 광섬유의 끝단이 물과 접촉했을 경우, 공기와 접촉했을 때보다 프레넬 반사율이 작아지므로 반사되는 광 신호의 크기가 작아지는 것을 확인할 수 있다.

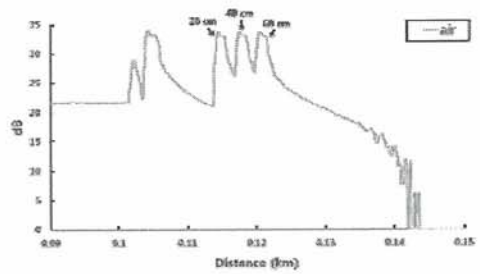


Fig. 3. Measured light signals on the end of the optical fiber with different locations in the empty water-tank

그림 3은 광섬유 수위 센서를 이용하여 측정한 수위 변화에 따른 측정 결과를 보여준다. 측정결과, 수조의 20, 40, 60 cm 높이에서 발생하는 신호가 각각 독립적으로 측정되는 것을 알 수 있다.

그림 4는 수조의 수위에 따라 발생하는 신호의 변화를 보여준다. 수위가 높아짐에 따라 아래에 위치한 광섬유부터 순차적으로 광 신호가 낮아지는 것을 확인할 수 있다.

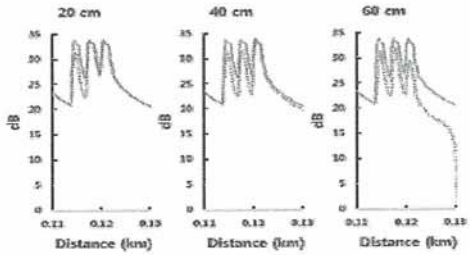


Fig. 4. Variation of light signals according to water level

3. 결론

사용후핵연료 저장조의 수위측정은 원자력 시설의 안전관리 측면에서 매우 중요하다. 본 연구에서는 OTDR과 단일모드 광섬유를 이용하여 원격으로 수위 측정이 가능한 시스템을 구성하였고, 수위변화에 따른 광 신호의 변화를 분석하여 광섬유 수위센서의 성능을 평가하였다. 본 연구에서 제안하는 광섬유 수위센서는 전원이 상실되는 환경 하에서도 사용후핵연료 저장조의 수위 측정이 가능한 시스템으로서 원거리에서 저장조의 수위를 실시간 모니터링 할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No. 2012037783).

5. 참고문헌

[1] J. F. Martins-Filho, E. Fontana, J. Guimarães, D. F. Pizzato, IEEE Sensors Conference, pp. 1172-1174, 2007.

[2] 손경락, 계광현, 한국마린엔지니어링학회지, 제34권, 제6호, pp. 846-851, 2010.

중성자와 감마선의 혼합방사선장에서의 차폐체 연구

정윤목* , 박광헌
경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동 1번지 경희대학교 공과대학 268호
0070jnm@hanmail.net

1. 서론

방사성 물질의 수송 및 저장용기, 핵연료 재처리 공정, 원자로 등으로부터 발생되는 중성자는 그 에너지가 높고 투과력이 강하며, (n,γ)반응에 의한 2차 감마선을 발생시켜 피해를 야기 시키기 때문에 중성자를 안전하게 차폐할 재료가 절실히 요망된다.
중성자 차폐체는 에너지를 감속시키는 감속재와 감속된 중성자를 흡수하는 흡수체로 구성되어 있다. 현재 원자로에서 중성자 차폐 재료로 물이 가장 많이 사용되고 있으나 다양한 형태의 구조물이나 이송장치에 물을 사용하기에 어려움이 많아, 적용하기 쉽고 다양한 형태로 제조가 가능한 저중량 다용도의 중성자 차폐 재료의 필요성이 요구된다. 따라서 붕소를 함유한 폐놀수지 기반의 차폐재를 연구 하였으며 제조된 중성자 차폐재의 열적 안정성, 유변학적 특성 등을 고찰 하였다. 아울러 제조된 중성자 차폐재의 차폐능을 평가하기 위하여 몬테카를로법 코드를 활용한 MCNP로 타 후보재료와 비교·평가 하였다.

2. 본론

본 연구에서는 밀도 2.69g/cm^3 이하로서, 16cm 두께로 사용될 때 유효선량률 0.24mRem/h 이하의 성능을 가지는 차폐재의 개발을 목적으로 하였다.
사용한 중성자속의 에너지 분포와 감마선속의 에너지 분포는 다음 Fig. 1 과 같다. 중성자 선원은 반경 64.52cm, 감마선원은 반경 368.02cm의 등방성 판형 디스크로 설정하였다. 양 선원 모두 14cm 의 공기층을 사이에 두고 차폐체가 존재한다.

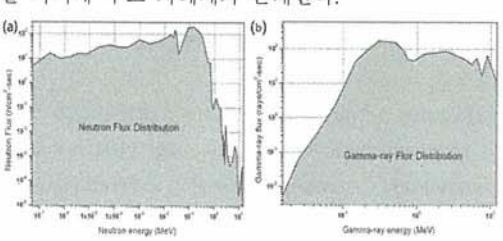


Fig. 1. Neutron flux – energy distribution (a) Gamma-ray flux – energy distribution(b)

차폐체가 중성자 조사 후 감마선을 많이 방출 할 경우 차폐체 근처에 사람이 접근할 수 없어 수리 및 보수에 어려움을 겪게 된다. 따라서 이들 원소들의 중성자 조사 후 발생 시킬 수 있는 감마선방출량에 대한 고찰이 필요하다. 본 연구에서는 그 값을 ORIGEN-2를 이용하여 계산하였다. PWR의 노심에 중요 중성자 흡수원소 1kg을 기준으로 핵연료 연소도가 50,000MWD/MTU에 도달할 때 까지 중성자를 조사한 후, 8.8시간 후에 이들 원소들이 방출하는 감마선 방출량을 구하였다.

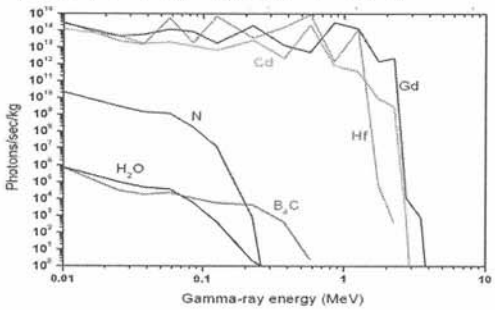


Fig. 2. Neutron dbsorbers irrad at PWR, 50,000MWD/MTU (8.8 hours after shutdown.)

중성자 차폐능력으로서 보론의 성능은 이미 검증되어 있으며 조사후 감마선의 방출거동을 검토해 보면 B_4C가 차폐체로 가장 적합한 물질임을 알 수 있다. 또한 본 연구에서는 내구성이 우수하고, 고온에서 안정적이며, 중성자와 감마선 차폐에 우수한 성능을 가진 차폐체를 개발하기 위해 폐놀계 수지를 폴리머 레진으로 사용하였다. 그 형태는 폐놀계 수지를 유기결합재로 하여 만들어진 고온용 내화재와 그 형태가 거의 동일하다. 이는 오랜 기간 동안 산업체에서 사용되어 이들 내화재의 기계적, 재료적 특성이 잘 알려져 있고, 내구성 및 열적 안정성이 입증된 재료이며 다양한 형태로 제작이 가능하다는 장점이 있다. 본 연구에서는 B_4C-폐놀계 수지 복합체의 함량변화에 따른 중성자 및 감마선 차폐능력 변화를 MCNP로 구현하였다. B_4C에 폐놀수지가 첨가되면 증가된 중성자 감속능력으로 인해 순수한 B_4C보다 중성자 차폐능력은 증가하게 된다. 또한 폐놀수지가 20%함유된 경

우가 40%함유 된 경우보다 차폐능력이 우수함을 확인할 수 있다. 40%로 증가되면서 감속능력은 더 좋아지지만 중성자 흡수가 나빠져 이런 결과가 나왔을 것이라 예상된다.

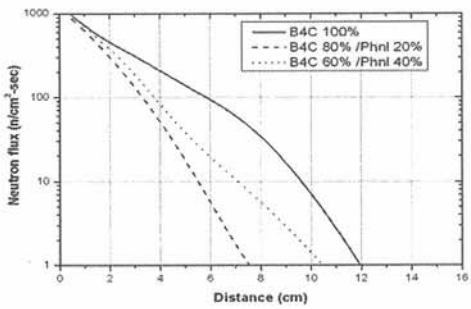


Fig. 3. Neutron flux change at various distance levels

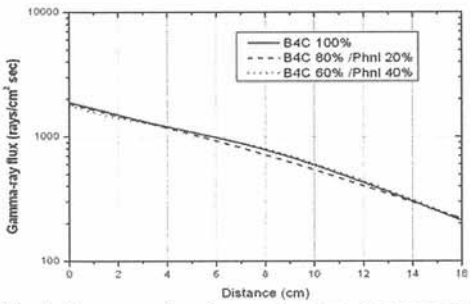


Fig. 4. Gamma-ray flux change at various distnace levels

중성자는 차폐체 와의 비탄성 충돌에 의해 2차감마선을 방출한다. 따라서 선량률 계산을 위해서는 중성자, 감마선, 그리고 2차감마선에 의한 선량률을 각각 알아야 하며 이들의 합이 최종선량이 된다.

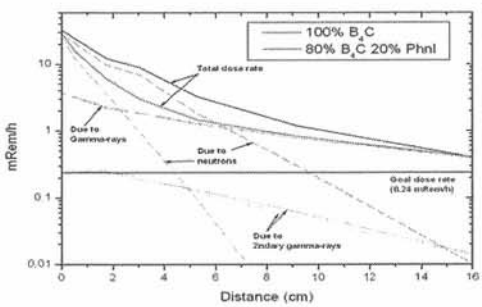


Fig. 5. The dose-rate of 80%B_4C+20% Phnl at various distance levels

Fig. 5 에서 붉은색으로 표시한 그래프를 보면 페놀수지가 첨가된 경우 증가된 차폐능력으로 인해 중성자에 의한 선량률은 매우 급속히 감소하지만, 페놀수지가 감마선 차폐에 영향을 못주기 때문에 최종적으로 총 선량률은 목표치보다 높은 값을 갖게 되었다. 따라서 중성자 차폐와 함께 감마선 차폐가 매우 중요한 요건이 되었다. 이를 극복하기 위한 대안 중 하나는 감마선 차폐 물질을 첨가하는 것이며 앞서 제시한 B_4C-페놀수지 복합체에 감마선 차폐능력이 우수한 W(텅스텐)을 첨가하여 MCNP 계산을 수행했다.

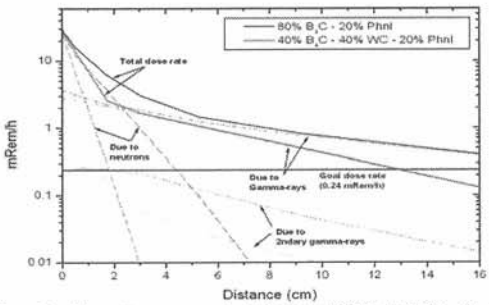


Fig. 6. The dose-rate of 40%WC+40%B_4C+20% Phnl at various distance levels

WC를 40%, B_4C를 40%, 그리고 페놀수지를 20%로 섞어 복합체로 만들었을 경우 WC가 B_4C 보다 탄소 농도가 더 높기 때문에 중성자 감속효과가 더 커지며, 따라서 중성자에 의한 선량률도 감소되었다. 첨가된 W에 의해 감마선과 2차 감마선의 차폐성능이 증가되어 최종적으로 목표한 선량률을 달성할 수 있었다.

3. 결론

페놀수지와 B_4C 복합체는 기존의 중성자 차폐체 보다 우수한 중성자 차폐능력을 갖고 있음을 확인했다. 이중 80% B_4C-20% 페놀수지의 복합체에서의 중성자 차폐능력이 다른 비율에서의 복합체에서보다 우수했다. 더 나아가 B_4C+페놀수지 복합체에 감마선 차폐물질을 적절히 첨가하여 본 연구에서 목표로한 수치를 충분히 만족하는 차폐재를 만들 수 있었다. 또한 40%B_4C-20%페놀수지-20%WC 라는 차폐재 모델을 제시했으며 그 성능을 입증했다.

4. 참고문헌

[1]Young soo Yoo The attenuation of monoenergetic neutrons in the various shielding materials.New physics(Korean physical society) Vol.12. December 1970.

[2]C.Duriez, T.Dupont, B.Schmet, F.Enoch, J. Nucl. Mater. 380 (2008) 30-45.

