ISSN 1738-1142

Volume 11(2) 2013

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2013

한국방사성폐기물학회
학술논문요약집

– 2013년 가을 –

일시 : 2013. 10. 17(목)~18(금)
장소 : 라마다프라자 제주호텔
후원 : 한국수력원자력(주), (주)대왕콘,
(주)포스코플랜텍, 주)넥스지오

사단법인 한국방사성폐기물학회

ISSN 1738-1142

Volume 11(2) 2013

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2013

한국방사성폐기물학회
학술논문요약집

– 2013년 가을 –

일시 : 2013. 10. 17(목)~18(금)
장소 : 라마다프라자 제주호텔
후원 : 한국수력원자력(주), (주)대왕콘,
(주)포스코플랜텍, (주)넥스지오

사단법인 한국방사성폐기물학회

목 차

제1분과 후행핵연료주기기술 및 정책(ORAL)

08:40~09:00 공학규모 전해환원 공정기술 개발 27
허진목 · 오승철 · 홍순석 · 최은영 · 박우신 · 임현숙 [한국원자력연구원]

09:00~09:20 Study on Exchange Current Density of $LaCl_3$ in LiCl-KCl Molten Salt 29
K. H. Lim, B.Y. Kim and J.-I. Yun [KAIST]

09:20~09:40 원격 LIBS 장치를 이용한 염화포타슘 매트릭스에서 세륨 분석 31
이용훈 · 최대웅 · 공용득 [목포대학교], 한보영 [한국원자력연구원]

09:40~10:00 콘크리트 오버팩의 내충격성능 평가 33
이상훈 · 조상순 · 전재언 · 서기석 [한국원자력연구원]

10:30~10:50 파이로 폐기물의 포장용기 개념설정 및 붕괴저장 방안분석 35
이주찬 · 방경식 · 서중석 · 서기석 · 박근일 [한국원자력연구원]

10:50~11:10 사용후핵연료 중간저장시설 설계 경향 분석 37
윤형준 · 김효일 · 박정수 · 김영복 · 정재훈 · 나한정 · 최광순 [한국전력기술㈜]

11:10~11:30 VHTR 사용후핵연료 사일로 선원항 및 차폐평가 39
최영환 · 강성규 · 오재용 · 고재훈 · 박제호 [㈜코네스코퍼레이션]
이원재 [한국원자력연구원]

11:30~11:50 Seismic Tipping Response Characteristics at Inclined Surface 41
Tae Myung Shin [UT]

제1분과 후행핵연료주기기술 및 정책(POSTER)

P0101 임계적 최적화를 통한 건식저장용기 제작비용 절감 방안 고찰 45
김윤식 · 이강욱 · 박제호 · 최규섭 [㈜코네스코퍼레이션]

P0102 건식저장 수행을 위한 사용후핵연료 관리상황별 환경변화 분석 47
국동학 · 양용식 · 김영준 [한국원자력연구원]
구양현 · 이성기 [한전원자력연료㈜], 이상진 [한국원자력환경공단]

P0103 사용후연료 저장조 관련 US NRC의 후쿠시마 후속조치 현황 49
김동학 · 이재용 · 김명기 [한수원㈜중앙연구원]

P0104 콘크리트 저장용기 mock up 및 결과 분석 51
백창열 · 김태만 · 윤정현 [한국원자력환경공단], 박주문 [㈜대왕콘]

P0105 콘크리트 저장용기의 유로조건시험 53
방경식 · 유승환 · 이주찬 · 서중석 · 서기석 [한국원자력연구원]

P0106 MSC.marc를 활용한 CASK용 Fuel Tube의 V-Bending 공정 예측 55
김민수 · 김수용 · 최환도 · 조장근 · 정희균 [㈜포스코플랜텍]

P0107 중수로 사용후핵연료 건식저장시설 열해석 57
이동규 · 박제호 · 성낙훈 [㈜코네스코퍼레이션], 정성환 [한수원㈜중앙연구원]

P0108 중수로 사용후핵연료 건식저장시설 구조물 열화현상 검사 59
정성환 · 정윤창 · 맹성준 [한수원㈜중앙연구원]

P0109 VHTR 사용후핵연료 콘크리트 사일로 임계평가 61
박제호 · 강성규 · 김윤식 · 이강욱 [㈜코네스코퍼레이션]
이원재 [한국원자력연구원]

P0110 사용후핵연료 저장 용기의 Fuel guide tube 용접 기술 개발 63
주성민 · 박광수 · 김흥주 [포항산업과학연구원]

P0111 사용후핵연료 운송 및 저장 용기의 핵심 부품 제작 기술 65
김수용 · 김민수 · 배성한 · 김일동 · 정희균 [㈜포스코플랜텍]

P0112 사용후핵연료 운반 및 저장 겸용 용기의 구성 소재 및 기술 개발 동향 67
이경황 · 박종원 · 박신화 [포항산업과학연구원]

P0113 사용후핵연료 건식저장 장기 건전성평가 시험기술 69
김대호 · 양용식 · 국동학 · 장정남 · 최종원 [한국원자력연구원]]

P0114 사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 핵연료피복관의 공기중 산화거동 ... 71
방제건 · 김선기 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0115 사용후핵연료 저장조 사고시 피복관 공기중 산화거동 및 반응속도에 관한 연구 73
김선기 · 방제건 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0116 습윤 분위기에서 UO_2 핵연료 소결체의 산화거동 75
김건식 · 김동주 · 이영우 · 오장수 · 김종헌 · 양재호 · 전태현 [한국원자력연구원]

P0117 EPMA를 이용한 UO_2 핵연료 첨가물의 반정량 분석 77
정양홍 · 유병옥 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]

P0118 수송 · 저장용기 핵연료집합체 균질고체 모델링을 위한 최대 피복관 온도 분석 79
김형진 · 강경욱 · 윤정현 [한국원자력환경공단], 이동규 [㈜코네스코퍼레이션]

P0119 지르칼로이-4 튜브를 이용한 수소화물재배열 문턱 응력 평가 81
김영준 · 국동학 · 구양현 [한국원자력연구원], 김신재 [한국원자력환경공단]

P0120 조사 피복관에 대한 반복 내압을 이용한 저주기 피로시험 기술개발 83
장정남 · 김성근 · 서항석 · 김도식 [한국원자력연구원]

P0121 조사된 핵연료봉내 방출된 핵분열 생성기체량 측정 및 불활성 기체 분석기술 개발 85
김희문 · 백승제 · 김길수 · 백상열 · 안상복 [한국원자력연구원]

P0122 핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치 개발 87
서항석 · 김도식 · 전용범 · 이형권 · 권형문 · 장정남 · 권인찬 [한국원자력연구원]

P0123 핵연료 골격체 연결부 강도 평가를 위한 조사시편 제작 및 인장시험 89
진영관 · 백승제 · 김도식 · 김길수 · 유병옥 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]

P0124 가압경수로 사용후핵연료 감마스캐닝 분석 소프트웨어 개발 91
권형문 · 이형권 · 오완호 · 김도식 [한국원자력연구원], 김상용 · 조성래 [㈜네오시스코리아]

P0125 가압경수로형 핵연료의 봉내압 측정시험 93
이형권 · 김도식 · 전용범 · 서항석 · 권형문 · 장정남 · 김성근 [한국원자력연구원]

P0126 금속 우라늄 분말 내 수소 동위원소 전달현상 모델링 95
박종철 · 이정민 · 구대서 · 정흥석 [한국원자력연구원]

P0127 파이로 공정 모니터링을 위한 LIBS 안전조치 적용 기술 개발 97
한보영 · 김연실 · 최대웅 · 박세환 · 김호동 [한국원자력연구원], 이용훈 [목포대학교]

P0128 파이로 건식공정 사용후핵연료 산화처리장치 개량 99
김영환 · 이재원 · 조광훈 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0129 소결(CO_2)-냉각-환원(H_2)의 처리에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조 101
나상호 · 신희성 · 김호동 · 박세환 · 송대영 · 한보영 · 서희 · 원병희 [한국원자력연구원]
유명준 [한전원자력연료㈜]

P0130 산소농도 변화에 따른 UO_2 펠렛 산화 및 분말 특성 103
이재원 · 조광훈 · 강상준 · 김영환 · 박희성 · 이정원 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0131 TG를 이용한 분위기(CO_2) 소결펠렛의 환원시 O/U비 변화 105
나상호 · 이윤지 · 민병연 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]
유명준 [한전원자력연료㈜]

P0132 디지털목업기술을 이용한 전처리공정 모듈화 및 연계성 설계 107
박희성 · 김영환 · 조광훈 · 이재원 [한국원자력연구원]

P0133 LiCl 용융염에서 $NiO-Nd_2O_3$ 복합산화물의 환원특성 평가 109
지현섭 · 류효열 · 정상문 [충북대학교]

P0134 선택용해법에 의한 SIMFUEL 파이로공정 전해환원 공정시료 환원율 측정법 개발 111
조영환 · 권혜정 · 최은영 · 이재원 · 연제원 [한국원자력연구원]

P0135 전해환원 공정의 우라늄 금속전환체 잔류염 제거 특성 113
김익수 · 박승국 · 최윤동 · 조운형 · 허진목 [한국원자력연구원]

P0136 U-dendrite를 이용한 연속식 잉곳주조장치 개발 115
장준혁 · 강희석 · 이호세 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0137 LiCl-KCl 용융염에서 Mg 환원전극의 전기화학적 특성 117
류효열 · 지현섭 · 정상문 [충북대학교]

P0138 전해정련 염이송장치 특성 및 설계 개선/제작 119
이성호 · 이호세 · 박기민 · 진형주 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0139 전해정련 공정에서의 용융염 레벨 측정 장치 121
강현우 · 박성빈 · 이성재 · 진형주 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0140 용해 조건에 따른 우라늄의 용융 특성 분석 123
이호세 · 장준혁 · 강희석 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0141 염화 우라늄 제조시 반응기에서 액위 측정방법 125
우문식 · 진형주 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0142 압축성형 방법을 이용한 U-dendrite의 용해방식 고찰 127
강희석 · 장준혁 · 이호세 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0143 다중배열 전해정련장치를 이용한 전해정련 129
이성재 · 박성빈 · 황성찬 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0144 PRIDE 전해정련장치 운전효율을 위한 개선 및 원격 운전성 평가 131
박성빈 · 이성재 · 강현우 · 진형주 · 황성찬 · 김정국 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0145 PRIDE 전해정련장치의 유지보수를 위한 원격 운전성 평가 133
진형주 · 박성빈 · 강현우 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0146 PRIDE 염탈수정제장치 제작설치 및 성능시험 135
정정환 · 황성찬 · 김인태 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0147 용융염 다단추출공정의 전산모델 개발 137
김광락 · 안도희 · 김시형 · 김택진 · 김가영 · 심준보 · 정재후 · 백승우 [한국원자력연구원]

P0148 PRIDE 카드뮴 증류장치의 개량 139
정재후 · 안도희 · 백승우 · 김광락 · 김택진 · 김시형 · 김가영 · 심준보 · 김인태 · 김경량
[한국원자력연구원]

P0149 액체 비스무스 음극에서의 레이저 표면처리한 알루미나의 안정성평가 141
김대영 · 이종현 [충남대학교], 심준보 [한국원자력연구원], 황일순 [서울대학교]

P0150 파이로 일관공정 시험시설 (PRIDE) 기술개발 현황 143
조일제 · 이종광 · 한종희 · 류동석 · 유승남 · 김성현 · 박병석 · 김기호 · 배명수 · 한성진
이원경 · 홍동희 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0151 PRIDE 셀장치의 원격 운전성 및 유지보수성 개선 145
한종희 · 이원경 · 한성진 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0152 파이로 아르곤 셀에서의 공정장치 원격 취급성 평가 147
김성현 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0153 파이로 공정시설의 운전 및 유지보수를 위한 원격 취급형 Borescope
시스템 개발 149
유승남 · 한종희 · 류동석 · 이종광 · 김성현 · 이원경 · 홍동희 · 박병석 · 김기호 · 조일제
[한국원자력연구원]

P0154 PRIDE 알곤셀 내부의 3D 영상 인프라 구축 151
류동석 · 이종광 · 한종희 · 배명수 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0155 BDSM 무선 제어시스템 구축 153
이종광 · 박병석 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0156 ACPF Argon Compartment 및 Purification System 설계 155
박병석 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]

P0157 파이로시설 화재 안전성 확보를 위한 우라늄 발화 연구현황 분석 157
유길성 · 문성인 · 정원명 · 구정회 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0158 파이로 핵물질 계량을 위한 통합비파괴측정장치(UNDA) 개발 159
서희 · 원병희 · 이승규 · 박세환 · 신희성 · 송대용 · 나상호 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0159 PRIDE 시설에서 핵물질 분석을 위한 원격 LIBS 장치의 제작과 성능 평가 .. 161
최대웅 · 공용득 · 이용훈 [목포대학교], 한보영 [한국원자력연구원]

P0160 레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 파이로 염폐기물 내에 우라늄 분석 163
김연실 · 한보영 · 나상호 · 박세환 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0161 사용후핵연료집합체의 플루토늄 계량을 위한 SINRD, CIPN 개발 165
박세환 · 오종명 · 이승규 · 안성규 · 서희 · 원병희 · 김호동 [한국원자력연구원]
S. Tobin, A. Lafleur and D. Henzlova [Los Alamos]

P0162 사용후핵연료 Pu 계량을 위한 XRF 시스템의 Compton suppression 적용성 평가 167
이승규 · 서희 · 권형문 · 김호동 · 박세환 [한국원자력연구원], 김용균 [한양대학교]

P0163 기준 파이로 시설에서의 Pu 측정 오차에 따른 MUF 불확도 평가 169
원병희 · 한보영 · 신희성 · 박세환 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0164 초전도칼로리미터를 이용한 DU용액 내 우라늄 동위원소 정량분석 171
장용식 · 박세환 · 한보영 [한국원자력연구원]
김건보 · 김용함 · 윤원식 · 이혜진 · 이민규 [한국표준과학연구원]