광학문자 인식장치를 이용한 방사선계측기 교정시스템 설계

강기두*, 조문형, 이영주
한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
kdkang@khnp.co.kr

1. 서론

원전 방사선안전관리를 위해서는 방사선계측기의 주기적인 점검 및 표준화된 방법에 의한 교정이 매우 중요하다. 한수원(주) 중앙연구원에서는 효율적이고 신뢰성있는 계측기 교정을 위하여 국제공인교정기관(KOLAS인정)으로 지정받아 통합교정을 시행하고 있으며 교정수행량도 2009년 8종 1,300여건에 이르던 것이 2012년에는 14종 5,100여건으로 증가하였다.

한수원 중앙연구원에서는 점증하는 교정수량에 대비하고 교정신뢰도를 지속적으로 유지하기 위하여 한수원 중앙연구원에서는 방사선계측기 교정데이터 통합관리 시스템을 개발하고 있다. 본 논문에서는 현재 개발중에 있는 방사선계측기 교정데이터 통합관리시스템의 핵심이 되는 광학문자 인식장치를 이용한 방사선측정 데이터 통계 분석 장치 설계에 대해 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 연간 방사선계측기 교정실적 분석

2012년도에 한수원 중앙연구원에서는 총 5,160건의 교정을 수행하였으며 감마선량율측정기 등 방사선분야가 2,648건으로 51.3%, 표면오염감시기 등 방사능분야가 48.7%를 차지하였다. 교정장비에 대한 연간 유지보수 실적은 405대로서 전체교정수량 대비 7.8%인 것으로 나타났으며 기존 원전별 유지보수시에 비해 감소한 것으로 나타났다. 표1은 본부별 유지보수 실적 현황을 보여준다.

Table 1. Annual Status of Calibration

구 분	고리	월성	영광	울진	기타	계
교정 수량	1,056	1,207	1,129	1,430	338	5,160
유지 보수량	79	119	106	99	2	405
분율 (%)	7.5	9.9	9.3	6.9	0.6	7.8

2.2 방사선계측기 교정 방법

방사선계측기 교정은 국내 표준기관으로부터 인증을 받은 인증표준물질을 계측기에 조사시켜 실제값 및 지시값의 차이를 검사하는 일련의 과정이라 할 수 있다. 즉, 기준 방사선량을 계측기에 조사시킨 후 교정인자를 산출하고 불확도를 추정하게 되며 이 때 교정인자는 다음식에 따라 산출된다.

$$N_r = \frac{\acute{K} \cdot h}{M \cdot k_d \cdot k_{tp}} = \frac{H^*(10)}{M \cdot k_d \cdot k_{tp}} 6 \quad (1)$$

여기서 N_r : 피 교정 측정기의 교정인자, $\acute{K}$: 기준 공기커마(율), h : 공기커마-선량당량(율) 환산인자, $H^*(10)$: 주변선량당량(율), M : 피 교정 측정기의 지시 값, k_d, k_{tp} : 피 교정기의 위치 재현성 보정인자, 환경 보정인자를 각각 나타낸다.

교정의 불확도는 기준 커마율의 불확도, 선량환산인자의 불확도, 교정인자의 분산에 따른 불확도, 지시치 흔들림 불확도, 피 교정 측정기의 환경 보정인자 불확도, 피 교정 기기의 위치 재현성 불확도 등으로 나눌 수 있고 불확도의 계산은 불확도의 전파 법칙에 따라 합성표준불확도로서 다음 식에 의하여 계산한다.

$$u_c(N_r) = \sqrt{u^2(\acute{K}) + u^2(h) + u^2(N_{ave}) + u^2(\Delta I) + u^2(k_{tp}) + u^2(k_d)} \quad (2)$$

2.3 광학문자판독기를 이용한 방사선측정 데이터 통계분석 장치 설계

보다 효율적이고 신뢰성있는 교정프로세스를 위해 한수원 중앙연구원에서는 광학문자 판독기술 활용한 교정장치를 고안하였다. 본 장치는 방사선 측정장비의 디스플레이에 광학문자 판독기를 이용하여 다수의 측정값을 통계처리하고 그 결과를 유무선 네트워크를 이용하여 전송하거나 장치내에서 디스플레이 되도록 하는 것이다.

이 장치는 디스플레이에 표시된 측정값을 광전변환방식으로 문자 판독하는 광학문자판독기, 판독된 측정값의 평균과 불확도를 산출하는 통계처리 모듈, 모듈들을 조정하기 위한 제어부, 판독된 측정값

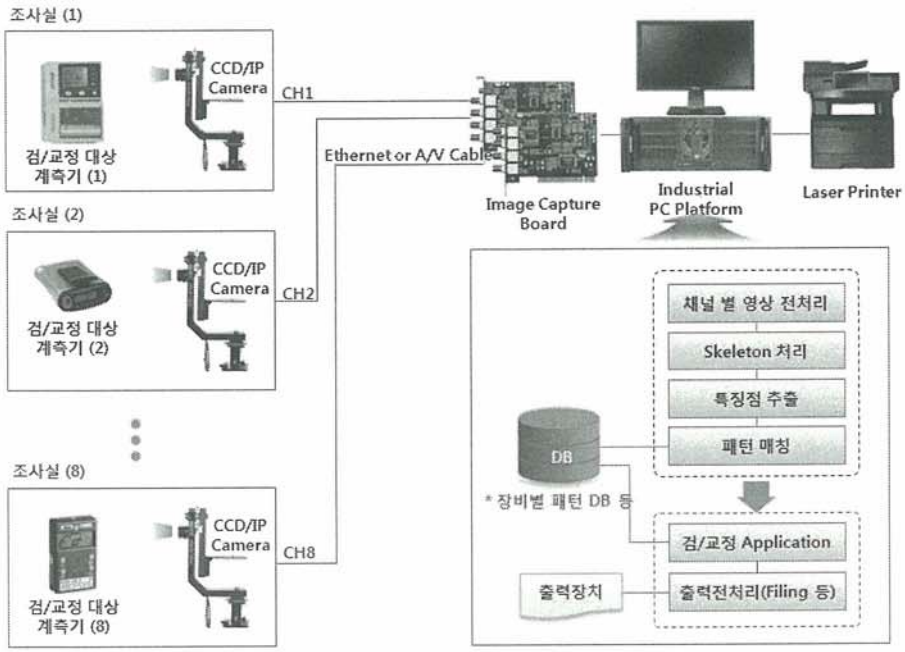


Fig. 1. Conceptual Design of KHNP's OCR Module

과 통계처리결과를 전송하는 통신모듈 및 처리된 결과를 표시하는 디스플레이부 등으로 구성되어 있다. 그림 1은 본 장치의 개념도를 보여주고 있다.

본 장치의 처리프로세스에 적용되는 통계처리 산식은 아래와 같이 기술할 수 있다.

방사선원의 붕괴는 확률적으로 발생하는 임의의 과정(Random Process)이므로 신뢰성있는 방사선측정을 위해서는 측정값에 대한 통계적인 분석이 필요하다. 광학문자 판독기를 통해 판독된 측정값은 메모리에 저장되며 다음의 식에 따라 통계처리 모듈에서 평균과 불확도가 산출된다. 통계처리 모듈에서 산출되는 평균(m)은

$$\text{평균}(m) = \frac{x_1 + x_2 + \cdots + x_n}{n} = \frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n} x_i \quad (3)$$

으로 주어지며 (여기서, x_i : 측정값, n : 측정횟수임) 불확도는,

$$\text{불확도}(u) = \frac{\sqrt{\sum (x_i - m)}}{\sqrt{n(n-1)}} \times \frac{1}{m} \times 100 \quad (4)$$

로 계산된다. 산출된 평균과 불확도는 다음 식을 통해 임의의 x 값에 대해 정규분포의 확률밀도 함수로 표현된다.

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi u^2}} e^{-(x-m)^2/2u^2} \quad (5)$$

3. 결론

한수원 중앙연구원에서는 광학문자 인식장치를 이용한 방사선교정시스템을 개발하고 있으며 이를 통해 점증하는 교정수량을 대비하고 교정신뢰도를 지속적으로 유지하고자 노력하고 있다.

이 장치는 방사선 측정값을 문자로 변환하는 광학문자판독기, 판독된 측정값의 평균과 불확도를 산출하는 통계처리 모듈, 모듈들을 조정하기 위한 제어부, 판독된 측정값과 통계처리결과를 전송하는 통신모듈 및 처리된 결과를 표시하는 디스플레이부 등으로 구성되어 있으며 기존에 수기에 의해 기록되고 처리되는 교정의 절차를 자동화 해준다.

본 시스템 개발이 완료되면 교정수요증가에 따른 방사선계측기 교정 신뢰도 유지는 물론, 교정 편의성 제공 등 원전 방사선 안전관리에 많은 도움을 줄 것으로 기대되고 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국계량측정협회, X-선 및 감마선 서베이미터의 표준교정절차(KASTO 02-26-4030-034) (2002.3).

대기 중 노블가스 포집장치 개발 및 성능평가

이완로*, 지영용, 임종명, 최상도, 조영현, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
petor@kaeri.re.kr

1. 서론

대기 중 노블가스(크립톤, 제논)의 분석은 지하 핵실험 탐지, 사용 후 핵연료 재처리 여부 판단, 원자력시설에서의 노블가스 방출여부, 대기 순환 연구를 위해 매우 중요하다[1]. 국내에서는 지하 핵실험 탐지 및 재처리 여부 판단을 위해서 2007년도에 외국 장비를 도입하여 운영하고 있다[2]. 기존 도입된 포집 장치는 아날로그 형태의 유량조절 및 적산계 등으로 일정한 공기 유량 조절이 매우 어려웠으며, 또한 장기간 포집 시 목표한 공기량을 포집하지 못하는 단점이 있었다.

본 연구에서는 위와 같은 문제점을 해결하고자 국산 노블가스 포집장치를 개발하였다. 국산 노블가스 포집 시스템의 성능평가를 위해서 기존 외국 제품과 동일한 조건에서 노블가스 포집 효율을 장기간 비교하였다.

2. 본론

국산 노블가스 포집 장치는 전처리장치, 제논과 크립톤을 흡착할 수 있는 흡착기, 외부 공기를 강제로 순환시킬 수 있는 진공펌프, 공기 흐름을 조절하는 유량조절밸브 및 총 포집된 공기량을 누적하는 적산계량기 등을 포함한 일체형, 모듈식 및 디지털 형태로 구성하였다. 다만 흡착기를 초저온으로 냉각시키는 액체질소 냉각 장치만을 분리하였다. 그림 1에서는 기존 외국 제품과 국산 포집기를 보여주고 있다[3]. 기존 독일식 포집기는 전처리장치, 펌핑장치 및 흡착장치의 세부분으로 고정 분리되어 있으며, 아날로그 형태의 유량조절 및 적산계량기로 인해 일정한 유량 조절과 장기간 포집 시 포집효율이 떨어지는 단점이 있었다. 국산 포집기는 흡착장치를 제외한 모든 부분이 하나로 통합되는 구조로 설치 운영 시 필요 면적을 크게 줄일 수 있었으며, 모듈식의 간결한 구성으로 장비운영의 효율성을 높였다. 과거 포집 내용을 확인할 수 있는 기능과 원격 관리를 위한 RS-232 및 RS-485 등의 통신포트를 장착하여 향후 관련 장치 자동화와의 연계성을 고려하였다. 그림 2에서는 개발된 장치의 세부 구조를 보여주고 있다. 24시간 단기간 동안 목표 포집량인 10 m^3을 포집해야 하는 경우와 7일간의 장기간 포집을 해야 하는 경우를 대비하여, 두 경우의 포집 방법을 하나의 제어 및 밸브 시스템에 구성하였다[3].

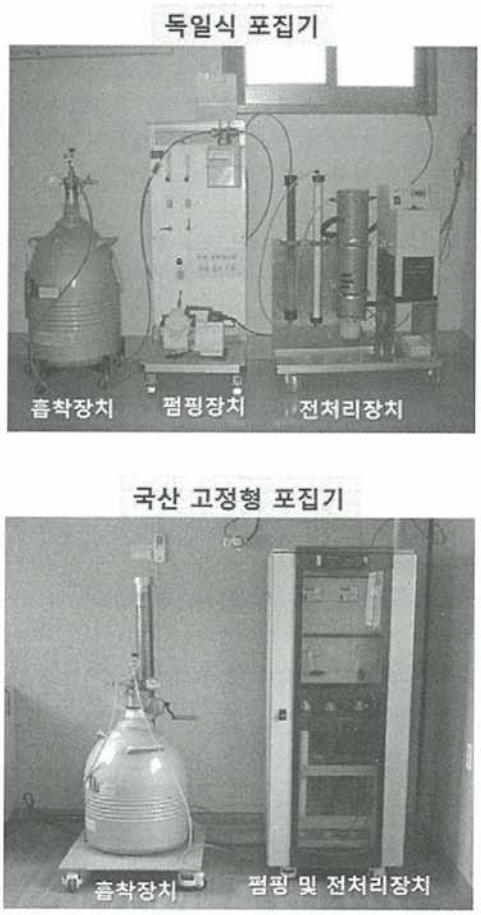


Fig. 1. Conventional absorption system (top: German product) and the new developed absorption system (bottom)

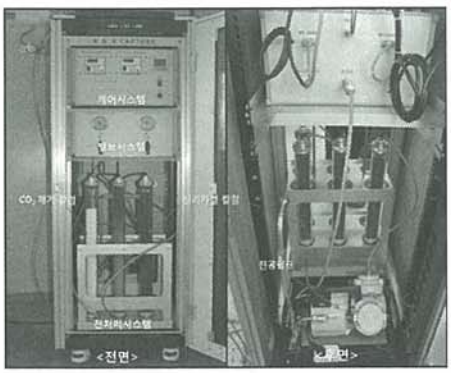


Fig. 2. The detailed picture of developed absorption system

국산 포집기를 자체 제작하여 실험실 내에서 일차 성능평가를 수행하였고, 그 결과는 표 1에 나타냈다. 표 1에서 보였듯이 독일 및 국산 장비의 제논 및 크립톤 포집 결과가 비슷함을 알 수 있었다.

Table 1. Comparison of the noble gas absorption between the conventional and developed system, (a) krypton and (b) xenon [4]

(단위: cc)

샘플 번호	외국장비 포집량	국산장비 포집량
1	4.99	4.98
2	3.99	4.58
3	4.6	5.49
4	3.98	4.55
5	4.54	4.48

(a)

(단위: cc)

샘플 번호	외국장비 포집량	국산장비 포집량
1	0.21	0.29
2	0.23	0.25
3	0.19	0.22
4	0.18	0.25
5	0.16	0.19

(b)

실험실 규모의 검증 결과를 바탕으로 기존 독일식 장비를 대체 운영하여 성능을 평가하였다. 일주일 단위로 포집하여 제논 및 크립톤의 흡착량을 측정하여 비교한 결과 독일 제품과 거의 같음을 알 수 있었다. 그림 3에서는 6개월 이상 성능 평가한 결과를 보여주고 있는데 제논의 흡착량은 평균 변동범위 내에서 더 많이 포집되었다. 또한 크립톤 흡착량은 국산 장비로의 교체 후 포집량이 조금씩 증가함을 알 수 있으며, 이는 크립톤 포집 측면에서는 국산 포집기의 성능이 아주 좋은 것으로 평가되었다.

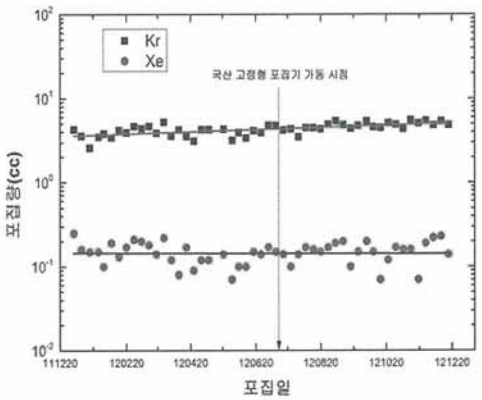


Fig. 3. Comparison of the noble gas absorption before and after the operation of the developed system

3. 결론

기존 포집기의 단점을 보완하여 개발한 국산 장치를 이용하여 대기 중 제논 및 크립톤을 포집한 결과, 포집량은 독일식 포집기와 대등한 것으로 평가되었다. 기존 수동 장비의 단점을 보완하고 향후 자동화와의 연계성 측면에서 국산 포집기가 큰 이점이 있을 것으로 판단된다. 또한 이러한 자체 개발을 통해서 노블가스 포집기술 선진화가 가능하고 더 나아가 기술을 선도할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 이완로 외 다수, "제논크립톤 탐지장비 운용 및 기술개발", 연구보고서(KAERI/RR-3161), 2009.

[2] 금동권 외 다수,"대기 중 Kr-85 분석기술 개발", KAERI/RR-2466/2004.

[3] 이완로 외 다수, "제논크립톤 탐지장비 운용 및 기술개발", 연구보고서(KAERI/RR-3581, 2012.

[4] 이완로 외 다수, "국산 흡착기 성능평가", 대한방사선방어학회 추계학술발표, 2009.

ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 저온흡착분리

송규민[1*], 이성복[1], 고병욱[1], 손순환[1], 윤세훈[2], 장민호[2], 강현구[2], 정홍석[3]
[1]한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 169번길 148
[3]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 989번길 111
kmsong@khnp.co.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor)의 삼중수소 저장공급시스템(SDS, Storage and Delivery System)의 기능요건으로 헬륨-3의 주기적 회수가 있다. 헬륨-3는 삼중수소의 붕괴생성물로 논란의 여지는 있지만 핵융합연료의 순도에 영향을 줄 수도 있으며 삼중수소 흡탈장 성능을 낮출 수도 있다. 이를 위해 삼중수소와 헬륨-3를 분리하는 방법으로 게터법, 분리막법, 저온흡착법 등이 제안되고 있다. 이 중에서 저온흡착법은 삼중수소 증식공정에서 TRS (Tritium Recovery System) 설계를 위해 운반기체인 헬륨과의 분리를 목적으로 적용된 사례가 있으며, 분자체 5A나 13X 등의 흡착재를 제안하고 있다[1, 2]. 본 논문에서는 SDS의 헬륨-3 회수공정을 위해 저온흡착법의 적용실험을 수행하고 그 결과를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

저온흡착 실험을 위한 실험장치 흐름도는 Figure 1 과 같다. 실험장치는 가스공급부, 저온흡착부, GC 분석부, 압력제어 및 방출부로 구성되어 있다. 가스공급부는 수소와 헬륨을 유량조절기로 일정비율로 섞어 혼합탱크로 보내고 이를 저온흡착장치로 보낸다. 저온흡착부는 액체질소조에 흡착반응기에 들어가 있으며 공급기체의 온도를 맞추기 위해 구리재질의 열교환기가 전단에 설치되어 있다. 흡착반응기내부의 온도가 일정하게 유지되고 있는지 확인하기 위해 입구단과 상단 및 중간부 3곳에 열전쌍(T-type)을 설치하였다. GC 분석부는 흡착반응기 전후단에서 시료채취가 가능하도록 샘플링밸브를 설치하였으며, 1회에 500 $\mu\ell$를 채취할 수 있다. 압력제어 및 방출부는 계통의 진공배기를 하기위한 진공펌프와 실험중 흡착장치의 압력을 일정하게 제어하기 위한 압력조정기가 설치되어 있다. 압력조정을 통해 흡착특성을 정확하게 실험할 수 있으며, GC 시료채취시 오차를 감소시킬 수 있다. Figure 2에서 실험장치 전면부와 저온흡착반응기를 확인할 수 있다.

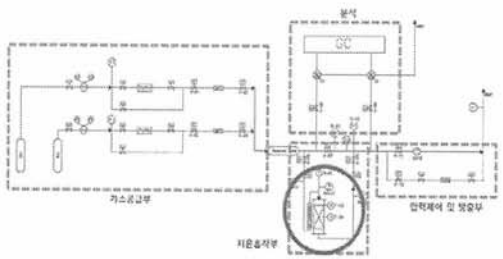


Fig. 1. Conceptual flow diagram of cryogenic adsorption apparatus

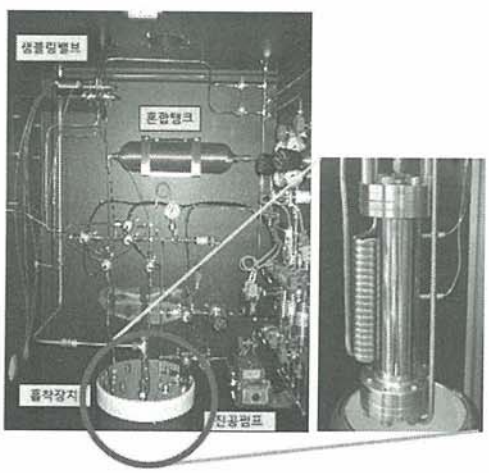


Fig. 2. Cryogenic adsorption fabrication

2.2 분석조건

수소와 헬륨의 정성, 정량분석은 GC를 이용하였다. Table 1은 GC 분석조건을 나타내었다. GC는 Agilent 6890 모델로 검출기는 TCD를 적용하였다. 수소와 헬륨 분리를 위한 컬럼은 10 m의 분

자체 5A를 적용하였으며 운반기체를 질소 사용하였다.

Table 1. GC operating conditions

Carrier Gas	N_2
Flow rate (ml/min)	30
Detector	TCD
Temperature (℃)	
Oven	50
Detector	180
Sampler	
Type	Six ports
Volume	0.5 ml
GC Column	
Material	Molecular Sieve 5A
Length	10 m

2.3 흡착재

저온흡착 실험을 위한 흡착재를 Table 2에 정리하였다. 일반적으로 가장 많이 적용하고 있는 분자체 5A와 제올라이트, 활성탄을 기본으로 적용하였으며, 최근 수소저장을 위해 개발된 나노세공체로 바솔라이트 2종(Z1200, A100)을 추가로 선정하였다.

Table 2. Characteristics of adsorbents

Adsorbent	Description
Molecular sieve 5A	- Form: Pellets - Particle Size: 1.6 mm
Charcoal	- Formula Weight: 12.01g/mol - Vapor Pressure: <0.1mmHg(20℃) - Granular - Particle Size: 12×20 Mesh
Zeolite	- SiO_2/Al_2O_3 Mole Ratio:30 - Nominal Cation Form: Ammonium - Na_2O Weight %: 0.05 - Surface Area: 400㎡/G - Particle Size: <45㎛
Basolite Z1200 (2-Methylimidazole Zinc Salt)	- Particle Size: 4.9 ㎛(D50) - Surface Area: 1300-1800 ㎡/g - Bulk Density: 0.35 g/㎤ - Metal Organic Framework - Zinc Imidazolate Framework - Activated At 100℃(Vacuum)
Basolite A100 (Aluminum Terephthalate)	- Particle Size: 31.55 ㎛(D50) - Surface Area: 1,100~1,500 ㎡/g - Bulk Density: 0.4 g/㎤ - Metal Organic Framework - Reactivated At 200℃(Vacuum)

나노세공체는 단위 질량당 초고표면적을 가지고 있어 수소흡장능력이 탁월하여 최근 수소저장용 재료로 관심이 집중되고 있는 재료이다[3]. 저온흡착에 적용된 사례는 많지 않으나 삼중수소 취급 시설에서 부피를 줄일 수 있다는 장점이 입증되면 활용성이 클 것으로 판단된다.

2.4 결과 및 고찰

Fig. 3은 흡착재별 시간에 따른 수소의 흡착동특성을 나타낸 실험결과이다. 실험조건은 수소조성 약 10%(흡착재별로 약간의 차이가 있음)에 유량은 1,000 ㎖/min이고 모두 액체질소온도에서 수행한 결과이다. 흡착재양은 약 100g 정도였다. 수소 누적흡장량은 분자체 5A가 상대적으로 우수한 것을 알 수 있다. 나노세공체는 수소흡장능력과는 다르게 액체질소 온도에서의 흡장능력은 분자체 5A에 비해 낮은 것으로 나타났다.

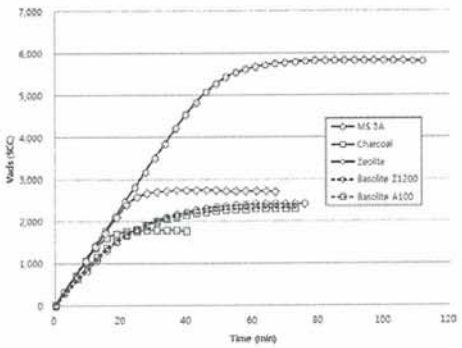


Fig. 3. Accumulated adsorption amount of H2

3. 결론 및 향후계획

국제핵융합실험로 SDS의 헬륨-3 회수공정 개발을 위해 수소와 헬륨분리 저온흡착실험을 수행하였다. 현재까지 액체질소온도에서 수소의 흡착성능은 분자체 5A가 우수한 것으로 나타났으며 향후 수소조성에 따른 추가실험을 통해 Langmuir 인자를 측정하고 ITER SDS 적용가능성 여부를 검토할 예정이다. 최근 수소저장과 관련하여 관심대상인 나노세공체는 본 실험조건에서 아직까지 뚜렷한 장점이 없는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] R. Scott Willms, et al., *Fus. Eng. Des.*, 28, 386-391 (1995).