P0165 파이로프로세스 최종생성물 U/TRU/RE 잉곳의 물질매력도 173
안성규 · 조효제 · 서중석 · 권은하 · 김호동 [한국원자력연구원]]

P0166 파이로프로세스 최종생성물 U/TRU 잉곳의 U 및 RE 포함량에 따른 핵확산 저항성 및 안전조치에 미치는 영향 175
안성규 · 원병희 · 서희 · 권은하 · 박세환 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0167 Development of INPRO Collaborative Project Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools (PROSA) 177
H. L. Chang, E. H. Kwon, W. I. Ko and H. D. Kim [KAERI]

P0168 핵물질매력도 계산 자동화 프로그램 개발 179
김성용 · 안성규 · 권은하 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0169 Thoughts on Spent Fuel Management Issues in the ROK 181
Hyungmin Seo [KINAC]

P0170 핵연료주기 단위비용의 정규화 방법론 분석 183
윤새롬 [UST], 루씽 · 김성기 · 고원일 [한국원자력연구원]

P0171 공정단가의 불확실성이 핵주기 비용에 미치는 영향 185
김성기 · 강길범 · 고원일 [한국원자력연구원]

P0172 FCM 핵연료 장전 노심의 핵연료 주기 비용 예비 분석 187
정창준 · 이경훈 · 이원재 [한국원자력연구원]

P0173 파이로일관공정 동적 물질수지 가시화 모듈 개발 (I) 189
이효직 · 이선희 · 최성열 · 김성기 · 고원일 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]

P0174 미국 선진핵연료주기시설의 화재방호 안전성 평가방법 분석 191
김지현 · 서현석 · 전관식 · 박상훈 [㈜라드웍스], 유길성 [한국원자력연구원]

제2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성(ORAL)

08:40~09:00 경주방폐장 전원상실 민감도분석에 따른 이용불능도 산출 195
이경희 [한국전력기술㈜], 송승훈 [한국원자력환경공단]

09:00~09:20 방폐물 신분류체계 적용에 대비한 경주 방폐장 장기 인수 및 처분계획 197
윤정우 · 최광섭 · 정진우 [한국원자력환경공단]

09:20~09:40 고준위 방사성폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상의 통합적 수치 모델링 199
박상욱 · 김준모 [서울대학교], 김중휘 [중원대학교]
김용제 · 채병곤 · 최정해 [한국지질자원연구원]

09:40~10:00 지층처분 공동 주변 암반의 수리적-역학적 굴착손상영역(EDZ) 측정기법 개발 201
신중호 · 최병희 [한국지질자원연구원], 김형목 [세종대학교]

10:30~10:50 KURT 지하수의 우라늄 동위원소 분석을 이용한 핵종 장기거동 해석 203
백민훈 · 강문자 · 정종태 [한국원자력연구원]

10:50~11:10 벤토나이트 완충재의 THM 복합거동 특성 분석 및 연동 해석 205
윤찬훈 · 최영철 · 이창수 · 최희주 [한국원자력연구원]

11:10~11:30 경주벤토나이트로의 U(VI) 수착에 대한 표면복합수착 모델의 적용 207
민제호 · 이재광 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

11:30~11:50 High Sorptive Bentonite for Radioactive Iodine Removal in Deep Geological Repository 209
Minkyung Kim, Sungwook Choung and Wooyong Um [POSTEH]

제2분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성(POSTER)

P0201 건식저장 사용후핵연료의 국소온도 예측을 위한 전산유체역학 및 부수로 해석 기술 213
인왕기 · 서경원 · 곽영균 · 황대현 · 국동학 [한국원자력연구원]

P0202 결정질 암반내 심지층 시추공 안정성 평가 215
정용복 · 박의섭 · 천대성 · 최병희 [한국지질자원연구원]

P0203 공정부산물 처분에 따른 환경영향 평가시 RESRAD 코드의 활용 217
정종태 · 고낙열 · 백민훈 · 박태진 · 박정균 [한국원자력연구원], 최원철 [한국원자력안전기술원]

P0204 광역 수리지질 특성 평가 방법에 대한 연구 219
정재열 · 정해룡 · 윤정현 [한국원자력환경공단], 채병곤 [한국지질자원연구원]

P0205 구리와 철 시편을 담은 수용액에서 감마선 조사에 의한 가스발생과 금속이온 용출 221
이재광 · 민제호 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0206 단일 균열 암반 표면의 거칠기와 균열 간극에 따른 콜로이드 거동 관찰 223
이상화 [경희대학교], 김정우 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0207 단층 감시시스템 관측자료별 특성 분석과 해석 결과 225
황종선 · 조성일 · 박동희 · 최원학 · 장천중 · 박원홍 [한수원㈜중앙연구원]

P0208 미세조류와 방사성 세슘, 스트론튬, 우라늄의 반응 특성 227
이승엽 · 이지영 · 이재광 · 정종태 · 김경수 [한국원자력연구원]
정광환 · 이승엽 [서강대학교]

P0209 사용후핵연료 Cask Bodyshell 단조 해석 229
박광수 · 이경황 · 주성민 · 박신화 [포항산업과학연구원], 표주영 · 박종혁 [포스코특수강]

P0210 사용후핵연료 금속겸용 운반용기의 열전달 최적을 위한 열전달 핀 성능 평가 231
강경욱 · 김형진 · 윤정현 [한국원자력환경공단], 이동규 [㈜코네스코퍼레이션]

P0211 사용후핵연료 시추공 처분의 열적 해석 233
윤수현 · 하창주 · 김창락 [한전국제원자력대학원대학교]

P0212 사용후핵연료의 운송/취급 과정에서의 파괴기구 고찰 235
김정구 · 류주영 · 이성기 · 정일섭 [한전원자력연료㈜], 김진경 · 이상진 [한국원자력환경공단]

P0213 실험을 통한 온도에 따른 단결정광물의 용해현상분석 237
최정해 · 채병곤 [한국지질자원연구원], 서용석 [충북대학교]

P0214 안전성 평가를 위한 지하수내 핵종 이동 모의 코드 작성 및 검증 239
고낙열 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0215 압축벤토나이트에서 반응이동 모델링을 위한 LBM-Phreeqc 모델 개발 241
김정우 · 이재광 · 박태진 · 류지훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0216 원격 핵연료 해체기술을 이용한 중수로 사용후 연료봉 저장 방안 243
이정원 · 박창제 · 이도연 · 김영환 · 박희성 · 이재원 · 김인태 [한국원자력연구원]

P0217 저온분사 코팅구리의 물리화학적 특성 245
유맑고밝게빛나라 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원], 박동용 [㈜태광테크]

P0218 중 · 저준위 방사성폐기물 처분시설 콘크리트 사일로 기체침투압 및 투기계수 측정 247
김주엽 · 김주열 [㈜미래와도전], 정해룡 · 하재철 [한국원자력환경공단]

P0219 지체구조별 지구화학특성 분석 249
이정환 · 하재철 · 정해룡 · 윤정현 · 윤시태 [한국원자력환경공단]

P0220 지하수 내 핵종이동 특성확인을 위한 액체섬광계수기 시스템의 활용 및 측정 방법 251
박태진 · 민제호 · 김정우 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0221 지하수의 원위치 수리화학특성 평가를 위한 장기모니터링 시스템 구축 및 운영: KURT 연구용터널 내 다심도관측정의 활용 253
권장순 · 김지연 · 김건영 · 고용권 [한국원자력연구원]

P0222 지하처분연구시설(KURT) 운영 현황 – 홍보부문 255
김영태 · 박정화 · 배대석 · 이종열 · 김건영 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0223 처분시스템 내 핵종이동에 관한 골드심 모델링: 패스웨이의 활용 문제 257
이연명 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0224 추출크로마토 그래피를 사용한 방사성폐기물 내 U, Am, Pu 분리법에 대한 연구 259
최용술 · 박태홍 · 안홍주 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원], 김경덕 [한국수력원자력㈜]

P0225 콘크리트 구조물의 황산염 및 탄산화에 의한 내구연한 평가 261
권기정 · 정해룡 · 윤정현 [한국원자력환경공단], 김도겸 [한국건설기술연구원]

P0226 파라핀으로 고화 처리된 방사성폐기물의 분리추출과 분리파라핀의 오염제거에 대한 연구 263
박동원 · 김종욱 · 박상희 · 박근택 · 차승영 [고려검사㈜]

P0227 CsI 중 I-129 의 분리 및 정량 265
최계천 · 지은영 · 안홍주 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원], 오철균 [㈜ACT]

P0228 Development and Performance Assessment of an Optimized Conceptual Cover Design System for Low Level Radioactive Waste Disposal Facility 267
James Keter Chumba and Chang-Lak Kim [KINGS]

P0229 HE-D 현장시험에 대한 수치해석적 연구 269
이창수 · 최희주 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0230 KURT 현장암반의 손상도 진행곡선 (Damage Evolution Curve) 추정 271
김진섭 · 이창수 · 최영철 · 최희주 [한국원자력연구원], 조계춘 [KAIST]

P0231 KURT를 활용한 심지층 처분시스템 장기 검증시험 계획 273
이종열 · 배대석 · 김건영 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0232 LIBD를 이용한 KURT 지하수콜로이드의 심도별 특성 분석 275
신주도 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0233 Zircaloy-4 및 Zirlo 피복관의 저온 산화특성 연구 277
최용택 · 이유리 · 전민구 · 이창화 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0234 경주시 양남면 일대 심부 시추공에 대한 심도별 압력 장기 모니터링 해석 279
이대형 · 권장순 · 오승주 · 고용권 [한국원자력연구원]

P0235 고준위폐기물 심부시추공 처분 해외 연구사례 분석 281
이종열 · 김건영 · 배대석 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0236 국제 전알파/전베타 방사능 측정 비교 시험 283
송병철 · 김영복 · 오세진 · 한석환 · 박종호 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0237 심부 방사성폐기물처분장 주변암반의 취성파괴에 관한 고찰 285
박의섭 · 채병곤 [한국지질자원연구원]

P0238 심지층처분장의 처분공 격자배치 고려시 핵종누출율 특성 분석 287
조동건 · 김정우 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0239 내진형 완충재 개념 설계 및 성능인자 분석 289
최영철 · 윤찬훈 · 이재완 · 최희주 [한국원자력연구원]

P0240 상대습도 센서를 이용한 벤토나이트 완충재블록 불포화 수리전도도 평가 291
이항복 · 김진섭 · 최영철 · 최희주 · 김경수 [한국원자력연구원]

P0241 원전 재포장드럼 방사능 영향인자에 대한 고찰 293
신성규 · 성석현 · 권민철 · 이상훈 · 김수진 [한국원자력환경공단]

P0242 환원 조건에서 벤토나이트의 층전하(layer charge) 변화 및 그 의미 295
이지영 · 이승엽 · 정종태 [한국원자력연구원]

P0243 고준위폐기물 처분용기 내부식성 소재에 관한 연구 297
김현주 · 이상진 [한국원자력환경공단]
박종원 · 이경황 · 박신화 [포항산업과학연구원]

P0244 Studies on U(IV) Hydrolysis and Nanoparticle Formation using UV-Vis Spectrophotometry and Laser-induced Breakdown Detection 299
Wansik Cha, Hey-Ryun Cho and Euo Chang Jung [KAERI]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(ORAL-I)

08:40~09:00 원자로냉각재계통 배관 작업용 로봇 자세 결정 알고리즘 연구 303
현동준 · 김근호 · 이종환 · 정관성 · 최병선 · 문제권 [한국원자력연구원]

09:00~09:20 부식생성물 평가코드를 이용한 제염해체 폐기물 발생량 분석 연구 305
김현민 · 송종순 [조선대학교]

09:20~09:40 부지 연속오염분포 조사를 위한 현장 측정기술 적용 307
홍상범 · 유지현 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]

09:40~10:00 비상용 off-line 액체 방사성폐기물 처리설비 개념 309
박승철 · 백석민 · 조항래 · 이지훈 · 박종길 [한수원㈜중앙연구원]

10:30~10:50 실용규모 제염시설을 통한 콘크리트의 제염성능 고찰 311
김완석 · 김승수 · 박욱량 · 김계남 · 문제권 [한국원자력연구원]

10:50~11:10 원자로압력용기 원격 해체 작업용 로봇 시스템 개념 설계 313
이성욱 · 현동준 · 서용칠 · 엄흥섭 · 최병선 · 문제권 [한국원자력연구원]

11:10~11:30 원전 해체시 사용후핵연료저장대 방사화방사선원 평가 315
안준기 · 이명훈 · 안효철 [한국전력기술㈜]

11:30~11:50 점도제와 실리카 나노입자를 포함한 나노복합유체의 부식산화막 용해평가 ... 317
윤인호 · 정종헌 · 윤석본 · 김초롱 · 박상윤 · 정준영 · 문제권 · 최왕규 [한국원자력연구원]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(ORAL-II)

08:40~09:00 초고온가스로에서의 중저준위 방사성폐기물 처리 및 저장 321
이정창 · 장재환 · 박제호 [㈜코네스코퍼레이션]

09:00~09:20 파이로 공정에서 발생하는 희토류산화물 담지용 vitusite 결정 함유 결정화유리 고화체 323
김미애 · 허종 [포항공과대학교]

09:20~09:40 피폭저감화를 위한 농축폐액 과립(Bead) 자동 분류장치 개발 325
조준호 · 한정석 · 소중식 · 홍순대 · 최봉석 [선광원자력안전㈜]

09:40~10:00 해체 부지 방사능 측정을 위한 백그라운드 저감형 플라스틱 검출기 제작 327
유지현 · 서범경 · 홍상범 · 문제권 [한국원자력연구원]