[2] X. Qian, et al., *Fus. Eng. Des.*, 87, 359-362 (2012).

[3] 정성화, 장종산, *J. Korean Ind. Eng. Chem.*, 18(2), 99-110 (2007).

HN-C1, Co-60 400 Ci 전용운반용기의 열 해석 및 성능시험 평가

주명훈*, 오선주, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
jooz81@hanilnuclear.co.kr

1. 연구배경

현재 산업체 및 기타 방사성동위원소를 사용하는 기관은 필요에 따라 방사성동위원소를 교체하고 있다. 이때 운반용기는 어떤 외부의 영향에 상관없이 건전성이 확보되어야하고 운반 대상 선원의 형태 및 방사능농도를 고려하여 신속하고 안전하게 운반 가능한 전용용기를 사용해야 한다. 하지만 국내에서는 운반용기를 제작하는 곳은 전무하며 수입제품을 임대하여 사용하고 있다. 따라서 운반용기 제작의 일환으로 한일원자력(주)에서는 Co-60, 400Ci를 운반할 수 있는 HN-C1운반용기를 설계하였고 전산해석과 성능시험을 실시하였다.

본 논문에서 열 시험과 관련하여, 운반용기의 기준설계는 원자력안전위원회 고시와 IAEA Safety Standard 및 미국 10CFR 등에서 규정하고 있는 조건들을 만족할 수 있도록 열 시험에 대한 설계기준을 설정하였다. 사고 시 운반용기에 대한 열 시험 및 평가는 전산해석프로그램인 ANSYS 12.1을 사용하여 수행하였고, 열에 의한 용기의 구조 건전성을 평가 하였다. 또한 한국건설기술연구원에서 제품 성능을 위한 열 시험을 수행하여 실제 열에 의한 운반용기의 성능평가를 비교 분석하였다.

2. 재료 및 방법

2.1 운반용기 설계 구조 및 재료

HN-C1 운반용기의 차폐용기는 차폐체 및 구조재의 역할을 하는 탄소강으로 제작된다. 또한, 사고조건에서 충격흡수 및 단열을 목적으로 완충용기를 사용하였다. 완충용기는 탄소강 케이싱 내부에 고밀도 난연성 폴리우레탄 폼과 방화재로 운반용기 몸체 바로 안쪽에는 800℃의 고온이 운반용기 내부로 전달되는 시간을 최대한 지연하기 위하여 방화재인 Pyrogel-XT 매트를 적용하였다. 차폐용기는 납을 주조하여 구조적으로 안정하면서도 전 방향을 격납할 수 있는 원통형 구조이며, 겉은 SA240 Type 304를 사용하여 차폐용기를 보호할 수 있도록 설계하였다.

2.2 전산해석 설계 (ANSYS)

열 시험에 대한 전산해석은 ANSYS 12.1 Steady-State thermal & Transient thermal 프로그램을 사용하여 분석하였다. 설계한 모델과 동일하게 유한요소모델로 적용하면 해석에 따른 시간이 많이 소요되고 불필요한 부분으로 인한 오류가 발생할 확률이 높아진다. 따라서 구멍, 모떼기, 인양고리, 볼트 및 해석 시 불필요한 부분 등을 간략화 하여 최소한의 모델로 해석을 수행하였다. 해석절차는 ASME Boiler & Pressure Vessel code를 따랐다.

2.3 열 성능시험

HN-C1 운반용기의 열에 대한 성능시험은 원자력안전위원회 고시에 따라 시험하였다. Fig 2.와 같이 운반용기의 차폐용기에 열 센서를 설치하고 실험장 노 내에서 사고조건으로 5분동안 800℃로 상승시킨 후 30분간 유지시킨 후 자연냉각 시켜 열 변화를 측정하였다.

3. 실험 및 결과

3.1 선원 열 평가

먼저 HN-C1 운반용기의 열 시험 전산해석에 앞서 선원에 대한 열 평가 실시하였다. 그 결과 Co-60, 400Ci의 방사선 동위원소로부터 방출되는 붕괴열은 5.93W로 아주 미미하여 열 해석에 크게 영향을 미치지 않을 것으로 판단하였다.

3.2 전산해석 평가

Fig 1.은 운반용기 전체적인 열 분포는 최소 50.4℃에서 최대 800℃까지 분포하는 것을 보여주고 있다. 선원이 내장하게 되는 차폐용기 외부의 온도는 100℃ 이내로 납의 녹는점(순수납 320℃)보다 크게 낮으므로 차폐용기의 건전성이 유지된다고 판단되었다.

3.3 열 성능시험평가 평가

Table 1.과 Fig 3.은 노 내에서 HN-C1 운반용기의 사고조건 800℃에서 열 성능시험을 실시한 결과, 차폐용기의 뚜껑 부분의 채널 1번은 최소 24.0℃였고, 가장 높은 온도인 67.9℃로 나타났다. 채널 2번은 23.6~24.2℃, 채널 3번은 24.1~25.8℃로 나타났다.

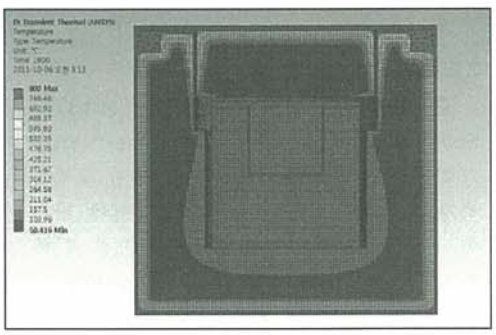


Fig. 1. Thermal distribution of accident condition (800℃) during 30 minutes

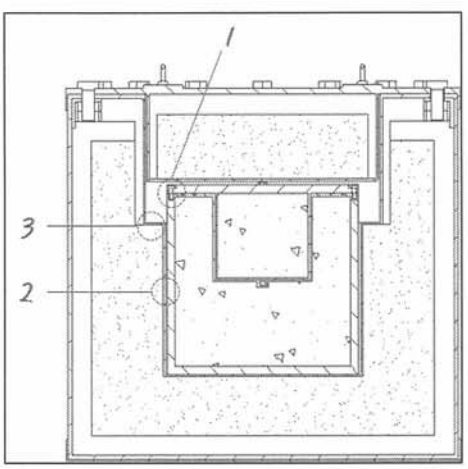


Fig. 2. Location of thermal sensor installation

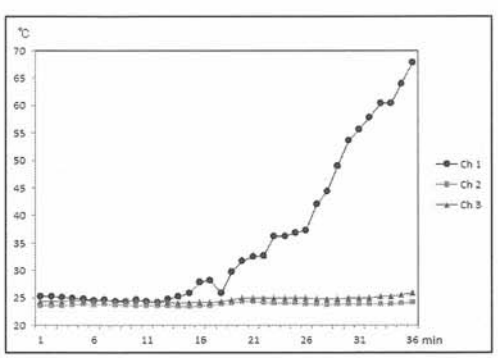


Fig. 3. HN-C1 thermal test of Accident condition (800℃) in furnace

Table 1. Chanel thermal variation of accident condition (800℃) in furnace

Min.	Furnace(℃)		Ch.1(℃)	Ch.2(℃)	Ch.3(℃)
	*St.Temp	**Ac.Temp			
0	15.0	29.9	25.2	23.6	24.4
5	800.0	796.3	24.5	23.7	24.5
10	800.0	816.5	24.4	23.5	24.3
15	800.0	832.6	27.9	23.5	24.2
20	800.0	824.9	32.5	24.3	25.0
25	800.0	824.3	37.3	23.9	24.9
30	800.0	781.7	55.6	23.8	25.0
35	800.0	813.4	**67.9**	24.2	25.8

*St. Temp : Standard Temperate.
**Ac. Temp : Actual Temperate.

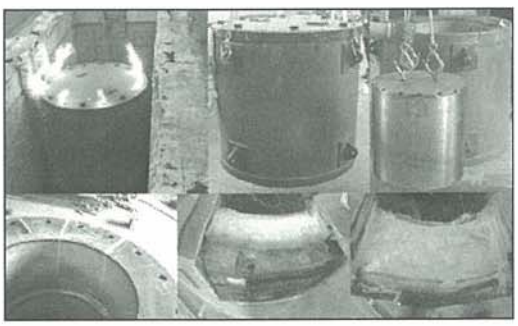


Fig. 4. Accident condition thermal test & Safety Assessment

4. 결론

HN-C1의 열 시험에 대해 ANSYS Steady-State thermal & Transient thermal 전산해석 결과 값과 노 내에서 열 성능시험 평가 값을 비교하였을 때 데이터 오차는 있었으나, 전산해석 시 오류를 줄이기 위해 모델을 간소화하였고, 성능평가 시 온도와 설정된 온도의 차이 등에서 발생되는 값 등에 의한 변수라고 판단하였다. HN-C1 전용운반용기의 열 안전성에는 문제가 없는 것으로 판단하였다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2012-49호.
[2] 원자력안전위원회 고시 제2012-61호.
[3] "방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙", 교육과학기술부, 2009.
[4] ASME Boiler & Pressure Vessel code sectionIII division 3 「Class TC Transportation Containments」
[5] IAEA, "IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1 : Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material," 2009.

Na-U(VI)-CO_3-OH-H_2O_2 계에서 Raman spectroscopy에 의한 우라늄 착물종 거동 연구

김광욱*, 이근영, 소지양, 백예지, 박민성, 이일희, 정동용, 정의창, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111
nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 원자력연구원에서는 탄산염 용액계를 이용한 우라늄 스크랩과 같은 우라늄 산화물을 처리하기 위한 탄산염 공정을 개발하였다.[1] 이 공정에서는 H_2O_2를 갖는 탄산염 용액을 이용하여 우라늄만을 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물 형태로 선택적으로 용해하고, 이후 이 용액의 pH를 3 정도로 조절하여 우라늄을 UO_4로 고효율 침전/회수한다.

$UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물을 구성하는 O_2^{2-} 성분은 가열되는 알칼리 용액에서 분해되면서 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$이 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$으로 변화된다.[2] 탄산염-$UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 용액 계는 매우 복잡하여 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$의 변화거동 및 공존하는 다른 우라늄 종에 대하여 지금까지 정확히 알려지지 않은 상태이다.

본 연구에서는 Raman 분광기를 이용하여 Na-U(VI)-CO_3-OH-H_2O_2 계에서 형성되는 우라늄종을 규명하고, pH 변화에 따른 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$의 변화거동을 규명하였다.

2. 실험

본 연구에서는 UNH와 UO_2 분말을 0.5 M Na_2CO_3 용액에서 (1 M H_2O_2를 포함 또는 불포함) 용해시켜 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$와 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$를 준비하였고 시간에 따른 이들 용액의 Raman 피크 변화를 관찰하였다. 이때 사용된 Raman 분광기는 514.5 nm 파장의 Ar^+ 레이저빔을 광원으로 사용하였고, 흡수 스펙트럼을 측정하기 위해서는 자외선-가시광선 파장 영역의 분광광도계(Varian, model Cary 3E)를 이용하였다.

3. 결과 및 토의

Fig.1에는 Na-U(VI)-CO_3-OH-H_2O_2 용액계를 구성하는 기본 성분에 대한 Raman 피크가 나타나 있다. 물의 O-O은 874 cm^{-1}, HCO_3^-의 C-OH은 1014 cm^{-1}, CO_3^{2-}의 C-O은 1066 cm^{-1}, NO_3^-의 N-O는 718 cm^{-1}와 1049 cm^{-1}, UO_2^{2+}의 O=U=O은 870 cm^{-1}에서 Raman 피크를 보인다. Fig.2에는 769 cm^{-1}와 811 cm^{-1}에서 문헌과 일치하는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$와 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$의 Raman 피크가 나타나 있다. 이들 Raman 피크 외에 Fig.2에는 848cm^{-1}과 727cm^{-1} 근처에서 지금까지 규명되지 않은 Raman 피크가 존재함을 볼 수 있었다. Fig.3에는 pH 10.5의 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$와 용액을 pH 8.5를 조절한 용액과 이 용액이 5일 지난 후에 Raman 피크가 나타나 있다. pH 조절 직후에는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$에 의한 피크가 관찰되지만 시간이 경과한 후에는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$에 의한 피크는 사라지고 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$에 의한 피크가 대신 뚜렷하게 발달함을 볼 수 있었다. 또한 그 과정에서 819 cm^{-1}에서 일시적인 피크가 존재하는 것을 관찰할 수 있는데, 이것은 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물이 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물로 변화하는 과정에서 발생하는 $UO_2(CO_3)_2^{2-}$ 종에 기인한 것으로 판단되었다.

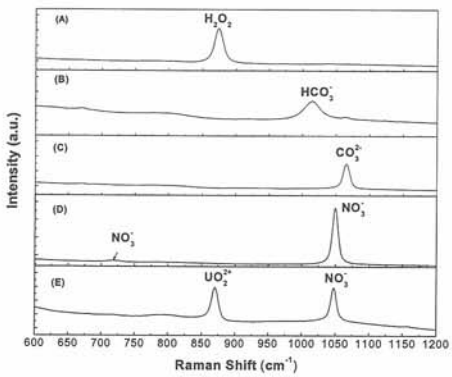


Fig. 1. Raman spectra of basic components used in Na-U(VI)-CO_3-OH-H_2O_2 solution

본 연구에서는 848 cm^{-1}, 727 cm^{-1} 근처에서 관찰되는 우라늄 종을 확인하기 위하여 다양한 용액의 변화 즉, 다양한 pH를 갖는 우라늄 용액에서 CO_3^{2-}, H_2O_2, NO_3^-의 종의 유무에 따른 Raman 피

크 변화를 관찰하였다. 848 cm^{-1}에서의 피크는 UO_2^{2+}-OH^-, UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^-, UO_2^{2+}-OH^--CO_3^{2-}, UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^--CO_3^{2-} 용액계 중에서 UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^-와 UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^--CO_3^{2} 계에서만 관찰되었고, 727 cm^{-1}의 피크는 UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^--CO_3^{2-}와 UO_2^{2+}-OH^--CO_3^{2-} 계에서는 관찰이 되지만 UO_2^{2+}-OH^-와 UO_2^{2+}-O_2^{2-}-OH^- 용액 계에서는 관찰이 되지 않았다. 이러한 관찰과 문헌을 기초하여 848 cm^{-1} 피크는 $UO_2(O_2)_2^{2-}$ 종에 의한 것으로 727 cm^{-1} 피크는 최소한 $UO_2(CO_3)_x(OH)_y^{2-2x-2y}$ 형태의 우라늄 종에 의한 것으로 예측할 수 있었다. 따라서 Fig.3의 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$와 착물 용액을 pH 8.5로 조절 시 나타나는 Raman 스펙트럼을 구성하는 피크를 Fig.4에 보는 것 같이 피크분리를 통하여 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$와 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$과 같이 공존하는 우라늄 종의 각 Raman 피크를 추정할 수 있었다.

Fig.5에는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 용액의 pH 변화에 따른 Raman 스펙트럼의 변화가 나타나 있다. 이 결과로부터 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$이 착물은 탄산염 용액의 pH이 약 9 ~ 12에서만 존재하고, 그 이상에서는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 내에 존재하는 O_2^{2-} 성분이 분해되어 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 종으로 변화되고, pH 9 이하에서는 $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ 착물이 형성되지 않음을 알 수 있었다.

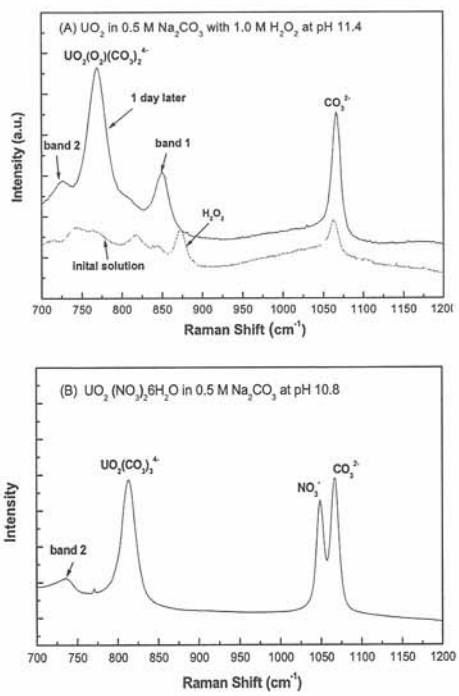


Fig. 2. Raman spectra of $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ (A) $UO2(CO_3)_3^{4-}$ (B) solutions

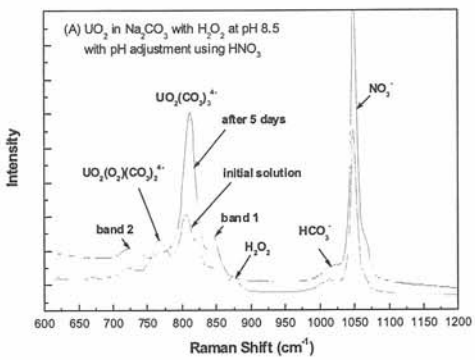


Fig. 3. Change in Raman spectra after pH adjustment-$UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ solution

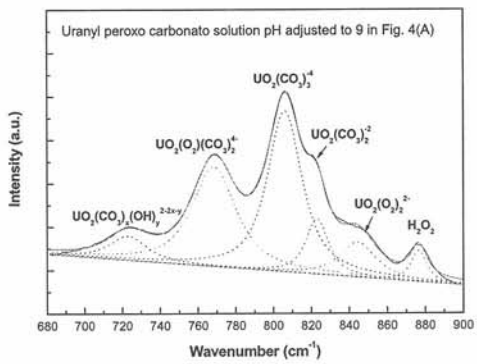


Fig. 4. Deconvolution of Raman spectra obtained after pH-adjustment of $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ solution

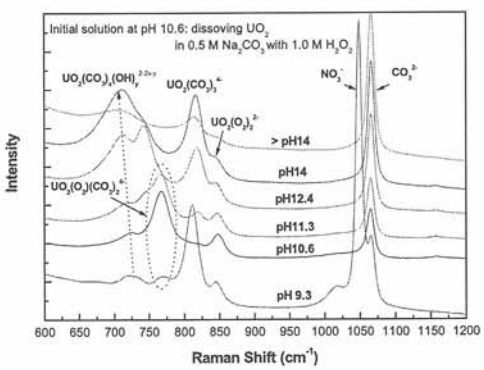


Fig. 5. Change in Raman spectra of $UO_2(O_2)(CO_3)_2^{4-}$ solutions with pH

4. 참고문헌

[1] Kim et al, J. Nucl. Mat., 418, 93 (2011)
[2] Kim et al., J. Hazard. Mat., 233-234, 213 (2012).

Capillary 시료채취법을 이용한 SG 세관 누설 감시기술의 접근

강덕원*, 이세반, 김승일
한국경수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
world2is@haji.co.kr

1. 서론

국내 원자력발전소의 경우, 발전 호기수의 증가와 장기운전에 따른 설비의 경년화로 인해 일부 원자력발전소에서 증기발생기 세관의 누설을 경험한 바 있으며 누설징후도 포착되고 있다. 원자력발전소의 가동시간의 경과에 따라 설비의 노후화도 함께 진행되므로 증기발생기 세관의 누설 발생 가능성이 점차 증대되고 있어 예방차원의 누설감시가 더욱 요구되고 있는 상황이다.

전 세계 경수로 원자력발전소에서 주로 채택하고 있는 증기발생기 누설감시기술은 핵분열에 의해 생성되는 특정 방사성 핵종(^{16}N, ^{41}Ar, ^{3}H, Xe 등)을 이용하는 기술이기 때문에 원자로 출력이 20% 이상일 때만 사용이 가능하다는 한계를 지니고 있다. 현재 국내의 누설감시기술 또한 미국의 N-16을 이용한 감시기술을 그대로 답습하고 있어 저출력 운전시에는 중성자 플럭스가 충분히 형성되지 않아 누설감시가 불가능하고, 누설량 계산도 할 수 없게 된다.

따라서, 발전소의 기동 및 비정상 정지 등 다양한 운전환경 하에서도 실시간으로 누설을 감시할 수 있는 우수한 대체 감시기술의 개발이 필요하다. 본 논문에서는 1차계통내의 화학적 제어를 위해 주입하는 비방사성 핵종인 리튬(Li) 이온을 누설지시자로 삼아 모세관(Capillary Tube)을 시료관로로 구성하여 연속적으로 시료를 채취·분석할 수 방안을 검토하였으며 기존의 누설감시방법의 한계를 극복할 수 있는 이온분석법에 대해 고찰해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 누설지시자로서 Li 이온

Li 이온은 원자로냉각재계통(RCS) 내에서 화학 및 체적 제어를 위해 100~2,200 ppb의 농도범위로 존재하기 때문에 1차계통 냉각재의 2차계통으로의 누설(Primary-to-Secondary Leak, PSL) 발생에 대한 누설지시자로서 이용은 가능하지만, 1차계통내 리튬농도가 매우 낮은 상태이기 때문에 극미량 수준의 이온분석법의 개발과 함께 연속적인 시료채취 및 분석기술이 요구된다. 누설지시자로서 Li 이온을 이용하는 누설감시 기술은 방사성 핵종이 아닌 RCS 내에 일정하게 함유된 화학종의 농도를 이용하여 누설을 감시하는 것으로, 원자로 출력과는 무관하게 감시할 수 있는 큰 특징을 지니고 있다.

2.2 Li 누설 감시시스템의 설치

원자로의 정상운전 시 뿐만 아니라 비상정지 및 저출력 운전 시에도 누설여부 및 누설량을 온라인 실시간으로 감시하기 위해서는 2차측의 시료를 연속적으로 채취·분석할 수 있는 위치에 누설감시 시스템이 설치되어야 한다. PWR 원전의 경우, 누설감시시스템은 2차측 냉각재가 지속적으로 배출되는 증기발생기 취출단(Blow-down) 또는 다운콤마(Down-comer)가 가장 적절할 것으로 판단되며 누설감시 시스템이 설치된 개략적인 위치와 배관 구성을 Fig. 1에 나타내었다.

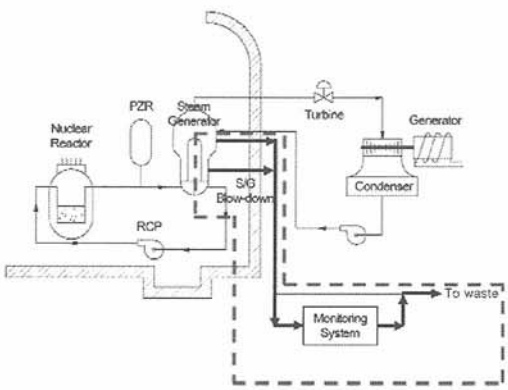


Fig. 1. Connection diagram of SG equipped with leakage monitoring system

2.3 Li 누설 감시시스템의 구성

Fig. 2에는 Li을 이용한 증기발생기 누설감시 시스템의 개략적인 구성도를 나타내었다. 증기발생기의 취출수 계통 또는 다운콤마를 통해 냉각재 시료가 유입되면 시료탱크에 임시 보관되며 시료

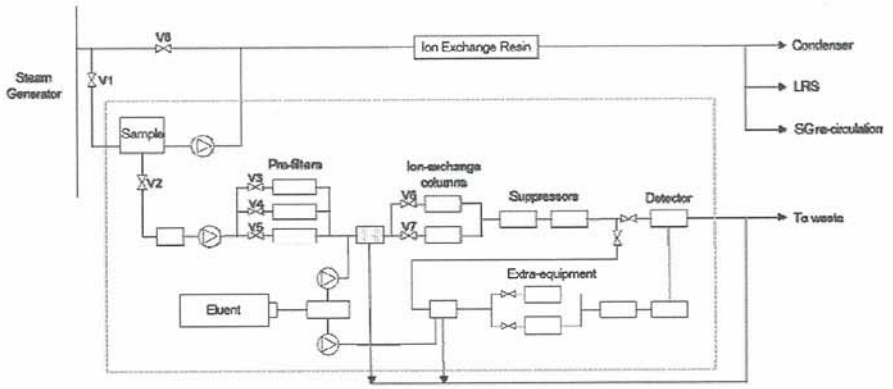


Fig. 2. Schematic diagram of on-line lithium ion monitoring system advanced detection technology for SG leakage

펌프가 작동되면 시료탱크의 일부시료가 냉각장치와 전처리필터를 거쳐 농축컬럼으로 이송된다.