10:30~10:50 회전 디스크 전극을 이용한 고온 용융염 내 란타나이드 이온의 전기화학적 연구 329
배상은 · 김대현 · 김종윤 · 박태홍 · 조영환 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]

10:50~11:10 Effect of Rare Earth Components on Product Consistency Test(PCT) Boron Release 331
Syazwani Mohd Fadzil and Pavel Hrma [POSTECH]

11:10~11:30 Model Relating PCT Boron Release to HLW Glass Composition 333
Rahmatullah Farooqi and Pavel Hrma [POSTECH]

11:30~11:50 NP(Cu)-HYBRID제염공정에 의한 HANARO FTL시편 제염 실증 시험 335
정준영 · 박상윤 · 원휘준 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]

제3분과 제염해체 및 방사성폐기물 처리(POSTER)

P0301 고방사화 절단 폐기물 저장용기의 최적 규격 결정 339
김근호 · 이종환 · 최병선 · 정관성 · 현동준 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0302 3차원 디지털 모델을 이용한 고방사화 원자로압력용기 내부 구조물 세절 방안 도출 341
이종환 · 김근호 · 현동준 · 정관성 · 최병선 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0303 3D 형상데이터 및 다중 계측 시스템을 이용한 방사능 계측 방법 개발 343
이상철 · 김원석 · 곽옥규 · 어민훈 [BHI㈜], 문주현 [동국대학교]

P0304 4A 제올라이트에 의한 고염 해수폐액에서 방사성핵종의 흡착 특성 345
이일희 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 이근영 · 김광욱 · 양한범 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0305 가연성해체폐기물 처리시설을 이용한 실증시험 결과 347
윤경수 · 이기원 · 민병연 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0306 가열판 및 초음파세척기를 이용한 방사성 보온재 시료 전처리 349
오세진 · 최광순 · 김영복 · 송병철 · 박종호 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0307 경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 sweating 공정도입에 따른 핵종분리특성 351
이태교 · 황택성 [충남대학교], 조용준 · 최정훈 · 은희철 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0308 계면활성제와 나노입자 종류에 따른 나노복합유체의 거품안정성 평가 353
김초롱 · 정종헌 · 윤인호 · 윤석본 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0309 고리1호기 구 원자로헤드(ORVH) 교체공정 및 방사성폐기물 처리 고찰 355
이상태 · 김창환 · 김재철 · 김효철 · 이의동 [하나검사기술㈜], 이승주 [한국수력원자력㈜]

P0310 고분자의 분자량 및 농도가 토양 고정화에 미치는 영향 357
권상운 · 최용석 · 양희만 · 이근우 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0311 고염 폐액 계에서 Chabasite zeolite에 의한 고방사성핵종의 흡착속도 359
이일희 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 이근영 · 김광욱 · 양한범 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0312 국내 감손 UF_6 처리 방안 361
최윤동 · 조운형 · 김익수 · 박승국 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0313 금속류 방사성폐기물 자체처분을 위한 대표시료 채취 및 제작 방안 363
황동현 · 맹성준 [한수원㈜중앙연구원]

P0314 나노 제올라이트를 이용한 해수폐액 내 Cs 흡착 특성 연구 365
이근영 · 박민성 · 이일희 · 김광욱 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0315 방사능 오염토양 식물정화 기술 분석 367
김병호 · 최용호 · 임광묵 · 금동권 [한국원자력연구원]

P0316 방사능에 오염된 파이프의 평판화 가공 장치 369
신기백 · 이은표 · 장원혁 · 홍대석 [한국원자력연구원]

P0317 방사성 소각재의 성형 및 소결이 감용에 미치는 영향 371
이윤지 · 나상호 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0318 방사성 요오드 폐기물 고화체를 위한 유리조성 개발 및 고화체 제조 373
양재환 · 신진명 · 박장진 · 유재욱 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0319 방사성 핵종 흡착제의 봉입을 위한 알지네이트 비드의 제조 및 특성 분석 375
양희만 · 최용석 · 권상운 · 이근우 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0320 방사성금속폐기물 플라즈마 건식 제염설비 개발 377
전상환 · 채산 · 김용수 [한양대학교], 류지환 · 김경민 [㈜에이치앤에너테크]

P0321 방사성폐기물 저감을 위한 HVAC Filter 분해공정 모듈화 시스템 개발 379
조준호 · 이종은 · 문철웅 · 김용준 · 정원범 [선광원자력안전㈜]

P0322 방사성폐기물 저감장치 개발 381
박대규 · 유병옥 · 백승제 · 김길수 · 진영관 · 주용선 · 안상복 [한국원자력연구원]

P0323 방사성폐기물관리 전산화 구축 통합안전경영시스템 운영 383
강일식 · 홍대석 · 손종식 · 김태국 · 곽경길 · 김기홍 · 안섬진 [한국원자력연구원]

P0324 방사성핵종 원소 측정을 위한 폐수지 전처리 385
최광순 · 이창헌 · 김영복 · 안홍주 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]

P0325 배기체처리필터 조성분석을 위한 XRF 적용 가능성 387
박장진 · 신진명 · 양재환 · 백영희 · 유재욱 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0326 분말형 방사성폐기물의 고감용화 연구 389
전길호 [㈜라드인], 강일식 · 김기홍 [한국원자력연구원]

P0327 비압축 고상 소결에 의한 소각재 고화 391
안병길 · 이기원 · 민병연 · 이윤지 · 나상호 · 윤경수 · 박진호 [한국원자력연구원]

P0328 사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 원주형 시편 특성 393
전종선 · 김동민 · 한병섭 [㈜에네시스], 박종필 [부산대학교]

P0329 사용후핵연료저장조 내의 방사선 준위 측정을 위한 광섬유-방사선센서 기초 특성 연구 395
박찬희 · 이정민 · 이아림 · 문주현 [동국대학교]

P0330 산성용액에서 과산화수소에 의한 Hydrazine의 분해 특성 397
이우성 · 원휘준 · 최왕규 · 박상윤 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0331 신분류기준을 적용한 국내 방사성폐기물의 처분 방안 예비 연구 399
김영국 · 송종순 [조선대학교]

P0332 액체금속 Cd을 이용한 LiCl-KCl 내 존재하는 La의 군분리 연구 401
김범규 · 박병기 · 정다운 · 이애리 · 김용일 [순천향대학교]

P0333 오염수지의 초음파 제염에 따른 물성평가 403
성진현 · 이세반 · 허준 · 김현기 · 김승일 [한국정수공업㈜]
안희진 · 오병운 · 김병준 · 김대성 · 정연하 · 강덕원 [한국수력원자력㈜]

P0334 우라늄 고체폐기물 처리를 위한 용해-침전 단계공정 개발 405
박민성 · 이근영 · 소지양 · 백예지 · 이일희 · 김광욱 · 정동용 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0335 우라늄으로 오염된 콘크리트의 실용규모 제염시설 구축 407
김승수 · 김완석 · 박욱량 · 김계남 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0336 원자력선진국들의 대형금속폐기물 관리현황 409
민병연 · 황두성 · 이기원 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0337 원자로압력용기 튜브 다발 절단 공법 평가 411
서재석 · 현동준 · 최병선 · 정관성 · 이종환 · 김근호 · 조경화 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0338 원전 슬러지 폐기물 시료의 성분원소 분석 413
손세철 · 조아라 · 권혜정 · 박용준 [한국원자력연구원]

P0339 원전 중대사고 대비 침지식 UF/MF막 성능평가 415
이지훈 · 백석민 · 박승철 · 조항래 · 박종길 [한수원㈜중앙연구원]

P0340 원전 증기발생기 2차측 침적물제거 후 발생되는 Cartridge Filter 절단 장비 개발 417
강희주 · 신경욱 · 박병목 · 채경선 · 강석철 · 윤상정 · 장희곤 [세안기술㈜]

P0341 원전 폐순환냉각계통 방식제 제거 방안 고찰 419
이만길 · 박종석 · 정원철 [한국수력원자력㈜], 강덕원 [한국정수공업㈜]

P0342 원전 해체비용 산정시 단위비용인자 산정 방법론에 대한 연구 421
신상화 · 이재민 [TUV 라인란드 코리아]

P0343 원전 해체비용 산정시 비용 산정 범위설정에 대한 고찰 423
손정희 · 신상화 · 이재민 [TUV 라인란드 코리아]

P0344 원전해체 비용 불확실성 고려시 임시비 적용 현황 425
신상원 · 신상화 · 이재민 [TUV 라인란드 코리아]

P0345 유기폐액 처리장치를 이용한 폐형광액 처리 시 방사성물질 거동 평가 427
홍성준 · 고동균 · 이의동 · 김효철 · 이봉도 · 이건화 · 김명호 · 박헌국 [하나검사기술㈜]

P0346 유리매질이 첨가된 Cs 폐필터의 세라믹 고화 기초 특성평가 429
유재욱 · 신진명 · 양재환 · 박장진 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0347 이동식 농축폐액 증발건조(Evaporation&Dry) 기술개발에 대한 고찰 431
조항래 · 백석민 · 이지훈 · 박승철 · 박종길 [한수원㈜중앙연구원]

P0348 이동형 공기정화 공급장치 개발 433
조준호 · 이승춘 · 박천원 · 신태형 · 김건무 · 조여종 [선광원자력안전㈜]

P0349 TSIL 이온성 액체 [A336] [TS]의 합성 및 특성 분석 435
양한범 · 이일희 · 김광욱 · 양희철 · 이근영 · 정동용 [한국원자력연구원]

P0350 정삼투압용 분리막 특성에 따른 붕산폐액내 붕산분리 성능 연구 437
최혜민 · 황두성 · 이근우 [한국원자력연구원]

P0351 질량분석 및 감마선분광분석을 이용한 폐피복관 중 우라늄, 플루토늄 및 핵분열생성물 정량 439
김정석 · 전영신 · 박양순 · 박재일 · 김영복 · 박용준 [한국원자력연구원]

P0352 초고압(UHP: Ultra High Pressure) water jet 금속제염장치 개발 441
안승건 · 최영구 · 김대환 [선광원자력안전㈜], 김동훈 · 김석기 [한국수력원자력㈜]

P0353 코발트 원격 치료기 선원폐기를 위한 특별운반에 따른 고찰 443
고상기 · 인준환 · 곽태훈 · 김현도 [한일원자력㈜]

P0354 크라운에테르계 추출제와 이미다졸륨계 이온성 액체를 이용한 세슘과 스트론튬 추출 연구 445
권수민 · 양다솜 · 박연진 · 오원진 · 최상준 [경북대학교]

P0355 폐증기발생기 처리공정별 경제성 분석 447
박지은 · 김학수 [한수원㈜중앙연구원]

P0356 폐증기발생기 처리공정별 방사성폐기물량 예비평가 449
김학수 · 박지은 [한수원㈜중앙연구원]

P0357 핫셀시험시설 공기조화 풍량 및 부압유지 특성 451
백상열 · 백승제 · 유병옥 · 김길수 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]

P0358 혼합염(LiF-KF : KCl-LiCl)을 이용한 용융염 전해정련시 전류밀도에 따른 Zr/Hf 분리거동 453
박동재 · 김승현 · 이종현 [충남대학교], 문종한 · 윤주필 [한전원자력연료㈜]

P0359 활성탄 내 베타핵종 분석을 위한 전처리 장치 개발 455
홍성준 · 고동균 · 이의동 · 김효철 · 이건화 · 김명호 [하나검사기술㈜]

P0360 희토류 산화물 50wt%를 포함하는 유리고화체의 제조 및 특성분석 457
최정훈 · 은희철 · 이기락 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원], 조인학 [충남대학교]

P0361 Effect of Fuels on the Synthesis of Sr doped Perovskite $CaTiO_3$ Nano-Particles Using Solution Combustion Synthesis 459
Choong-Hwan Jung, Young-Min Han and Yeon-Ku Kim [KAERI]

P0362 ITER 중준위방사성폐기물 처리핫셀의 배치 461
홍권표 · 오완호 · 안홍주 · 지영용 · 홍대석 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]
이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소], 나병찬 [ITER]

P0363 ITER B형 폐기물 처리공정의 원격취급성 463
홍권표 · 오완호 · 안홍주 · 지영용 · 홍대석 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원]
이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소], 나병찬 [ITER]

P0364 Kr, Xe 포집을 위한 AgZ 그래뉼 제조 465
백영희 · 박장진 · 신진명 · 양재환 · 유재욱 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0365 Lab-scale고화공정장치에서 무기매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 및 발생가스(HCl, Cl_2) 포집에 관한 연구 467
조인학 · 이영석 [충남대학교], 박환서 · 안수나 · 이기락 · 은희철 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0366 LiCl 염내 존재하는 2족 핵종 분리에 관한 기초연구 469
은희철 · 최정훈 · 조용준 · 김준홍 · 이기락 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원]
이태교 · 조인학 [충남대학교]

P0367 LiCl-KCl 공융염을 이용한 염 증류장치 증류도가니의 Scale-Up을 위한 특성 연구 471
박기민 · 권상운 · 강현우 · 김정국 [한국원자력연구원]

P0368 PIE시설의 HVAC 시스템의 유지보수 473
황용화 · 정상희 · 김도식 [한국원자력연구원]

P0369 Prerequisite Items of Spent Fuel Evaluation during Transportation and Interim Storage 475
Soyoung Kim, Yoonhee Lee, Sungki Lee and Yilsup Jung [KEPCO NF]
Jinkyoung Kim and Sangjin Lee [KORAD]

P0370 SDTS 시스템의 방사선 차폐선량 모사 477
최홍엽 · 박창제 · 김정동 · 이용덕 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0371 SDTS 시스템의 중성자 발생을 위한 전자 발생장치 성능평가 479
김정동 · 박창제 · 최홍엽 · 이용덕 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0372 TGA를 이용한 폐 피복관 염소화 반응 속도 분석 481
전민구 · 최용택 · 이창화 · 이유리 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0373 Zr 전착물의 형상 개선을 위한 fluoride 첨가 효과 연구 483
이창화 · 이유리 · 전민구 · 최용택 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]