농축컬럼은 Li이온과 같은 양이온을 교환할 수 있는 이온교환수지로 구성되어 있어 시료 중의 Li 이온이 분석하는데 충분한 양이 되도록 농축시키며, 농축컬럼에서 잡히지 않는 음이온들은 이 단계에서 배출된다. 농축이 완료되면 로터리밸브가 열리고 이동상유체 공급부로부터 이동상유체가 농축컬럼으로 유입되어 시료와 혼합된다. 이동상유체는 분석하고자 하는 성분들을 이온분리컬럼으로 이동시키는 역할을 하며, 이동상유체 탈기장치를 거쳐서 시료관로에 공급된다.

이온분리컬럼은 이동상유체와 혼합되어 유입되는 시료 중의 Li이온을 분리시킨다. 이온분리 컬럼이 복수로 설치되어 있어 이온분리컬럼의 교체시에는 자동으로 다른 이온분리 컬럼으로 시료가 유입된다. 이온분리 컬럼을 통과한 시료는 써프레서로 유입되어 이동상유체의 전도도는 낮추어지고 시료의 전도도는 높아져서 Li 이온의 검출을 용이하게 한다. 발전소의 운전상황 등에 따라 추가 농축컬럼, 추가 이온분리컬럼 및 추가 써프레서를 사용하여 시료를 재처리한 후에 전도도 검출기로 유입시킨다.

2.4 Capillary 시료채취법

On-line 이온분석을 위한 IC의 실제적인 운용측면에서 전처리 및 농축과정 중에 시료중의 일정량은 Drain을 통해 배출될 수밖에 없다. 원자력발전소의 경우 배출되는 폐기물의 양은 폐기물 처리비용 상승과 직결되기 때문에 배출량을 최소화할 필요가 있다. 현재까지 활용되어 왔던 IC는 표준유량이 0.1~3.0 ㎖/m으로 시료를 연속적으로 흘려주어야 하는 On-line IC를 1년간 운영할 경우, 약 525 ℓ의 시료를 사용하여야 한다. 그러나 개발하고자 하는 Capillary IC의 경우는 표준유량이 0.001~0.1 ㎖/m로 1년간 운영하더라도 약 5.25 ℓ정도의 시료를 사용하기 때문에 폐기물발생량 저감측면에서도 매우 유리할 것으로 판단된다.

Table 1. Comparison of capillary tube IC and standard IC[1]

Format	Capillary	Standard
Flow rate	0.001~0.1 ㎖/min	0.1~3.0 ㎖/min
Injection Vol.	25 ㎕	0.4 ㎕
Pressure	6000 psi	5000 psi
Column Size	4 ㎛	8~16 ㎛
Column I/D	0.2~0.6 ㎜	2~4 ㎜
Consumption	5.25 ℓ/year	525 ℓ/year

3. 결론

신속하고 정확한 증기발생기 세관의 누설 감시기술의 개발은 증기발생기의 세관파단사고를 예방할 수 있을 뿐 아니라 증기발생기의 사용기간 연장에 따른 예산절감으로 이어지기 때문에 매우 중요하다. Li 이온을 누설지시자로서 Capillary 감시법을 이용한 누설 감시기술은 보다 안정적이고 효과적인 SG 세관 누설감시가 가능할 것으로 판단되어 보다 심도 깊은 연구가 현재 진행 중에 있으며 차기학회에서 보다 소상히 실험 결과를 다루고자 한다.

4. 참고문헌

[1] "White paper 70464", Technical report, Thermo Fisher Scientific, pp. 1-6, 2012.

나노/마이크로버블을 이용한 원자력시설 금속폐기물 세정기술 고찰

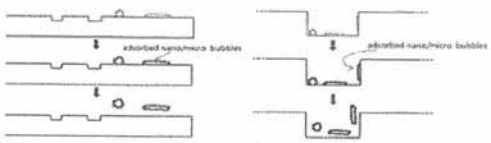
김희경*, 김민수, 윤덕호
㈜액트알엠티, 대전광역시 유성구 테크노1로 1337번지
kimhphp@nate.com

1. 서론

원자력관계시설의 노후화로 발생하게 될 다량의 방사성 금속폐기물을 처리하기 위해 현재 많은 제염기술이 있으나 사회 정책 및 경제성 등을 감안하면 노동 집약적으로 수행되는 습·건식 방식을 지양하고, 환경 친화적이고 고효율성의 제염 기술로 대체할 필요가 있다.

이 기술은 나노/마이크로 버블 장치에 의해 생성된 버블 함유 혼합액체에 의해 세정하면 나노버블이 오염물에 부착되고 부착된 나노 버블의 개수가 많아지면서 증가된 부력에 의해 오염물은 물체의 표면에서 제거된다. 표면장력으로 인해 세정액이 진입하기 어려운 미세한 홀에 묻어있는 오염물도 나노/마이크로 버블을 이용하면 제거가 가능하다. (Fig. 1 참조)

본 논문은 나노버블을 이용한 세정기술 고찰을 통하여 사회 정책적 측면과 경제성 및 방사선 관리측면에서의 폐기물 감용 문제에 대해 검토 하였다.



(a) removing the particle on the surface　(b) removing the particle in the fine hole

Fig. 1. Cleaning mechanism of nano/micro bubble

2. 본론

2.1 나노/마이크로버블 생성원리

나노/마이크로 버블 발생장치의 원리는 압력펌프의 전 단계에서 공기와 함께 흡수된 순환수는 물과 함께 혼합이 되어 나노/마이크로 버블 발생장치 영역에서 유입된다. 유입된 혼합물은 좁아진 관을 통과하며 유속이 증대된다. 유속이 증가된 수류는 관벽에 설치된 관벽돌기부와 부딪히며 강력한 난류를 형성하여 순간적으로 0.1~10㎛ 크기의 초미세기포를 발생시킨다.(Fig. 2 참조)

기존의 기포발생장치는 벤츄리관과 선회류관으로 구성된 압축수와 압축공기가 벤츄리관에서 혼합되어 선회류관으로 이송된 후 선회류관에서 다시 기포가 잘게 부서져 최종적으로 50㎛ 정도의 기포를 발생하게 되는데, 이러한 기포크기는 수 처리시 낮은 산소용해율과 빠른 부상속도로 인한 짧은 체류시간으로 인해 처리효율을 저감시키고 에너지 비용을 증대시키는 결과를 낳고 있다. 반면 나노/마이크로 버블은 강제공기 주입에 의한 기포발생방법이 아닌 물의 선회유동특성에 따라 산소가 자연적으로 유입되게 하여 발생된 미세한 기포크기를 이용하여 이러한 단점을 해결할 수 있다. 나노/마이크로 버블의 제염 시 기대되는 효과는 기포크기가 작아 수중에서 상승속도가 느리게 됨으로써 체류시간을 길게 할 수 있으며, 비표면적을 크게 만들어 기액계면의 흡착조작이나 물질이동조작에 유리하다. 기 액계면에 생성되는 클러스터 구조(수소구조네트워크)에 의해 물분자가 전리되어 만들어지는 OH-이온이 계면에 모이면서 나노/마이크로 버블 표면이 음이온으로 대전되어 수중의 슬러지 등을 흡착할 수 있다. 또한 수중의 기포 내외 압력차로 인해 기포 내의 온도도 급격하게 상승하게 되며, 따라서 초음파 등의 외력에 의해 기포가 파열되는 순간적으로 고압, 고온장이 생성된다. 이렇듯 나노버블은 수중에서 소멸되는 과정에서 기포 안에 초고압, 초고온을 형성하며 많은 에너지를 발산하게 된다.

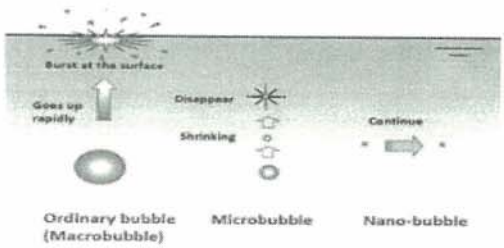


Fig. 2. Flotation characteristics among normal, nano/micro bubbles

기포 안에 초고압, 초고온을 형성하며 많은 에너지를 발산하게 되는 원리를 이용하여 배관이나 밸브류의 내·외부에 형성된 오염산화물을 미세기포 제염기술로 활용하면 최대의 효과를 볼 수 있다.

2.2 나노/마이크로 버블 특징

보통 거품은 표면으로 상승하고 마이크로버블은 수중에서 소멸하며 나노버블은 몇 달 동안 지속된다. 일반적인 기포는 물속에서 상승하여 표면에서 파열하지만 마이크로 버블은 수중에서 축소하여 결국 소멸(완전 용해)되는 것이다. 이것은 나노/마이크로 버블이 매우 뛰어난 기체의 용해도를 가지고 있다는 것을 보여주고 있다. 일반적으로 기포의 상승속도는 Stock's 법칙을 따르며 직경이 50㎛ 이하의 마이크로버블은 상온인 수중에서 84㎜/min으로 상승하는 것으로 조사되었다. Takahashi의 연구조사를 보면 상온(23℃)에서 증류수중의 기포크기에 따른 상승속도를 조사한 결과를 Fig 3과 같이 나타내었다.

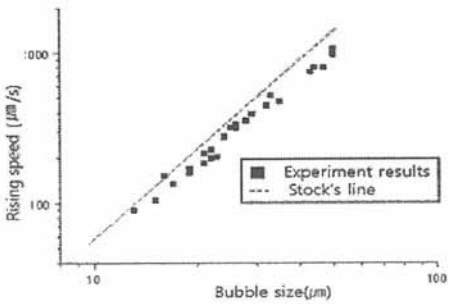


Fig. 3. Rising rate by bubble sizes(distilled water at 23℃)

기포가 기본적으로 입자에 부착하기 위해서는 입자의 표면을 감싸고 있는 전위 여역을 뚫고 들어가야 한다. 입자의 전위영역은 입자의 계면특성과 액체의 pH 등에 의해 결정되는데, 기포의 크기가 작으면 전위차가 크더라도 쉽게 뚫고 들어가 입자와 부착할 수 있다. 이때 입자와 기포가 부착하면 입자의 상대적 비중이 감소하므로 액체 또는 고체와 분리하여 최종적으로 세정의 효과를 발휘할 수 있다.(Fig. 4 참조)

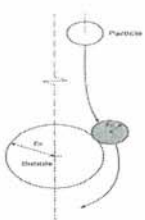


Fig. 4. deposition characteristics between nano/micro bubbles and particle sizes

2.3 개발기술의 용도 및 적용분야

수십㎛규모의 매우 작은 크기와 단위체적당 비표면적이 크고 음전하를 띈 미세기포의 성질을 이용하여 오염 표면에 깊이 침투가 가능하고 용액중 슬러지 등의 산화물을 포획한 후 기포의 부력에 의해 오염물을 부유시켜 짧은 시간에 오염물 제거할 수 있다. 원자력발전소 증기발생기 U-tube 2차측에 축적된 슬러지 제거에 현재 사용되고 있는 슬러지 Lancing 방법은 2차 폐액이 다량으로 발생하며, 장비설치 등 작업자 피폭이 큰 문제점이 발생되었는데 나노/마이크로 버블을 사용하면 작업자의 피폭저감과 2차폐기물을 저감할 수 있을 것으로 기대된다.(Fig. 5 참조)

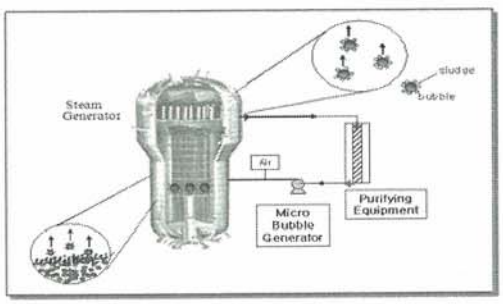


Fig. 5. S/G U-tube nano/micro-bubble cleaning

3. 결론

국내 원자력시설의 운전 중 유지·보수 시 다량의 방사성 금속폐기물이 발생하고 있으며 차후 원자력시설 해체 작업 시 많은 양의 금속폐기물이 발생될 것으로 예상되고 있다. 원전 1기 해체 시(1,000 Mwe PWR 기준) 약 10,000 Ton이 금속폐기물이 발생될 것이고 이 중 약 5,000 Ton이 방사성폐기물로 예상되고 있다. 방사성 금속폐기물 중 배관 및 밸브 류 등이 약 50%를 차지하고 있어 현 제염방식으로는 배관 내부의 고착 및 유리성 오염제거에 어려움이 많지만 나노/마이크로 버블을 이용하여 세정을 하면 배관 내부의 오염제거에 탁월한 성능을 보일 것으로 예상되고 있다.