P0374 우라늄오염 자갈 제염기술 개발 485
김계남 · 박욱량 · 김승수 · 김완석 · 문제권 [한국원자력연구원]

P0375 취급 용이성 고려 인산화계(K_3PO_4, K_3PO_4–Li_3PO_4)따른 공융염 폐기물 내 희토류 핵종 인산화 비교분석 487
김준홍 · 은희철 · 조용준 · 최정훈 · 박환서 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]

P0376 분말형 방사성폐기물의 고감용화장치 개발 489
전길호 [㈜라드인], 강일식 · 김기홍 [한국원자력연구원]

제4분과 방사선안전 및 환경(ORAL)

08:40~09:00 후쿠시마 원전 사고로부터 제주지역 토양에 침적된 극미량 ^{134}Cs 분석 및 거동 평가 493
강태우 · 박재우 [제주대학교]

09:00~09:20 우유 시료 I-131의 MDA에 영향을 주는 인자 분석 495
맹성진 · 이상훈 · 황호경 · 권다혜 [경북대학교], 송지연 [방사선과학연구소]

09:20~09:40 삼중수소(10만 Ci) 저장/운반용기 개발 497
최종락 · 송규민 · 손순환 [한수원㈜중앙연구원]

09:40~10:00 The Development of Integrated Verification Equipment to Spent Fuel 499
Byung Marn KOH, Jae Bum PARK, Seung Ho AHN, Ki Hyun KIM and Seong Youn JO [KINAC]

10:30~10:50 방사선관리구역 작업복 보관기간 산정 프로그램 개발 501
박병목 · 채경선 · 신경욱 · 박장순 · 박주연 · 박호점 · 정도영 [세안기술㈜]

10:50~11:10 ICP-MS를 이용한 석탄회 및 토양 중 천연방사성 핵종(U, Th)의 신속분석법 개발 503
임종명 · 이훈 · 박지혜 · 지영용 · 장미 · 정근호 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

11:10~11:30 요오드 에어로졸 거동 및 흡착 연구 505
임희정 · 손세철 · 연제원 [한국원자력연구원]

11:30~ 11:50 중 · 저준위 방사성폐기물 해상운반경로상의 해양환경방사능 조사 507
박은상 · 곽상수 · 김헌 [한국원자력환경공단], 김완 [경북대학교]

제4분과 방사선안전 및 환경(POSTER)

P0401 원자력관계 사업의 방사선작업종사자 피폭방사선량 경향분석 511
오승철 · 임우진 · 박일 · 김광표 [경희대학교], 이승행 · 김병수 · 서규석 [한국원자력안전기술원]

P0402 MCNP 전산코드를 이용한 엑스선발생장치 누설방사선 평가 513
김태형 · 김상인 · 김종수 · 김장렬 · 김봉환 [한국원자력연구원]

P0403 방사성폐기물 처분시설 환경방사능 오염원 확인방법 고찰 515
임종대 · 곽상수 · 김정수 [한국원자력환경공단]

P0404 한반도 동남해안 토양 시료의 방사능 조사 계획 517
박지영 · 유동한 · 김희령 [UNIST]

P0405 HPGe의 측정시간 변화에 따른 교정효율 분석 519
송미숙 · 주명훈 · 임성규 · 김현도 · 안창석 · 장동철 [한일원자력㈜]

P0406 Coefficient of Correlation analysis for between MDA values and HPGe detect time variation 521
Myeong-Hoon Joo, Mi-Sook Song, Sung-Gyu Leem, Hyeon-Do Kim,
Chang-Seok An and Dong-Chul Jang [Hanil Nuclear]

P0407 중수로 사용후핵연료 건식저장시설의 방사선량률 평가 523
고재훈 · 최영환 · 성낙훈 · 박제호 [㈜코네스코퍼레이션], 정성환 [한수원㈜중앙연구원]

P0408 방사선비상시 지표면 침적물에 대한 운영개입준위 적용 방법 고찰 525
이해초 · 김종수 · 이관엽 · 김봉석 [한국원자력연구원]

P0409 연구용 원자로의 잠정 사고 및 비상등급조건 조사 527
김종수 · 이관엽 · 이해초 · 김봉석 [한국원자력연구원]

P0410 연구용원자로 '하나로' 실시간측정치 활용 방사선원항 산출기능 구현 529
이관엽 · 김종수 · 이해초 · 김봉석 [한국원자력연구원]

P0411 원자력발전소 사고 선원항 분석의 역사적 고찰 531
김성엽 · 최재영 · 이건재 · 장순흥 [KAIST], Philip A. Beeley [Khalifa Univ.]

P0412 RASCAL 4.2 GIS 적용분석 533
김봉석 · 이관엽 · 김종수 · 이해초 [한국원자력연구원]

P0413 석탄연소 발전분야에서 발생하는 공기 중 입자의 특성 조사 535
김시영 · 임하얀 · 최철규 · 김광표 [경희대학교], 최원철 [한국원자력안전기술원]

P0414 삼중수소 저장용기 초기온도에 따른 ZrCo 열 특성 537
구대서 · 이정민 · 박종철 · 정흥석 [한국원자력연구원]

P0415 저장재 표면 헬륨 상태에 따른 삼중수소 저장용기 성능 비교 539
이정민 · 박종철 · 구대서 · 정흥석 [한국원자력연구원]

P0416 파이로 핫셀시설 안전특성 분석 541
문성인 · 유길성 · 정원명 · 구정회 · 김호동 [한국원자력연구원]

P0417 최신 국제 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석 방안 543
고도영 · 이재용 [한수원㈜중앙연구원], 김형헌 [한국전력기술㈜]

P0418 ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 저온 흡착분리(II) 545
송규민 · 이성복 · 고병욱 · 손순환 [한수원㈜중앙연구원]
윤세훈 · 장민호 · 강현구 [국가핵융합연구소], 정흥석 [한국원자력연구원]

P0419 울진원전 주변 해양확산평가 모델링 검토 547
양양희 · 이갑복 · 손욱 [한수원㈜중앙연구원]

P0420 대용량 해수 중 방사성 Sr 신속 분석을 위한 전처리 방법 개발 549
김현철 · 정근호 · 박효국 · 임종명 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

P0421 NaI(Tl) 검출기의 G-factor를 이용한 감마핵종의 방사능분석에 대한 적용성 평가 551
지영용 · 정근호 · 이완로 · 최상도 · 강문자 · 최근식 [한국원자력연구원]

P0422 원전해체 전 단계 과도기(Transition)에서의 안전성 관련 활동에 대한 고찰 553
한재문 · 임현태 · 조정태 [현대건설㈜]

P0423 The Effect of Zn Addition On The CRUD Structure 555
Jooyoung Park and Kwangheon Park [Kyunghee Univ.]

P0424 QR 코드를 이용한 방사성폐기물 관리시스템 및 운영방법 연구 557
한상욱 · 박수리 · 김병직 [숭실대학교], 홍용호 · 제환경, · 박형민 [㈜액트]

P0425 의료방사성폐기물 처분 측정 559
김창범 · 정규환 [한국원자력안전기술원], 전국진 [한국표준과학연구원]
김기섭 · 박민석 [한국원자력의학원], 안희용 [서울대학교병원]
이화영 [경북대학교], 최근석 · 손명성 [대한전기협회]

P0426 SG 세관 누설감시를 위한 극미량 붕소(B) 이온의 검출기법 561
이세반 · 김승일 · 김현기 · 허준 · 성진현 · 이동범 · 강덕원 [한국정수공업㈜]

P0427 소량핵물질 취급시설의 미계량물질(MUF) 관리 563
김인철 · 이병두 · 박호준 [한국원자력연구원]

P0428 KAERI 핵물질 원산지 관리방안 모색 565
김현조 · 이병두 · 박호준 [한국원자력연구원]

P0429 KAERI 전략물자 수출입 이행 현황 567
이성호 · 이병두 · 박호준 [한국원자력연구원]

P0430 한울1호기 18주기 원자로 냉각재 아연주입에 따른 노심영향 평가 569
우해석 · 김환수 · 김학성 [한전원자력연료㈜]
양호연 [한수원㈜중앙연구원]

제1분과

후행핵연료주기기술 및 정책 (Oral)

공학규모 전해환원 공정기술 개발

허진목*, 오승철, 홍순석, 최은영, 박우신, 임현숙
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jmhur@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력에서 전해환원 공정은 고온 용융염 매질에 담근 산화물 사용후핵연료, 특히 경수로 사용후핵연료에 전기에너지를 공급하여 금속으로 전환시키는 공정을 일컫는다. 전해환원 공정이 2000년대부터 개발이 시작된 비교적 새로운 공정인 까닭으로, 초기의 연구 이슈는 공정의 효율성 증대보다는 공정 그 자체의 구현 가능 여부였다. 특히 스케일 업이 현안으로 떠올랐다. 한국원자력연구원은 2008년부터 금속 음극 바스켓을 이용한 전해환원 기술 개발을 시작했다. 벤치규모 시험에서 간접 전해환원 메커니즘에 기반한 운전조건을 도출하고, Li/Pb 기준전극을 개발하고, 음극/양극 등의 전해장치 구성부 설계기술을 확보하고, 아르곤 기체 분위기에서 전해환원 장치가 운전되게끔 시스템을 개발하였다. 한국원자력연구원은 마침내 2009년 20 kgU/batch 전해환원 장치까지 개발할 수 있게 되었고, 본 장치의 운전결과는 2010년 12월에 제작된 공학규모 전해환원 장치의 설계자료로 활용되었다. 현재 한국원자력연구원 PRIDE 시설에는 50 kgU/batch 공학규모 전해환원시스템이 설치되어 있다. 본 논문은 공학규모 전해환원 공정 개발에 대하여 한국원자력연구원의 연구활동을 중심으로 논한다.

2. 본론

한국원자력연구원 전해환원 연구진은 국내에서 고온 용융염 금속전환기술을 종합적으로 연구하는 유일한 연구그룹으로서, 산화물 사용후핵연료의 금속전환기술을 기존의 리튬 환원기술에서 신개념의 전해환원 기술로 대체하였으며, 미국 ANL, INL, 일본 CRIEPI와 함께 전해환원 분야의 기술발전을 선도하고 있다.

한-미 I-NERI 공동연구와 한미 핵주기 공동연구로 미국 INL 핫셀에서 ~50 gHM/batch 규모로 실제 사용후핵연료를 사용하는 전해환원 실증시험을 수행하여, 전해환원 공정의 타당성을 검증한 바 있으며, 20 kg UO_2/batch 규모의 (Cold) 전해환원시스템 운전으로 공정 스케일 업 기술 자료를 생산했다. PRIDE 공학규모(50 kg UO_2/batch) 전해환원 시스템(전해환원장치, 전해환원 음극처리장치, 회전장치)을 2010년 제작 완료하였고, 2013년에는 염장입 시험을 수행한다. 미국 ANL과 일본 CRIEPI가 전해환원 공정의 Scale-up 연구를 위하여 각각 ~1 kg UO_2/batch와 ~5 kg UO_2/batch 규모로 Cold Test를 수행 중임을 감안한다면, 국내 기술수준이 공정규모 면에서는 원자력선진국보다 앞서 있다고 판단할 수 있다.

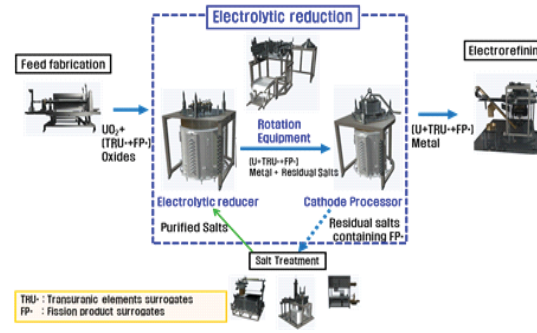


Fig. 1. Electrolytic Reduction System in PRIDE.

전해환원 공정처리 속도증대 및 후속공정인 전해정련과의 연계성 향상을 위하여 금속 음극 바스켓에 기반한 고속 전해환원 시스템을 개발하였다. 음극 바스켓 형태에 따른 반응 특성자료를 생산하고, 세라믹 음극 바스켓(전류밀도 ~100 mA/cm^2) 대비, 고전류 밀도(0.5 ~ 1 A/cm^2)를 금속 음극 바스켓에서 달성하였으며, 조업조건(3.0 ~ 3.4 V)을 설정하였다. Li_2O 농도를 기존 3 wt%에서 1 wt%로 낮추어 장치 구조재 부식을 억제하는 등의 공정운전 조건의 개선을 이루었다. 원료 형태(분말, 그래뉼, 펠렛, 판형)에 따른 전해환원 성능 평가 및 최적 전해환원 원료 형태를 제시하였다. 음극 바스켓의 형태 및 전극간 거리에 따른 전해환원 효율 및 금속 전환율을 비교, 평가하였고, 고속 전해환원을 위해서는 전극간 거리 최소화가 필수임을 실험적으로 확인하였다. 원

격조업과 공정장치 내구성 향상을 위하여, 장치에 피동 냉각방식을 적용하여 냉각수 사용을 배제하고, Bus bar를 도입하여 고전류 인가가 가능하게 하였다. 공학규모 장치 시험에 앞선 소규모 시험의 SIMFUEL 각 원소별 전해환원율 측정에서 99.6 %의 우라늄 전환율 및 50 % 이상의 전이금속 환원율을 구현하여, 외국의 사례와 비교하여 매우 높은 환원율을 보였다.

650 ℃의 고온에서 운전되는 전해환원 장치에서는 LiCl 용융염이 운전 중 증발되어 상당량 손실되는 문제가 있었다. 연구진은 염증발이 이루어지는 음극처리장치 내부에 단열층을 설치하여 증발부와 회수부의 온도차를 극대화하여, 전해환원 금속전환체에 포함되어 있는 LiCl 잔류염을 취급이 유리한 분말 형태로 회수하는 신기술을 개발하였다. 이러한 장치내부 단열층 아이디어를 전해환원 장치의 내부를 등온 조건으로 유지하여 염증발을 억제하는 데에 이용할 수 있다는, 즉 염증발이 일어나는 음극처리장치에 사용된 기술을 염증발을 억제해야 하는 전해환원 장치에 적용한다는 발상의 전환을 연구진은 하였고, 그 결과, 전해환원 장치 내부 LiCl 염 증발 문제를 상당히 해소할 수 있게 되었다. 대체용융염(Surrogate)을 만들어 증발 실험을 수행하여 각각의 단일 성분과 혼합물에 대한 증발 속도를 측정하였다. 증기압이 큰 LiCl과 CsCl은 음극처리장치 운전온도범위에서 쉽게 증발하고, 저온에서 증발되지 않는 $BaCl_2$와 $SrCl_2$는 고온으로 갈수록 증발되어 온도가 상승함에 따라 전체적인 증발량이 많아지고 있으며, 1,000 ℃에서는 Li_2O를 제외한 거의 모든 염이 증발한다.

현재의 전해환원은 650 ℃, LiCl-Li_2O 용융염에서 운전되는데, 미량의 수분 및 산소에 의해서도 심한 부식이 일어난다. 더구나 양극에서 발생하는 고온의 산소가 제대로 장치 외부로 배출되지 않으면 장치가 매우 심각하게 손상을 받는다. 반면에 전해정련은 500 ℃, LiCl-KCl에서 공정이 운전되고 산소발생 반응이 없는 관계로 미국에서는 수십 년 동안 전해정련 장치를 안정적으로 운전하고 있다. 전해환원 연구진은 LiCl-Li_2O을 대체할 수 용융염계를 시험하는 한편 LiCl 내 Li_2O의 양을 최소화하여 공정의 안정성을 높이고자 하고 있다. 전해환원 양극 재료로는 지금까지 백금이 사용되고 있다. 백금 양극은 아주 고가일 뿐만 아니라 전해환원 조건에서 조금씩 소모되는 불안정한 양극이다. 미국에서 금을 대상으로 전해환원 시험을 수행하였지만 산화막이 형성되지 않는 금은 전해환원 조건에서 녹아나갔으며, 현재로서는 백금보다 안정한 양극 재료가 없는 것으로 나타났다. 연구진은 전해환원 공정의 경제성을 제고하기 위하여 소모성 전극인 흑연을 시험하고 있으며, 비소모성 전극으로 세라믹 전극계에 대해서도 연구한 바 있다. 전해환원의 throughput을 증대시키려는 노력이 진행되고 있다. 파이로의 전단부에 위치한 전해환원은 처리해야 할 사용후핵연료의 양이 많을 뿐만 아니라 고체 산화물을 고체 금속으로 전환해야 하므로, 전해정련보다 많은 에너지가 소모되는 반응이 진행되기 어려운 공정이다. 이는 전해환원의 셀 전압이 약 3.2 V인데 반하여 전해정련의 셀 전압이 약 1 V인 것에서도 알 수 있다. 병렬모듈형 전해환원 장치 개발 등을 통하여 throughput을 높이려는 노력이 현재 진행되고 있다. PRIDE 일관 공정하에서 전해환원의 공정 연계성을 높여야 한다. 고온 증류에 의하여 잔류염을 금속전환체로부터 제거하고 분말상으로 회수하는 전해환원 음극처리 공정이 전해환원과 전해정련, 염 재생/고화 공정간 연계를 위하여 개발되었다.

3. 결론

한국원자력연구원 연구진에 의하여 전해환원 공정의 스케일 업이 벤치규모에서 공학규모로 순차적으로 이루어져, 스케일 업 매개변수 자료를 생산할 수 있게 되었다. 현재는 그 다음 단계로 공정의 안정성과 경제성을 높이는 쪽으로 연구의 초점이 맞추어지고 있다. PRIDE 공학규모 전해환원시스템은 2013년 염 장입시험, 2014년 우라늄 시험, 2015년부터는 Simfuel 시험을 수행하여 전해환원 시스템의 타당성을 공학규모 (50 kgU/batch)로 실증하게 된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다. 이에 감사드립니다.

Study on exchange current density of $LaCl_3$ in LiCl-KCl molten salt

K. H. Lim*, B. Y. Kim, J. I. Yun
KAIST, 335, Guahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon
*neo_jedi@kaist.ac.kr

1. Introduction

For the development of pyroprocessing technology, electrochemical researches for thermodynamic and electrochemical data of the lanthanide and actinide elements have been progressed [1]. However, the exchange current density, which is one of the major electrochemical parameters, has not yet been investigated precisely. In the present work, two different methods such as the Tafel plot and Nyquist plot were employed to determine the exchange current density of La(III) ion in LiCl-KCl molten eutectic salt at 773 K for the first time.

2. Experimentals

2.1 Chemicals

For the experiments, $LaCl_3$ powder (Sigma-Aldrich 99.99% purity) was melt in anhydrous LiCl-KCl eutectic salt (Sigma-Aldich 99.99% purity) in the concentration range of 0.9 wt.% to 1.1 wt.%.

2.2 Apparatus

Samples of La(III) ions in the LiCl-KCl eutectic salt were contained in a quartz cell with a 40 mm in diameter, and the top of the cell was closed with a cap with 6 holes for positioning the electrodes. Tungsten rods (Nilaco, 1.5 mm in diameter, 99.95 % purity) are utilized as a working electrode and a counter electrode. An Ag/AgCl electrode (Alfa Aesar 99.99% Ag wire with 1 mm in diameter) was used as a reference electrode encased in a thin-end pyrex glass tube with 1 wt.% of AgCl in LiCl-KCl eutectic salt.

All the experiments were performed in a glove box with high-purity argon gas condition (99.999 % Ar, H_2O and O_2 < 1 ppm). The eutectic temperature was controlled to be set at temperature of 773 K in a furnace system equipped at the lower part of the glove box.

Cyclic voltammetry and impedance spectroscopy were conducted by a VersaSTAT3 potentiostat (Princeton Applied Research). In the present work, all the experiments were repeated three times.

3. Results and Discussion

3.1 Equilibrium potential

Fig. 1 presents the cyclic voltammogram of $LaCl_3$ in the LiCl-KCl eutectic at 773 K. One cathodic peak and one anodic peak appeared. The positions of those two peaks are almost the same with those reported in [2]. From the peaks, the equilibrium potential, E_o, has been determined as -2.045 V vs. Ag/AgCl in LiCl-KCl eutectic at 773 K.

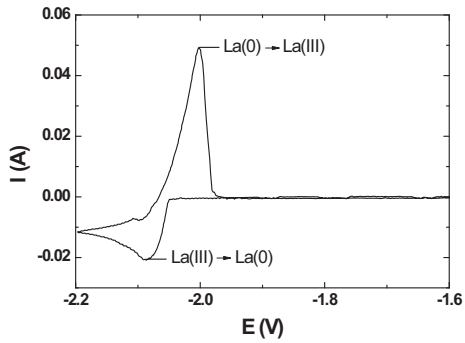


Fig. 1. Cyclic voltammogram of La(III) vs. Ag/AgCl in molten LiCl-KCl eutectic on a tungsten electrode at 773 K and 1.1 wt.% with a scan rate of 25 mV/s.

3.2 Tafel plot

The exchange current density was calculated from the simplified Butler-Volmer equation (Eq.1). Fig. 2(a) shows the Tafel plot of La(III) ions in LiCl-KCl eutectic at 773 K measured in the potential range of – 2.1 V to -2.0 V, where the potential is located very closely at the equilibrium potential of -2.045 V. By fitting the Tafel plot at

the overpotential ($\eta = E - E_o$) larger than 100 mV, the intersection between the straight fitting line and the zero overpotential line represents the natural log of the exchange current, $\ln i_o$, for La(III) ions.

$$\ln i = \ln i_0 + (1-\alpha)\eta F/RT \quad (1)$$

where i is the current, i_o is the exchange current, α is the charge transfer coefficient, η is the overpotential, F is the Faraday constant, R is the gas constant, and T is the absolute temperature.

From four replicated experiments, the exchange current density of La(III) was determined to be 0.077±0.0004 A/cm^2 by the division of the exchange current (i_o) with the tungsten electrode area of 0.49 cm^2.

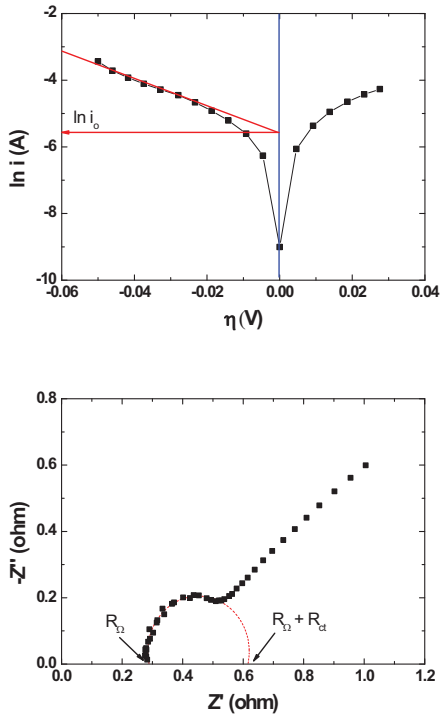


Fig. 2. (a) Tafel plot and (b) nyquist plot at equilibrium potential: with tungsten electrode in LiCl-KCl eutectic mixture of 1.1 wt% $LaCl_3$ at 773 K.

3.3 Impedance spectroscopy

Fig. 2(b) presents the Nyquist plot of La(III) in LiCl-KCl molten salt at 773 K and at zero overpotential. The values on the x-axis and the y-axis indicate the real part and the imaginary part of the impedance in the system, respectively. The applied frequencies varied in the range of 10^5 Hz to 1 Hz. The circle part of the plot represents the high frequency region, and the straight line shows the low frequency region. Two points on the x-axis obtained by fitting the high frequency region represents the ohmic resistance (R_Ω) and the sum of ohmic resistance and the charge transfer resistance ($R_\Omega + R_{ct}$). As from the charge transfer resistance, the exchange current density was calculated according to Eq. 2.

$$R_{ct} = RT/nFi_0 \quad (2)$$

where R_{ct} is the charge transfer resistance, n is the number of electrons transferred.

From three repeated experiments, the exchange current density of 0.077±0.005 A/cm^2 were obtained based on the Nyquist plot.

4. Conclusion

The exchange current density of La(III) in LiCl-KCl eutectic salt was investigated for the first time by the Tafel plot and the Nyquist plot. The exchange current densities from the Tafel plot and the Nyquist plot were 0.0077±0.0004 A/cm^2 and 0.077±0.005 A/cm^2, respectively.

5. Reference

[1] B. P. Reddy, et al., *Electrochemical studies on the redox mechanism of uranium chloride n molten LiCl-KCl eutectic* Electrochimica Acta, **49**: pp. 2471-2478, 2004

[2] K. Sridharan, *Thermal Properties of LiCl-KCl Molten Salt for Nuclear Waste Separation*, U.S. Department of Energy, Idaho National Laboratory, 2012

원격 LIBS 장치를 이용한 염화포타슘 매트릭스에서 세륨 분석

이용훈[1*], 최대웅[1,2], 공용득[1], 한보영[2]
[1]목포대학교, 전남 무안군 청계면 영산로 1666(도림리 61번지)
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhlee@mokpo.ac.kr

1. 서론

전 세계적인 에너지 수요의 급격한 증가 추세 속에서 전기에너지 생산의 원자력 발전 의존도는 상당히 높은 수준으로 지속될 것으로 전망된다. 그러나 원자력 발전은 방사성 폐기물을 누적시키는 문제점을 가지고 있다. 특히, 사용후핵연료를 비롯한 고준위 핵폐기물은 지질학적 시간동안 자연과 격리되어 보관되어야 하므로 가능한 한 그 부피를 줄이는 것이 필수적이다. 국내에서는 사용후핵연료에서 우라늄(U), TRU (transuranic elements), 희토류 원소 등 에너지원 또는 자원으로 사용할 수 있는 물질을 분리해내려는 목적으로 파이로 건식 처리 기술이 실험실 수준에서 개발되었고, 현재 개발된 단위 공정들을 통합하여 성능을 입증하기 위한 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive Demonstration) 시설이 구축되어 시험 중이다.[1] 사용후핵연료에 대한 핵비확산성 처리 기술을 실현하기 위해서는 실제 공정 기술뿐만 아니라 공정 진행 과정을 모니터링하고 안전조치를 강화하기 위한 현장 원격 분석기술이 필요하다.