4. 참고문헌

[1] 박사논문, 나노/마이크로 버블장치의 개발 및 응용, 조도현, 2011년.
[2] J. Phys. Chem. B, 111, 107, Takahashi, M. 2003
[3] soft matter,7,40, V. S. J. Craig, 2011.
[4] Phys. Rev. Lett. 98. 136101, Xue H. Zhang, Abbas Khan, and William A. Ducker, 2007.

연소도 이득효과 고려시 Bounding Axial Profile을 적용한 End Effect 영향 연구

노경용[1], 차길용[1], 김이수[1], 이우교[1], 김태만[2], 백창열[2] 김순영[1*]
[1](주)래드코어, 대전 유성구 관평동 784
[2]한국방사성폐기물관리공단, 대전 유성구 대덕대로 1045
*sykim@radcore.co.kr

1. 서론

최근 국내원전의 사용후핵연료 소내 임시저장시설이 2024년경 포화상태에 이를 것으로 예상되는 상황에서 대량의 사용후핵연료를 저장할 수 있는 별도의 중간저장시설이나 처분장 건설이 요구되고 있다. 더불어 사용후핵연료 운반·저장 시스템을 대용량화 하여 경제성을 향상시키는 방안으로써 국내외에서 연소도이득효과(Burnup Credit, BUC)에 관한 활발한 연구가 진행 중에 있다.

BUC 연구는 임계 보수성을 확보 및 검증하는 것이 주된 작업이고, 그 일환으로 축방향 연소도 분포가 임계에 미치는 영향에 대한 연구가 필요하다.

본 연구에서는 연소도가 축방향으로 균일한 사용후핵연료 집합체와 분포를 가지는 사용후핵연료 집합체에 대한 임계값의 정량적인 차이인 End Effect를 Bounding Axial Profile(BAP)을 적용하여 계산하였다.

또한 12개 연소도 그룹의 BAP을 사용한 계산결과와 Average Axial Profile(AAP)을 사용한 계산결과와의 비교도 수행하였다.

2. 본론

2.1 연구방법

End Effect 계산을 위해 YAEC-1937[1]의 축방향 연소도 데이터베이스 중 국내에서 발생되는 사용후핵연료 집합체 형태인 WH17x17과 CE16x16에 대한 데이터 총 1135개를 대상으로 선정하였다.

선정된 데이터 1135개를 12개 연소도 그룹으로 분류하였고 분류된 각각의 그룹에 대해 사용후핵연료 집합체를 축방향으로 18개 노드로 나누어 노드별 연소도를 적용한 후 동위원소 함량을 계산하였다.

동위원소 함량 계산에는 SCALE 코드시스템 내 ORIGEN-ARP 모듈[2]이 사용되었다. 임계계산을 위한 동위원소로는 U234, U235, U238, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Pu242, Am241, O16을 선정하였고, 이러한 동위원소 함량은 MCNP5(build 1.60) 전산코드[3]의 핵임계 계산 입력문에 물질정보로 사용되었다. 핵단면적 자료로는 ENDF-B/VI를 사용하였다.

2.2 연구내용

12개 연소도 그룹별 동일한 연소도 조건하에서 모든 Axial Profile(AP)을 적용하여 1135개의 임계값을 계산하고 그룹별로 가장 높은 임계값을 가지는 BAP를 선정한 후 BAP를 적용한 임계값과 12개 그룹별 평균 연소도를 적용한 임계값을 Table 1에 나타내었다.

BAP를 적용하여 계산한 12개 연소도 그룹의 임계값과 평균 연소도를 적용한 임계값의 차이를 계산한 결과, 연소도가 34 GWd/MTU 미만의 8개 그룹에서는 End Effect가 음의 값이 나타났고 연소도가 34 GWd/MTU 이상의 4개 그룹에서는 End Effect가 양의 값이 나타났다. 그 결과를 Fig. 1에 나타내었다.

BAP를 적용한 Fig. 1과 AAP를 적용한 Fig. 2[4]의 End Effect를 비교해보면 연소도가 34 GWd/MTU 이하에서는 BAP를 적용한 경우가 AAP를 적용한 경우보다 End Effect 값이 증가하였으나 여전히 음의 값을 가지고 있는 것을 알 수 있다. 그리고 AAP를 적용한 경우에서는 음의 값을 나타내던 연소도 34 ~ 42 GWd/MTU 사이의 두 개 그룹이 BAP를 적용한 경우에서는 양의 값으로 나타났다. 또한 연소도 42 GWd/MTU 이상의 두 개 그룹에서는 BAP를 적용하였을 경우의 End Effect 값이 AAP를 적용하였을 경우의 End Effect 값보다 10배 정도 증가 하였다.

End Effect가 양의 값을 가진다는 것은 축방향으로 연소도 분포를 가지는 경우가 더 보수적임을 의미한다.

Table 1. k_{eff} using Bounding Axial Profile

Burnup (GWd/MTU)	k_{eff} of BAP	S.D.	k_{eff} of average burnup	S.D.
~6	0.85389	0.00028	0.85479	0.00026
6~10	0.83848	0.00027	0.83981	0.00027
10~14	0.82193	0.00025	0.82431	0.00026
14~18	0.80607	0.00030	0.80895	0.00024
18~22	0.78965	0.00026	0.79337	0.00025
22~26	0.77436	0.00036	0.77785	0.00027
26~30	0.76132	0.00047	0.76246	0.00025
30~34	0.74648	0.00046	0.74663	0.00023
34~38	0.73859	0.00072	0.73164	0.00025
38~42	0.72946	0.00081	0.71757	0.00024
42~46	0.71676	0.00090	0.70239	0.00023
46~	0.70927	0.00101	0.68929	0.00022

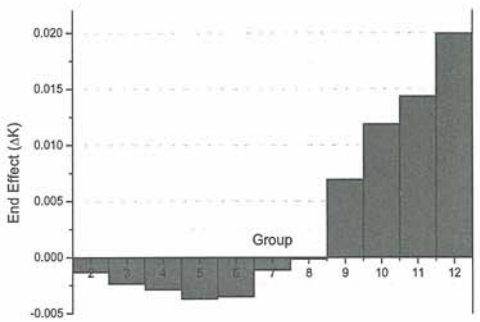


Fig. 1. End effect using bounding axial profile

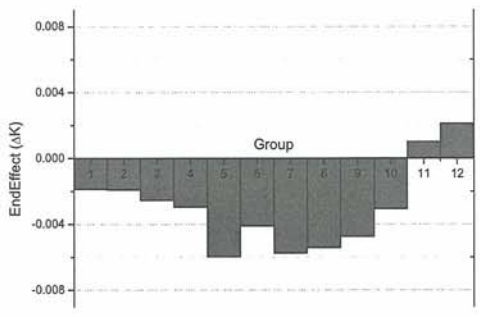


Fig. 2. End effect using group averaged axial profile

3. 결론

본 연구에서는 YAEC-1937의 축방향 연소도 데이터베이스를 대상으로, BUC 고려시 BAP를 적용한 End Effect 영향 연구를 수행하였다. BAP를 적용한 경우, AAP를 적용할 시 음의 값을 나타냈던 2개의 연소도 그룹(9 및 10 그룹)에서 양의 값을 나타냄을 확인하였다. 또한, AAP 적용 시의 End Effect 값보다 최대 10배 정도의 차이가 나타났다. 따라서, End Effect 평가는 BAP를 적용하여 수행되어야 보수성을 더욱 확보할 수 있음을 확인 할 수 있었다. 본 연구는 사용후핵연료 운반·저장 용기 설계에 BUC를 고려할 때 임계 보수성 확보를 위한 기초자료로서 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 지식경제 기술혁신사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] R. J. Cacciapouti, S. Van Volkinburg, "AXIAL BURNUP PROFILE DATABASE FOR PRESSURIZED WATER REACTORS," YAEC-1937, Yankee Atomic Electric Company Nuclear Services Division, Bolton, Massachusetts, 1997

[2] I. C. Gauld, S. M. Bowman, J. E. Horwedel, et al., "ORIGEN-ARP: AUTOMATIC RAPID PROCESSING FOR SPENT FUEL DEPLETION, DECAY, AND SOURCE TERM ANALYSIS," Version 6, Vol. I, Sect. D1, Oak Ridge, USA, 2009.

[3] X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5," Vol. II, LA-CP-03-0245, Los Alamos, USA, 2003.

[4] 노경용 외5명, "연소도 이득효과 적용시 그룹별 End Effect 영향연구," 2012년 대한방사선방어학회 추계학술발표회, pp.144-145, 제주, 2012.

CZT 반도체 검출기를 이용한 국내 원전 1차 계통의 복합적인 선원 항 측정 가능성 시험

강서곤*, 강화윤, 문진수, 이병일, 김정인
한수원(주)방사선보건연구원, 서울시 도봉구 우이천로 308
u97k4651@daum.net

1. 서론

원전 계통 내 선원 항 분석은 적극적인 ALARA 및 원전 작업종사자들의 정확한 피폭량 산정에 반드시 필요하다. 이러한 이유로 프랑스전력공사(EDF)[1]-[4] 및 AEP (American Electric Power)는 CZT를 이용한 선원 항 분석을 수행해 오고 있다[5]. CZT는 상온에서 별도의 냉각장치 없이 사용 할 수 있어 소형으로 제작 가능하고 에너지 분해능도 좋아 HPGe 검출기를 대신한 좋은 원전 내 선원 항 모니터링 검출기로 사용되고 있다. 본 연구는 국내 최초로 국내 원전의 1차 계통에 대한 선원 항 측정을 시도 하여 여러 종류의 미지의 선원들이 같이 존재하는 상황에서 선원 항 분석 가능성을 시험하였다.

2. 본론

2.1 측정 방법

국내 원전의 1차 계통의 선원 항은 매우 다양하다. 1차 계통내 선원 항은 CRUD(Chalk River Unidentified Deposit)라 불리우는 방사성부식물들이다. 이 중 작업종사자들에게 주로 영향을 미치는 핵종은 Co-58과 Co-60이지만 이외에 다양한 핵종들이 혼재하여 영향을 주고 있다. 측정은 국내 경수로 원전 계획예방정비기간에 실시하였다.

Table 1. Measurement conditions

	Cold Leg		Manway
	Before H_2O_2	After Clean-Up	After Clean-Up
Time(Sec)	28600	3600	1200
CPS	800-1200	880	20000
Dose Rate	450±50μ Sv/h	450±50μ Sv/h	8mSv/h

CRUD가 1차 계통수 내 가장 많이 존재 할 때는 정지화학 처리 조건 중 과산화수소를 사용하여 CRUD를 계통 배관 내벽에서 떼어내고 정화 운전을 통하여 CVCS계통에서 CRUD를 제거 할 때다. 이와 같은 조건을 고려하여 정화운전 전후 후 측정을 수행 하였고(Table 1 참조), 측정 위치는 Steam Generator(S/G) Cold Leg과 Manway 입구에서 각각 측정을 하였다(Fig 1 참조).

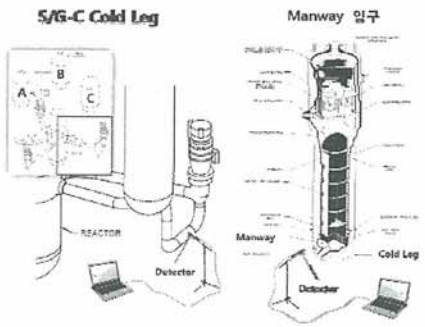


Fig. 1. Measurement points, S/G ColdLeg(Left), In front of Manyway(Right)

2.2 CZT 반도체 검출기

사용된 CZT반도체 검출기는 저 준위용으로(약 500μSv/h) eV Products의 CPG 및 CAPture Plus 두 종류와 중 준위 또는 고 준위용인(수 mSv/h~수십 mSv/h) GBS의 SDP 310 모델을 사용 하였다. 저 준위용은 MCA(Muti-Channel Analyzer) 내장형이고, SDP 310은 검출기와 MCA분리형으로 MCA-166을 사용하였다. 분석프로그램은 각 제조사에서 제공한 CPG 및 CAPture Plus 용 iSpectrum, SDP 310용 MiniMCA를 사용하였다.

SDP310

$$Energy(ke\,V) = 0.849 \times N^{Channel} - 2.057 \quad (1)$$

CAPture Plus

$$Energy(ke\,V) = 0.487 \times N^{Channel} - 181.221 \quad (2)$$

CPG

$$Energy(ke\,V) = 0.494 \times N^{Channel} - 177.997 \quad (3)$$

식 (1), (2), (3)은 각 검출기의 채널별 에너지 변환 식을 나타낸 것이다.

2.3 측정 결과

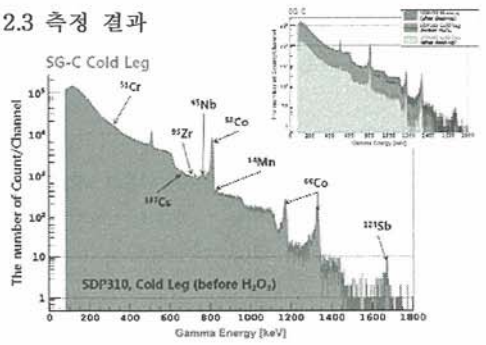


Fig. 2. Measured Isotopes

검출된 핵종은 Fig 2. 와 같다(특성 피크가 가장 잘 보이는 SDP 310 데이터). 주요 검출 핵종은 Co-58, Co-60 이며, Mn-54, Zr-95, Nb-95 도 검출 되었다. S/G Cold Leg과 Manway의 스펙트럼 비교에서는 특성 피크는 같게 나왔지만, 각 선원항의 intensity는 다르게 측정 되었다(Fig 2 오른쪽 상단). 고 에너지 영역의 Sb-124는 측정된 데이터 부족으로 확실하지 않으며, Cs-137 및 Cr-51은 배경사상에 묻혀 확인하기 어렵다. 다만, Sb-124는 EDF의 경우[4], Cs-137은 AEP 사례에서 보고된 바가 있다[5]. Cr-51은 1차 냉각수 시료 분석을 통하여 자주 검출 된 핵종이다. 계발중인 측정시스템을 사용한 결과로 정량적 측정은 수행하지 못하였고, 정성적 분석만 수행 하였다.

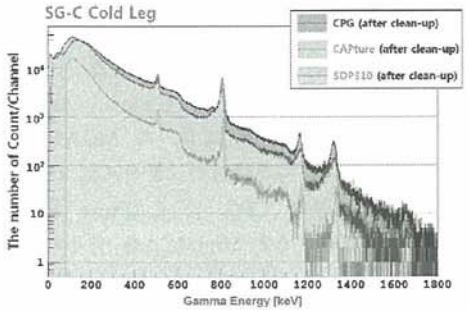


Fig. 3. Gamma spectra for each detector

저 준위용 검출기는 효율은 좋지만 에너지 분해능이 낮아 선량률에 기여도가 작은 핵종에 대하여 구분이 어렵다. 하지만 Co-58 및 Co-60과 같은 주요 핵종에는 같은 결과를 보였다.

3. 결론

원전에서는 운전 조건에 따라 검출될 핵종이 다를 수 있으므로 측정 시간이 중요한 요소이다. SDP310과 같이 분해능이 좋아도 측정 시간이 너무 길면 운전 조건변화에 대한 핵종의 변화를 알기 어렵지만, 방사성폐기물의 경우에는 장시간 측정이 가능하므로 분해능이 우수한 검출기 사용도 고려 할만하다. 본 측정 시스템의 핵종 분석 프로그램(background 신호 및 배관의 모형 재질 등을 고려한 보정)을 개발 중이라 측정된 핵종의 정량적 데이터를 얻지 못했지만, 폐기물 처리시 핵종에 대한 방사선 방호 계획을 세우기 위해서는 분석 프로그램 없이 본 시스템을 바로 적용 가능 할 것으로 보인다. 또한 휴대성이 좋아 다양한 곳의 복합적인 선원 항들의 분석에 용의한 장점도 있다.

4. 감사의 글

본 연구를 지원 해 주신 한국수력원자력(주) 및 측정에 도움을 주신 발전소 담당들께 감사를 드립니다. 본 연구는 한국수력원자력(주)의 "CZT를 이용한 선원 항 모니터링 및 피폭선량 예측기술 개발"과제 일환으로 수행 되었습니다.

5. 참고문헌

[1] L. Guinard et al., 2008, Review of the evolution of international collective radiation exposure and associated good practices, with special focus on Source Term Reduction strategies for EDF PWRs, ISOE European ALARA Symposium, Turku (Finland).

[2] G. Ranchoux et al., 2009, Source Term Reduction Strategies for EDF PWRs, ISOE International ALARA Symposium, Vienna.

[3] A. Rocher et al., 2009, New CZT measurement device - Comparison with EMECC measurements in EDF PWRs, ISOE European ALARA Symposium, Vienna.

[4] J. Bonnefon, et al., 2012, CZT technology applicaion at EDF, ISOE(International Symposium on Occupational Exposure), Prague(Czech Republic).

[5] David W. Miller and Zhong He, 2012, Field Application of CZT Detector for Evaluation of Radiation Source Term, 2012 Asian ISOE ALARA Symposium, Tokyo(Japan).

가동중 원전 아연주입에 따른 폐기물발생과 처리방안에 대한 고찰

박기호*, 김정인, 최 훈, 이병일
한수원(주)방사선보건연구원, 서울 도봉구 쌍문3동 388-1
33001573@khnp.co.kr

1. 서론

1차 냉각재 계통내에 아연이 주입되면 냉각재로 치환되어져 나온 니켈, 방사성 코발트 등의 함량이 높아지며 결과적으로는 폐수지의 방사선량과 처리 부하량이 크게 증가하게 된다. 또한 Natural Zinc를 주입한 경우에는 Zn-64가 중성자 감마 반응을 통해 Zn-65 로 생성되면서 역시 고체폐기물의 방사선량과 부하에 영향을 주게 된다.

그러나 이러한 방사선량의 증가는 궁극적으로 발전소 작업자의 작업중 피폭량에는 크게 영향을 미치지 못하는데, 이는 이러한 방사선량의 증가가 매우 느리게 진행되며 또한 보건물리 담당자들에 의해 쉽게 모니터링 되면서 적절한 대책이 사전에 수립되어지기 때문이다. 계속적인 아영주입 운전이 진행되는 경우 냉각재 계통의 산화막에 남아있게 되는 방사선 코발트의 양은 점차적으로 감소하게 되어 최종적으로는 수지에 의해 처리되어지는 양과 이에 따라 발생되는 고체 폐기물의의 양도 감소하게 될 것을 예상할수 있다. 본론에서는 액체 유출물, 폐수지, 폐필터 등 발전소 폐기물 발생과 처리에 대해 구체적으로 다뤄보기로 한다.

2. 본론

2.1 액체 유출물

아연주입 용액에는 붕소가 포함되어 있지 않으므로 아연을 주입하면 냉각재 중의 붕소 농도가 희석되는 효과가 있다. 또한 아연 용액을 1 차 계통에 주입하게 되면 냉각재 재고량이 증가하므로, 증가한 만큼 제거해주어야 한다. 만약 발전소에 붕소회수계통을 활용하고 있는 경우에는 아연주입과 관련해 증가된 추출 유량은 붕소회수탱크를 통해 1 차 계통 보충수로 재활용되기 때문에 액체 유출물에 별다른 영향을 주지 않는다. 그러므로 아연주입으로 인해 야기되는 붕소회수계통 운전에 대한 영향은 무시 가능한 정도로 판단된다. 냉각재 취출수가 붕소회수계통에 처리되지 않는 경우, 최종적으로 폐기물 형태로 배출된다.

폐기물저장탱크에서 처리한 경우 아연이 주입된 기간에는 폐기물 처리 부하량이 20 % 증가하는 경향이 있다. 폐기물처리 부하량을 감소시키기 위해서는 고농도 아연 원액을 주입하는 것이 바람직하다.

2.2 정화용 탈염기 성능

냉각재 취출수 중의 아연 이온은 CVCS 정화용 탈염기를 통해 쉽게 제거된다. 양이온 탈염기와 혼상이온 탈염기 모두 취출수 중의 아연 이온을 제거하는 데에는 문제가 없는 것으로 조사되었다. 리튬 이온과 비교하여 안연 이온에 대한 일반적인 혼상 탈염기의 선택도를 평가해 본 결과, 혼상 탈염기의 선택도는 2가의 금속 양이온에 대한 같은 것으로 나타났다. 외국원전의 사전평가결과 40 ppb의 아연이 주입되더라도 30ft3 용량의 탈염기를 포화시키지 않고 운전 가능할 것으로 예상되면 이후 실적용 운전에서도 예상했던 바와 같이 1대의 혼상 탈염기만으로도 충분한 수용 능력이 있음이 확인되었다. 앞선 원전의 경험을 비추어 보았을때 국내 원전의 경우 어떠한 주입전략을 채택하더라도 탈염기 운영에는 별다른 영향을 주지 않고 운전이 가능할 것으로 판단된다.

2.3 필터교체량

1차계통의 부식생성물 생성, 이동에 영향을 미치는 인자는 매우 다양하므로(pH 운전체계, 기동/정지시 운전절차 등), 특정 발전소의 부식생성물 재고량을 예상하기란 어려운 이이다. 1차계통에 아연을 주입하게 되면 일시적으로 부식생성물과 방사성 코발트의 함량이 증가하는 현상이 나타나지만 발전소별로 여러 인자들의 영향이 복합적으로 작용하기 때문에 이를 곧바로 필터 교체량과 연관지어 정량적으로 설명하기는 어렵다. 또한 한 발전소 내에서도 주기별로 사용한 필터의 규격이 다른 경우가 많아 아연주입 운전이 필터교체량 증가에 어떠한 영향을 미쳤는지를 파악하기가 더욱 복잡한 측면이 있다.

해외원전의 경우, 9주기 동안 아연주입에 따른

필터 교체량에 대한 평가가 수행된 바 있다. 9주기 운전기간 동안 총 10개의 Letdown 필터가 교체되었으며, 이러한 필터 소모량은 정상 운전 중 4개, 핵연료 재 장전 정비기간 중 5개의 필터 교체 작업이 수행된 다른 발전소의 10주기의 경험과 유사한 것으로 평가되었다. 두 발전소 모두 아연주입 전의 필터 교체이력에 대한 정보를 입수할 수 없어 아연주입 전후의 필터 교체량에 대한 정확한 평가는 어려우나, 동 원전 관계자에 따르면 아연주입 첫 주기 운전 후의 보수정비기간 동안에는 필터 교체량이 아연주입 전 주기에 비해 약간 증가하였으나 이후 주기부터 아연주입 전주기 수준으로 감소되었던 것으로 조사되고 있다. 핵연료 초음파 세정을 실시한 이후 낮은 농도로 아연을 주입한 원전에서는 아연주입 첫 주기 운전 후에도 필터 교체량에는 별다른 변화가 없었던 것으로 조사되었다.

다소 부족하긴 하지만 이상의 필터 교체량에 대한 발전소 자료를 바탕으로 고찰해 보았을 때, 국내 원전에서 아연주입 운전을 하는 경우 처음 2주기 동안은 다음의 권고사항을 따르는게 바람직할 것으로 판단된다.

1) 여분의 필터를 충분히 구비한다.
2) 필터 교체기준을 가급적 최대치로 설정하여 운영한다.
3) 미세 필터를 사용하고 있는 경우에는, 필터 사용량이 크게 증가할 것에 대비하여 큰 규격의 필터도 함께 구비한다.

3. 결론

앞에서 언급한바와 같이 아연주입을 실시하게 되면 배관의 건전성향상, 계통 내 부식생성량을 및 방사성코발트 생성량을 획기적으로 감소시키는 것으로 보인다. 이에 따라 계획예방정비기간 중 발생하는 종사자피폭을 감소시킬 수 있으며, 정비기간도 단축시키어 발전소 가동율 향상에도 도움이 될 것으로 판단된다. 그러나 1차 냉각재 재고량은 일정해야 되므로 아연주입의 원인으로 발생하는 잉여분의 폐기물처리비용이 아연주입의 효과보다 커지게 되면 아연주입을 중단해야 할지도 모른다. 그렇지 않기 위해서는 적정한 아연주입양의 결정과 주입방법을 개발하는 것이 우선시된다 향후 해외사례 등을 참조하여 추가적인 연구가 필요한 것으로 보인다.

4. 참고문헌

[1] Overview Report on Zinc injection in PWRs, EPRI, Palo Alto, CA 2001: 10020.
[2] Evaluation of Zinc Addition to Primary Coolant fo PWRs EPRI, Palo Alto CA: October, 1996, TR-106358, Vol. 1.
[3] Evaluation of Zinc Addition During Cycle at Diablo cayon unit 1. EPRI, 1999, TR-113530.



Korean Radioactive Waste Society

대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
한국원자력연구원 원자력사업기술지원시설 지원동 (53A) 202호
TEL : +82-42-861-5851, +82-42-866-4205 FAX : +82-42-861-5852
E-mail : krs@krws.or.kr http://www.krws.or.kr