레이저유도 플라즈마 분광법(Laser Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS)은 시료 표면에 펄스 레이저 빔을 집속하여 플라즈마를 생성하고, 방출되는 빛의 스펙트럼으로부터 시료의 조성을 분석하는 원소분석법의 하나이다. LIBS는 전통적인 원소분석법들에 비해서 시료의 전처리 없이 실시간으로 여러 종류의 원소들에 대해서 공기 중에서 동시 분석이 가능하다는 장점을 가지고 있어 다양한 분야에서 응용 기술로 주목받고 있다.[2] 특히, 원자력 산업의 많은 분야에서 시료의 원소 분석이 필요하나 시료에 대한 접근이나 전처리가 쉽지 않은데, LIBS가 대안이 될 수 있을 것으로 사료된다. 우리는 원격 LIBS 장치를 제작하고 이를 이용하여 세륨(Ce)을 분석하였다. PRIDE 시설에 적용하는 것을 목표로 개발하고 있는 이 기술을 통해서 공기 중에서 1.3 – 1.5 m 떨어진 시료에 대해서 Ce을 0.57 wt%의 검출한계로 분석할 수 있었다. 실제 PRIDE 시설의 환경을 고려하면 0.2 wt% 이하의 검출한계가 가능할 것으로 전망된다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 원격 LIBS 장치

원거리의 시료에 플라즈마를 점화하기 위해서 Nd:YAG 레이저(Quantel, Brilliant b)의 2차 조화파를 빔 확대기를 통해 시료 표면에 집속하였다. 시료 표면에 발생된 플라즈마에서 방출되는 빛은 구경 30 cm인 카세그레인-슈미트 방식의 반사망원경을 이용하여 수광하였다. 수광된 빛은 초점거리 7 cm인 볼록렌즈를 이용하여 광섬유에 집속하여 ICCD 카메라가 장착된 분광기로 보내졌다. 시료는 원격 LIBS 장치로부터 1.3 – 1.5 m 떨어진 곳에 놓았다. 시료 표면에서 레이저 펄스당 에너지는 25 mJ이었고 ICCD 검출 게이트는 레이저 펄스로부터 100 ns 지연시켰고 폭은 5 μs로 하였다. 60 개의 레이저 펄스에 대한 스펙트럼을 누적하여 1회 측정으로 삼았다.

2.1.2 시료

KCl에 $CeCl_3 \cdot 7H_2O$를 Ce의 무게가 각각 0, 1, 2, 3, 4, 5wt%가 되도록 넣어 혼합물을 만들어 믹서/밀(SPEX SamplePrep 8000M, 1450 rpm)을 이용하여 5분씩 10회 혼합·분쇄하였다. 분쇄된 파우더 0.5 g에 10 톤의 압력을 가하여 직경 13 mm의 펠렛을 제작하였다.

2.2 실험 결과 및 토론

2.2.1 LIBS 스펙트럼과 농도 검정선

Fig. 1은 Ce의 농도가 1wt%인 시료에 대해서 400 – 440 nm 영역에서 얻은 스펙트럼이다. 매트

릭스의 주성분 원소인 K의 강한 K I 방출선이 404.414 nm와 404.721 nm에서 관찰되며, 나머지 방출선들은 대부분 Ce II의 방출선에 해당한다.

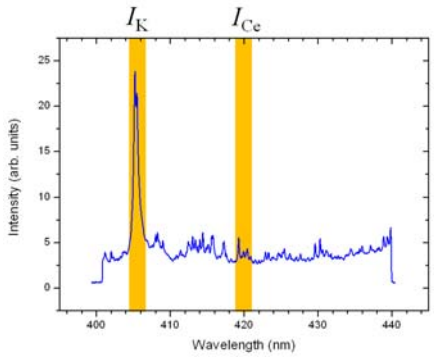


Fig. 1. LIBS spectrum of the KCl-$CeCl_3 \cdot 7H_2O$ pellet with 1 wt.% Ce.

농도 검정선을 얻기 위해서 K I 방출선의 세기(I_K)에 대한 Ce II 방출선 세기(I_{Ce})의 비율을 사용하였다. I_K와 I_K를 얻기 위한 적분구간을 Fig. 1에 노란색으로 표시하였다.

Fig. 2에 Ce의 농도 0 – 5wt% 구간에서 얻은 농도 검정선을 제시하였다. 고농도에서 신호의 포화 현상이 나타나며 따라서 2차 함수로 피팅하여 농도 검정선을 구하였다. 시료 당 16회 측정하여 I_{Ce}/I_K 평균값을 도시하였고 표준편차로 에러바를 나타내었다.

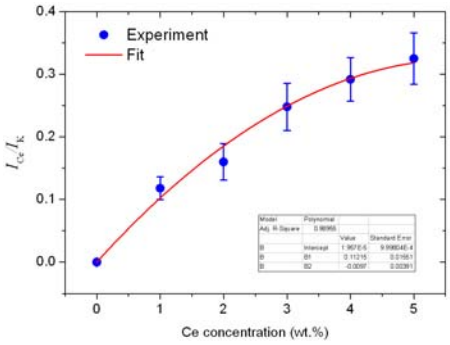


Fig. 2. Calibration curve of Ce.

2.2.2 검출한계

Ce 1wt% 시료의 측정값으로부터 검출한계를 다음 식에 따라 추정하였다.

$$\text{검출한계} = 3\sigma/s \qquad (1)$$

σ는 Ce 1wt% 시료의 16회 측정값들의 표준편차이고 s는 Ce 1wt%에서 농도 검정선의 미분치이다. 본 실험 조건에서 Ce의 검출한계는 0.57 wt%로 추정되었다.

2.2.3 측정 정밀도

일반적으로 측정값의 상대표준편차는 잡음에 대한 신호 세기의 증가로 인해 농도가 높을수록 작아지는 경향을 보여야하나, 본 실험에서는 Ce 1, 2, 3, 4, 5wt% 시료에 대해서 각각 15, 18, 15, 12, 13%의 상대표준편차를 보여 Ce의 함량이 높을수록 정밀도를 저하시키는 현상이 존재함을 알 수 있다. $CeCl_3 \cdot 7H_2O$은 조해성이 큰 물질로 측정 중 시료 표면에 수분이 흡수되는 현상이 관찰되었다. 따라서 측정의 정밀도 저하의 주된 요인 가운데 하나는 시료의 수분흡수로 추정된다. 실제 PRIDE 시설은 아르곤 분위기로 이와 같은 수분 흡수가 없을 것으로 예상되며, 따라서 5% 정도의 일반적인 LIBS 분석의 상대표준편차를 가정하면 0.2 wt% 이하의 검출한계를 확보할 수 있을 것으로 기대된다.

3. 결론

PRIDE 시설에 적용을 목적으로 원격 LIBS 장치를 제작하여 Ce을 분석해 보았다. 실험실 조건에서 0.57wt%의 검출한계의 성능이 확인되었다. 추후 현장 적용 기술 개발을 통해 0.2wt.% 이하의 검출한계를 확보할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] H. Lee, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, S.W. Paek, Energy Procedia, Vol. 7, pp. 391-395, 2011

[2] D.W. Hahn, N. Omenetto, Appl. Spectrosc. Vol. 66, No. 4, pp. 347-419, 2012

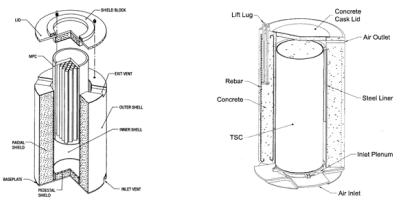
콘크리트 오버팩의 내충격성능평가

이상훈*, 조상순, 전재언, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shlee1222@kaeri.re.kr

1. 서론

콘크리트 저장용기는 미국에서 주로 사용되고 있는 사용후핵연료 중간저장시스템으로서 사용후핵연료 다발이 적재되는 금속 캐니스트와 콘크리트 오버팩으로 구성된다. 콘크리트 오버팩은 사용후핵연료에서 방출되는 방사선을 차폐하는 기능과 비산물 충돌 등과 같은 외부의 충격으로부터 캐니스터를 구조적으로 보호하는 기능을 한다. 일반적으로 비산물 충돌 등과 같은 사건을 평가하기 위해서는 콘크리트의 국부손상과 전반소상을 평가해야 하는데 전통적인 평가기법은 이 두가지 손상을 분리하여 평가한다[1]. 특히 국부손상은 경험식에 의하여 평가되는 경우가 많은데 평가 결과에 불확도가 크다는 점이 알려져 있다.

본 연구에서는 재료파괴모델과 요소제거기법을 활용한 유한요소해석으로 사용후핵연료 콘크리트 오버팩의 손상평가를 수행하고 이를 시험결과와 비교하여 상기 해석기법의 적용성을 평가하였다.



(a) Overpack Type 1 (b) Overpack Type 2

Fig. 1. Commercially available concrete casks.

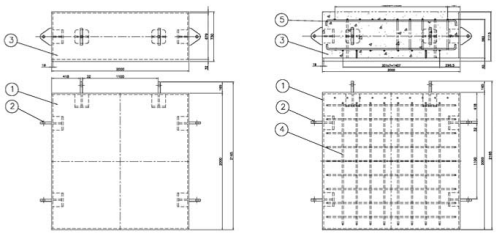
2.대상모델 및 충돌조건 선정

2.1 콘크리트오버팩 분할모델

총 네 가지의 콘크리트 오버팩이 고려되었다. 각각의 오버팩의 특성은 아래 표 1에 요약하였다. 참고로 Type 1, 2, 3는 각각 Holtec사, NAC사, 그리고 환경공단 주도로 개발중인 모델을 참고로 하여 설계되었다 (Fig. 1). 해석과 시험의 용이성을 위하여 2m × 2m의 분할모델이 설계되었으며 주요한 치수 역시 참고된 모델의 것을 따랐다. Fig. 1은 오버팩 I과 II의 설계도면이다.

Table 1. 4 Types of concrete overpacks

Type	1	2	3	4
전면철판	O	X	O	X
Rebar	X	O	O	X



(a) Type 1 (b) Type 2

Fig. 2. Overpack segment models (I & II).

2.2 사고시나리오 및 충돌조건

본 연구는 유한요소법을 이용한 해석기법을 검증하는 차원에서 수행된 것으로 특정 사고에 대한 평가를 목적으로 하지 않는다. 하지만 항공기의 엔진이 콘크리트 용기를 직격하는 사고시나리오와 비슷한 정도의 가혹한 조건을 해석과 시험에 반영하고자 하였다. 해석 및 시험에 사용될 충돌체는 직경 155 mm의 강체포탄이며 재질은 고장력강 SCM440으로 만들어졌다. 보잉 747기가 150 m/s의 속도로 충돌하는 경우와 같은 관통깊이를 주는 충돌속도 계산을 위하여 Modified NDRC 공식이 사용되었다[1]. 최종 계산된 충돌속도는 314 m/s이다.

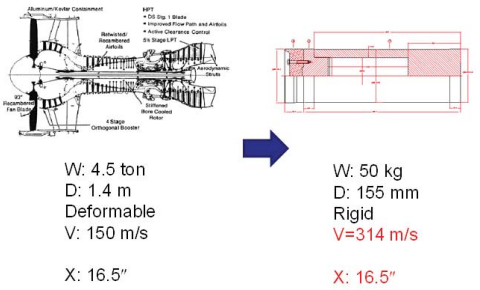
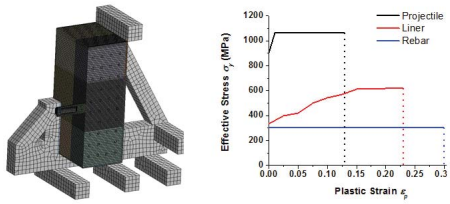


Fig. 3. Impact velocity calculation.

3. 전산해석

3.1 모델링

각각의 오버팩 분할모델과 강체포탄, 그리고 지지대가 모델링되었다. 모두 8절점 육면체 요소를 사용하여 모델링 되었으며 철근은 2절점 2차 빔 요소를 이용하여 모델링 되었다. 각각의 재료의 물성치는 실제 인장시험을 통하여 구해졌으며 콘크리트 물성치는 공시체 압축시험을 통하여 얻어진 값을 사용하였다. 콘크리트는 AUTODYNE 라이브러리의 RHT 콘크리트 모델이 사용되었다.



(a) FE model (b) Material models

Fig. 4. Modeling of overpack segment models.

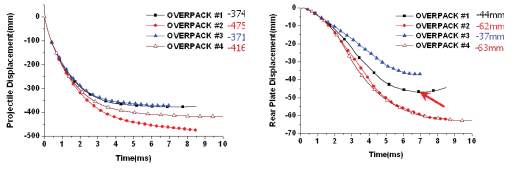
3.2 해석결과

ANSYS AUTODYN을 활용하여 해석이 진행되었다. 아래 Table 2이와 같은 재료파손 및 요소제거의 설정이 사용되었다. Table 2의 e_g는 geometric strain이다.

Table 2. Failure and erosion criteria

Parts	Failure	Erosion
Liner	$\epsilon_p \geq 0.22$	$\epsilon_p \geq 0.23$
Missile	$\epsilon_p \geq 0.13$	N/A
Rebar	$\epsilon_p \geq 0.3$	$\epsilon_p \geq 1.0$
Concrete	RHT model	$\epsilon_g \geq 2.0$

중요한 해석결과는 포탄의 관통깊이와 후면철판의 변형이다. 전자는 방사선차폐와 관계있는 국부손상이며 후자는 캐니스터의 회수성과 연관있는 전반손상 척도이다. 해석결과는 Fig. 5와 같다.

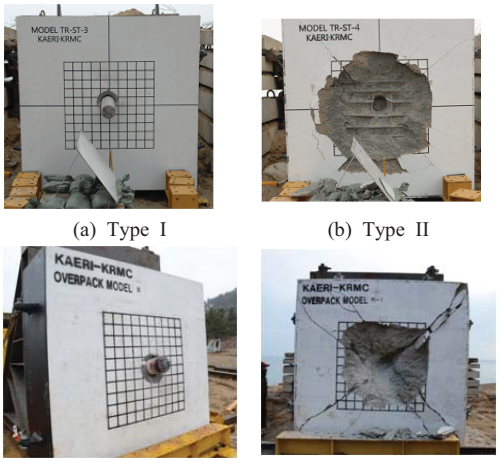


(a) Penetration (b) Deformation

Fig. 5. Results of numerical simulation.

4. 검증시험

국방과학연구소의 시험장에서 155 mm 화포를 이용하여 검증시험이 수행되었다. 아래 그림은 시험 후 오버팩 분할모델들의 형상을 정리한 것이다. 전면 철판이 있는 오버팩 3과 4는 포탄이 박혀있는 상태로 시험이 종료되었으며 전면철판이 없는 오버팩 3과 4의 경우 대규모의 콘크리트 박리와 균열이 발생함을 알 수 있다. Table 3에 시험결과를 정리하였다.



(a) Type I (b) Type II

(c) Type III (d) Type IV

Fig. 6. Shape of overpacks after impact.

Table 3. Comparison of test results and simulation

	1	2	3	4
Penetration	495	470	371	416
(test)	450	600	370	376
Deformation	53	62	37	63
(test)	43	52	25	20

5. 결론

본 연구에서 수행된 해석과 시험 결과 유한요소법을 활용한 콘크리트 오버팩 해석평가는 파라미터 설정에 그 결과가 매우 민감함을 알 수 있었으며 이로 인해 해의 불확도가 상당함을 알 수 있었다. 본 기법을 실제 시스템의 평가에 활용하기 위해서는 파라미터의 검증이 선행되어야 할 것으로 보인다.

6. 참고문헌

[1] US DOE, *Accident analysis for aircraft crash into hazardous facilities*, DOE-STD-3014-2006(2006)

파이로 폐기물의 포장용기 개념설정 및 붕괴저장 방안분석

이주찬*, 방경식, 서중석, 서기석, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjclee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정에서는 다양한 종류의 폐기물이 발생되며, 이들 폐기물은 안정한 형태의 waste form (고화체)으로 제조, 밀봉/포장하여 안전하게 관리되어야 한다. 원자력연구원에서는 파이로 폐기물의 특성, 고정화 matrix, 방사능과 붕괴열, 처분옵션 등을 고려한 통합/붕괴저장 방안에 관한 연구를 수행하고 있다. 폐기물의 붕괴저장을 통하여 방사능/붕괴열을 감소시킴으로서 효율적인 폐기물 관리와 고준위폐기물의 최소화 및 처분효율을 향상시킬 수 있다. 본 연구에서는 파이로 Flowsheet Ver.4.00을 기준으로 Cs 및 Sr 고화체에 대한 특성분석과 고화체 허용온도를 고려한 고화체의 치수 및 포장용기 개념을 설정하였다. 또한, 국내 및 미국의 폐기물 분류기준에 따라 Cs 및 Sr 고화체에 대한 붕괴저장 방안을 분석하였다.

2. 본론

2.1 Cs 및 Sr 고화체의 특성

Table 1은 연소도 55,000 MWd/tU, 초기 농축도 4.5 wt%, 냉각기간 10년인 PWR 사용후핵연료 10톤을 처리했을 때 Flowsheet Ver. 4.00에서 제시하고 있는 Cs 및 Sr 고화체의 발생량 및 특성을 나타낸다. 사용후핵연료 10톤의 방사능과 발열량이 각각 6.336E6 Ci, 21.79 kW 이며, Cs과 Sr 고화체의 방사능 및 붕괴열은 사용후핵연료 대비 각각 42%, 33%와 32%, 26%이다.

2.2 고화체 포장용기의 개념설정

고화체 포장용기의 열전달해석을 수행하여 허용온도 기준을 만족하는 고화체 크기, 최대 붕괴열과 포장용기 개념을 설정하였다. 고화체 포장용기는 프랑스, 일본 등에서 재처리폐기물의 포장용기로 사용되는 UC-C/UC-V 표준형 캐니스터를 기준으로 평가하였다. 표준형 캐니스터의 설계기준은 고화체 적재용량 120리터를 기준으로 붕괴열 2 kW(16.7 kW/㎥), 고화체의 허용온도 500℃이다. 파이로 Flowsheet에서 제시하고 있는 고화체의 단위체적당 최대 붕괴열은 21.17 kW/㎥로 표준형 캐니스터의 붕괴열 16.7 kW/㎥를 초과한다.

고화체 크기 및 붕괴열에 따른 열전달해석을 수행하여 허용온도 기준을 만족하는 고화체의 치수를 결정하였다. 고화체 포장용기는 표준형 캐니스터(고화체 직경 40.8 cm)와 고화체 직경 35 cm 및 30 cm의 3종 용기를 고려하였다. Table 2는 열전달해석에서 고려된 3종 포장용기 및 고회체의 치수 및 붕괴열 조건을 나타낸다. 열전달해석에서는 포장용기 주변의 대기온도를 27℃, 고화체의 단위체적당 붕괴열을 15 ~ 30 kW로 고려하였다.

Fig. 1은 고화체 직경과 붕괴열에 따른 캐니스터의 centerline 온도를 보여주고 있다. 고화체의 허용온도는 500℃이며, 운반용기 및 저장시스템이 아닌 포장용기에 장전된 고화체의 제한온도는 425℃로 가정하였다. 이 온도를 만족하기 위한 붕괴열은 표준형 캐니스터(고화체 직경 40.8 cm)인 경우 17.5 kW/㎥, 고화체 직경 35 cm 및 30 cm의 경우 각각 22 kW/㎥와 27.5 kW로 계산되었다. 고화체 직경이 작아지면 온도는 떨어지지만 발생량이 증가하며, 고화체의 허용온도 및 발생량을 감안하여 고화체 직경은 35 cm로 결정하였다. 35 cm 고화체의 경우 포장용기에 장전된 고화체의 온도를 425℃로 제한하기 위한 단위체적당 최대 붕괴열은 22 kW/㎥이다. 이 붕괴열은 파이로 Flowsheet Ver.4.00에 제시된 고화체의 최대 붕괴열 21.2 kW/㎥ 이내로서 열적 건전성이 유지될 수 것이다. 직경 35 cm에 대한 고화체 포장용기 개념을 Fig. 2와 같이 설정하였다.

2.3 Cs/Sr 고화체의 붕괴저장 방안 분석

파이로 폐기물 중에서 초기 방사능/발열량이 큰 Cs 및 Sr 고화체의 붕괴저장 방안을 분석하였다. 원자력안전위원회고시 2012-53호[1]에서는 국내 중저준위폐기물의 처분농도를 Cs-137의 경우 1.11E6 Bq/g(77.9 Ci/㎥), Sr-90의 경우 7.4E4 Bq/g(4.8 Ci/㎥)으로 제한하고 있다. 또한, 미국 NRC의 10CFR 61.55[2]에서는 중저준위 폐기물

(Class-C)의 처분농도 제한치를 Cs-137와 Sc-90의 경우 각각 4,600 Ci/㎥, 7,000 Ci/㎥으로 제한한다. Cs-137의 경우 초기 방사능이 3.80E6 Ci/㎥이고, 300년 이후 방사능이 3770 Ci/㎥으로 미국의 중저준위폐기물 처분기준을 만족하지만 경주처분장의 인수기준과 비교하면 50배를 초과한다. Sr 고화체는 초기 방사능이 3.15E6 Ci/㎥이고, 300년 붕괴저장 이후 방사능이 1,950 Ci/㎥으로 미국 기준을 만족하지만 국내 기준의 400배를 초과한다. 따라서 Cs/Sr 고화체는 300년 붕괴저장을 고려하여도 경주처분장의 폐기물 인수기준을 개정하지 않으면 저준위폐기물 처분은 불가능하지만 KINS에서 개정중인 폐기물 분류기준에 따라 중준위폐기물로의 처분은 가능할 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 공정에서 발생되는 Cs/Sr 고화체의 특성을 분석하고 고화체의 허용온도 및 파이로 Flowsheet에서 제시한 단위체적당 최대 붕괴열을 고려하여 고화체의 직경을 35 cm로 결정하고 포장용기의 개념을 설정하였다. Cs/Sr 고화체의 붕괴저장 방안분석 결과 300년 붕괴저장을 통하여 미국의 폐기물 분류기준으로 중저준위폐기물로 처분이 가능지만 현재의 국내 폐기물 분류기준으로는 경주처분장으로의 처분이 불가능한 것으로 분석되었다. 하지만 현재 개정중인 폐기물 분류기준을 적용하면 중준위폐기물 처분이 가능할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 “원자력 연구개발사업”의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-53호, “중저준위 방사성폐기물 인도규정”, 원자력안전위원회, 2012

[2] US 10 CFR Part 61.55, "Classification of Radioactive Waste"

Table 1. Amount and characteristics of Cs/Sr waste

	Cs waste form	Sr waste form
Amount of waste	918.4 kg	636.1 kg
	0.353 ㎥	0.265 ㎥
Radio-activity	2.67E6 Ci	2.02E6 Ci
	7.56E6 Ci/㎥	7.62E6 Ci/㎥
Decay heat	7.17 kW	5.71 kW
	20.31 kW/㎥	21.17 kW/㎥

Table 2. Thermal analysis model and conditions

	Model-1 (Φ40.8)	Model-2 (Φ35cm)	Model-3 (Φ30cm)
Canister O.D	Φ430mm	Φ370mm	Φ320mm
Canister I.D	Φ418mm	Φ360mm	Φ310mm
Waste form diameter	Φ408mm	Φ350mm	Φ300mm
Decay heat (canister)	1.8~3.6 kW	1.30~2.60 kW	0.95~1.90 kW
Decay heat (unit vol.)	15 ~ 30 kW/㎥		

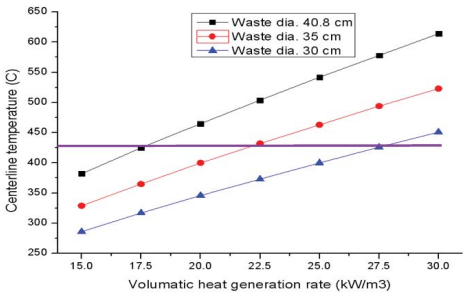


Fig. 1. Centerline temperatures as a variation of decay heat and diameter of waste form.

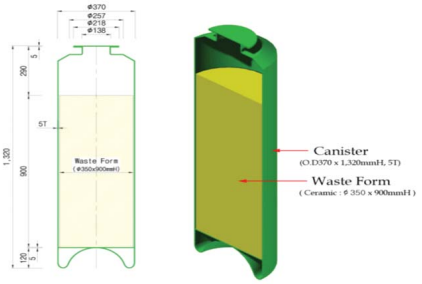


Fig. 2. Conceptual drawing of canister.

사용후핵연료 중간저장시설 설계 경향 분석

윤형준*, 김효일, 박정수, 김영복, 정재훈, 나한정, 최광순
한국전력기술주식회사, 경기도 용인시 마북동 용구대로 2354
*ading@kepco-enc.com

1. 서론

사용후핵연료의 영구처분 정책 지연으로 처분장이 운영되려면 수십 년은 더 걸릴 것으로 예상하고 있어, 중간저장 기간은 초기에 생각했던 기간보다 더 오랜 기간, 경우에 따라서는 100년 혹은 그 이상이 고려되고 있다. 이와 관련하여 IAEA는 안전지침서에서 50년까지를 단기저장으로, 100년까지를 장기저장으로 정의하고 있는데, 향후 사용후핵연료 관리단계를 결정하는데 100년이면 충분한 기간이라 판단하고 있다. 또한 9.11 테러 이후 강화되고 있는 보안 및 안전성의 강화로 원자력 주요설비에 대한 대형 항공기 충돌 안전성평가를 수행하고 있는 실정이다. 이와 같이 사용후핵연료 저장시설은 장기저장이 고려된 설계와 항공기충돌등 법규, 기준보다 보수적인 설계요건을 요구하는 경향을 보이고 있다.

2. 본론

2.1 중간저장시설 규제기준

원자력안전법 제2조 20에서는 “원자력이용시설”로 명확히 정의되어 있지만 사용후핵연료는 원자력안전법 제2조 18에 “방사성폐기물”로 폐기의 대상이 되는 물질로 정의되고 있다. “원자력이용시설”이라 함은 원자력의 연구·개발·생산·이용(이하 “원자력이용”이라 한다)과 관련된 시설“로 정의됨에 따라 인허가 절차를 위해서는 방사성폐기물인 사용후핵연료를 저장하는 중간저장시설의 명확한 규정이 필요하다. 지금까지 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 구체적인 안전성분석보고서 작성지침이 마련되어 있지 않고 단지, 사용후핵연료 중간저장시설의 위치에 관한 기술기준 및 사용후핵연료 습식저장시설에 관한 부지특성보고서 작성지침에 관한 고시가 제정되어 있을 뿐이다.

2.2 미국 설계 경향

1990년대 이후 발전소 내 습식 중간저장시설보다는 건식중간저장시설이 대다수를 차지하게 되었으며 EPRI는 향후 수십년에 걸쳐서 점진적으로 건식저장 시설 내 사용후핵연료 저장량이 증가[1]하여 습식저장은 사라질 것이라 예측[2]하고 있다.

2001년 9.11 사태 이후 NRC에서는 미국 내에 일반적인 저장방식에 대한 보안과 안전성의 결함을 보완하기 위해 “Hardened On-Site Storage (HOSS)”[3]에 대한 검토를 진행하고 있다.

Petition for rulemaking (PRM-72-6),4 Item no. 11, requests that the NRC “… require Hardened On-site Storage (HOSS) at all nuclear power plants as well as away-from-reactor dry cask storage; that all nuclear industry interim on-site or off-site dry cask storage installations or ISFSIs be fortified against attack.”

이것은 인간행동과 항공기를 포함한 외부공격에 대한 대비 설계이며 "Hardened"의 의미는 저장모듈(Storage Module)을 둘러싼 구조물을 이루는 콘크리트나 강철, 자갈 혹은 다른 물질에 의해 외부공격으로부터 방어되는 것을 뜻하며 NRC는 저장용기에 요구되는 사항은 아니라고 하였다.

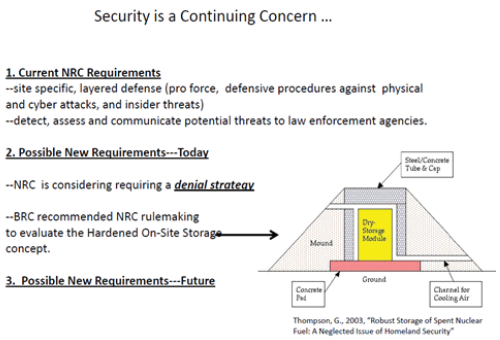


Fig. 1. HOSS Design Concept[4].

2.3 일본 설계 경향

일본은 발생되는 사용후핵연료를 로카쇼 재처리 공장으로 이송되기 전까지 누적되는 사용후핵연료를 중앙집중식으로 저장관리하기 위한 중간저장 시설의 필요성이 대두되었다. 이에 따라 2009년 6월에 50년 중간저장 동안 캐스크와 내용물의 장기건전성 측면에서 금속캐스크를 사용하는 방

향으로 결론[5]을 내렸으며 무츠시에 중간저장시설을 건설하였다. 무츠 중간저장시설은 항공기 충돌이 반영된 중간저장시설 구조물 내에 금속저장용기를 설치하는 방식이다.

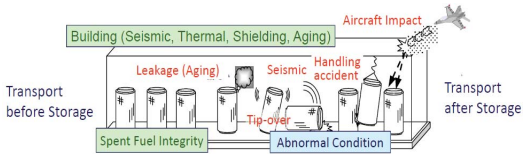


Fig. 2. Accident Conditions Model of Mutsu Interim Storage Facility.

무츠 중간저장방식은 항공기 충돌이 기 반영되어 있는 금속저장용기를 저장함에 따른 과설계의 우려가 예상되지만 재처리를 위한 해상수송 전에 임시저장하는 개념으로 중간저장시설 내에 저장되어 있던 금속저장용기를 그대로 운송선에 선적함에 따른 효율적 저장방식이라 판단된다.

일본은 터널저장방식도 연구 중인데 그 이유는 이 저장방식이 산이 많은 일본 지형에 유리하며 이로 인한 자연환경을 이용한 이점을 가질 수 있고 지진이나 테러리스트의 침입에 대한 방어에도 이점을 가지고 있기 때문이다.

2.4 독일 설계 경향

독일의 경우는 2002년 정부와 전력회사간의 상호 합의 결과로 기 운영되고 있는 중앙집중저장시설인 Ahaus와 Gorleben 시설의 운영이 최소화되고 발전소별 소내 저장용량 포화가 급박하게 다가옴에 따라 On-Site에 건식저장시설을 건설하게 되고 인허가 기간 단축을 위해 안전성이 증대된 저장건물 내 설치방식(STEAG, WTI 방식)을 채택했을 것으로 판단된다. 두 방식 모두 항공기충돌이 반영되고 안전성이 증대된 저장건물 내에 저장용기를 설치하는 방식을 채택하였다.

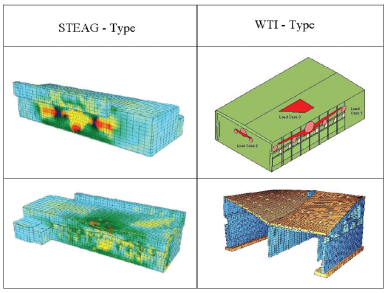


Fig. 3. Results of computer simulation of an aircraft crash onto an interim storage facility.

독일의 저장방식은 WTI 방식과 STEAG 방식, 그리고 터널저장방식이 있다. WTI와 STEAG 방식은 모두 저장건물 내 저장용기를 설치하는 방식으로 저장공간이 WTI 2개, STEAG 1개의 차이가 있다. 터널저장방식은 독일 Neckarwestheim 원전의 소내 건식저장시설에서 운영되고 있으며 부지 내 채석장을 이용하여 건설하였다.

2.5 스페인 설계 경향

스페인은 볼트 방식의 개선형인 메가볼트 방식을 채택하여 건설 중에 있다. 기존의 볼트 방식의 단점인 저장관에 1개의 핵연료집합체를 저장하는 것을 다수의 저장 캐니스터를 직접 저장관에 장입하는 방식으로 운전시간 단축과 저장밀도를 향상시키는 장점이 있다. 또한 외부건물은 항공기 충돌 사고에 대비하여 설계할 수 있으므로 저장캐니스터에 대한 항공기 충돌 인증을 반드시 할 필요는 없다.

3. 결론

원자력 주요국가들의 중간저장 방식은 건식저장방식을 채택하고 있으며 외부 침입과 항공기 충돌을 고려하여 저장시설을 건설하고 그 시설 내에 저장용기를 설치하여 보안/안전성을 설계에 반영하고 있다. 이와 같은 설계방식이 강화된 보안 및 안전성을 요구하는 것이 세계적 경향이며 국내에 적용 시 이를 고려해야 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] NRC, "Spent fuel storage in pools and dry casks - Key points and questions & answers"

[2] BRC, "Report of Blue Robbon Commission on America's Nuclear Future", 2012

[3] Transportation and Storage Subcommittee Report to the Full Commission, Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future Washington, 2011

[4] Underground Facility for Consolidated Spent Fuel Storage, National Nuclear Fuel Cycle Summit Carlsbad, New Mexico

[5] Government of Japan, "Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management", 2011

VHTR 사용후핵연료 사일로 선원항 및 차폐평가

최영환[1*], 강성규[1], 오재용[1], 고재훈[1], 박제호[1], 이원재[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 2층
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]sarn2000@kones21.com

1. 서론

VHTR(Very High Temperature gas-cooled Reactor) 사용후핵연료에 대한 연소계산을 수행하여 방출시의 핵종재고량을 산출하고, 붕괴계산을 수행하여 감마, 중성자 및 열선원항을 평가하였으며, 이를 기반으로 사일로(Silo) 타입의 건식저장시설에 대한 차폐해석을 수행하였다.

2. 선원항 평가

2.1 VHTR 노심특성

VHTR 사용후핵연료에 대한 방사선원항 평가를 위해서는 노심조건에서의 연료블럭의 연소를 모사하여야 한다. 노심은 아래 Fig. 1에서처럼 육각기둥 형태의 연료블럭과 흑연 반사체블럭으로 이루어져 있으며 수량은 Table 1과 같다. 대상 VHTR 노심의 열출력은 600MWth이며, 연료블럭은 3주기 형태로 연소도 100GWD/MTU까지 연소된다.[1] 주요 노심인자는 아래 Table 2에 주어져 있다.

Table 1. Number of blocks in VHTR core

항목	Column 수량	총 수량 (9단)
연료블럭	108	972
내부 반사체	55	1305 (=145*9)
외부 반사체	90	

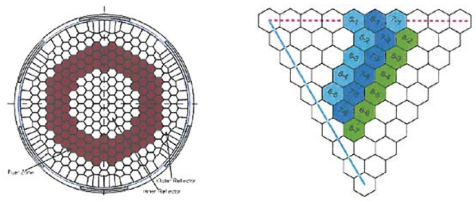


Fig. 1. Feature of VHTR reactor core and 3 cycles.

Table 2. Characteristics of VHTR core

Thermal Power	600	[MWth]
Total FB/Core	972	#
U Mass/Core	8.5111777	[ton]
Average power/FB	0.617284	MW/FB
Specific Power	70.495532	MW/tU

2.2 연소계산

연소계산에서는 Fig. 2처럼 연료블럭 하나를 대상으로 하였으며, 각 요소의 조성과 제원은 Table 3에 주어졌다. 계산은 SCALE6.1.2 코드의 TRITON 모듈을 적용하였으며, 육각기둥형 연료블럭의 모든 외곽 면에 대하여 반사조건을 적용하였다.

Table 3. Characteristics of VHTR core

연료	밀도[g/cc]	질량비	온도[℃]
U-235	4.5064	8.7655426704E-02	1000℃
U-238		4.9671408465E-01	
O-16		7.8699746600E-02	
Si-28		1.6516468734E-01	
Si-29		8.3866613875E-03	
Si-30		5.5283699969E-03	
C-12		1.5785102331E-01	
감속재 (C-12)	1.74	1	800℃
	원자밀도 [atoms/barn*cm]		
He(Gap)	2.46E-5		900℃
He(Coolant)	2.46E-5		700℃

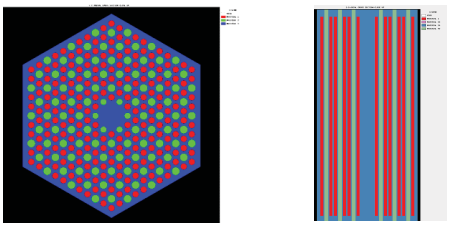


Fig. 2. Computational domain of VHTR fuel block.

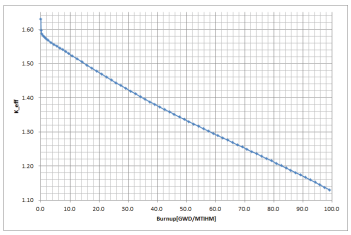


Fig. 3. Reactivity decrease during depletion.

Fig. 3에는 방출연소도 100GWD/MTU까지 연소하는 과정 중의 반응도 변화를 나타내었다. 초기 약 1.63에서 방출 시에는 약 1.13까지 반응도가 저하하는 것을 알 수 있다. 방출시점에서 191개의

주요핵종에 대한 재고량을 그램 단위로 산출하여, 붕괴계산 시 초기 자료로 사용하였다.

2.3 붕괴계산

붕괴계산에는 ORIGEN-S 모듈을 사용하였으며, 연소 이후 각 냉각 단계에서의 선원항을 도출하였다. Fig. 4는 냉각시간에 따른 단일 블럭의 열선원항 추이를 보여 주고 있으며, 방출 시 약 3kW, 1달 후에는 1kW, 1년 후에는 약 200W 정도이다. 약 106일 후 500W에 도달하였을 때의 감마 및 중성자선의 에너지 영역에 따른 스펙트럼을 Fig. 5에 나타내었다.

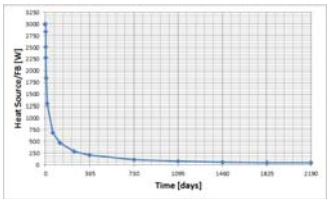


Fig. 4. Heat source.

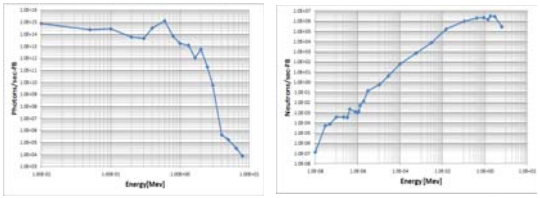


Fig. 5. Gamma and Neutron spectra.

3. 사용후핵연료 사일로 차폐해석

3.1 사용후핵연료 사일로

7개의 연료블럭을 10단 적재 가능한 캐니스터를 차폐하는 콘크리트 사일로를 가정하였으며, 내부 캐니스터 내 바스켓 형태(원형 및 육각형)에 따라 두 가지 종류를 고려하였다. 콘크리트의 두께는 두 경우 모두 1 m를 가정하였다.

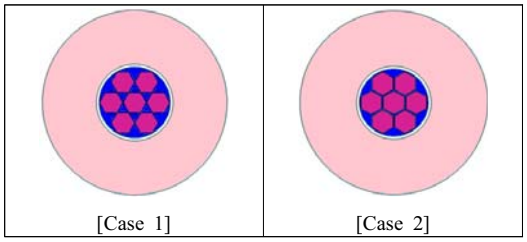


Fig. 6. Cross-sectional view of Concrete Silo.

3.2 방사선량률 평가결과

차폐계산은 MCNP5(ver.1.40) 코드로 수행하였으며 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응단면적은 ENDF/B-Ⅵ라이브러리를 이용하였다.[2] 선속-선량률 환산인자로는 ICRP-74 (1996)를 사용하여 계산결과를 선량률로 나타내었다. 축방향으로 각 높이에서 원주방향으로 총 36개 데이터를 산출하고, 이를 평균하여 선량률을 얻었으며, Fig. 6 및 7에 제시한 바와 같이 감마선이 중성자선에 비하여 훨씬 주요한 선량인자임을 알 수 있다. 또한 두 경우 모두 선량률이 사일로 표면에서는 0.2mSv/hr 이하이며, 2m 이격거리에서는 0.1mSv/hr 이하로 충분히 낮음을 알 수 있다.

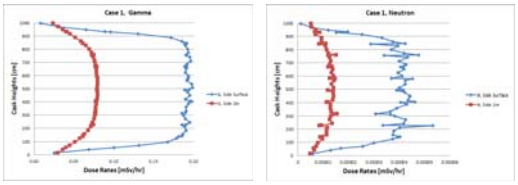


Fig. 7. Result of Case 1 Silo Shielding Evaluation.

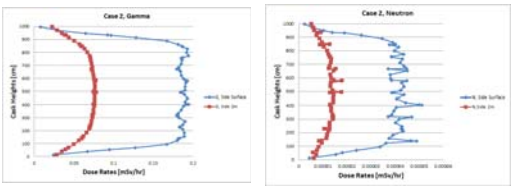


Fig. 8. Result of Case 2 Silo Shielding Evaluation.

4. 결론

SCALE 코드의 TRITON 및 ORIGEN-S 모듈을 적용하여 VHTR 사용후핵연료에 대한 연소/붕괴계산을 수행하였으며 감마, 중성자선 및 열선원항을 평가하였다. 이를 기반으로 MCNP 코드를 적용하여 사일로 타입의 건식저장시설에 대한 차폐해석을 수행하여 차폐성능을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래부의 원자력연구개발 및 포스코의 지원 하에 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] C. K. Jo, Y. H. Kim and J. M. Noh, “Reevaluation of Burnable Poison effects in a VHTR”, 춘계원자력학회, 2008

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

Seismic Tipping Response Characteristics at Inclined Surface

Tae Myung Shin*

Korea National University of Transportation, Daehak-ro 50, Chungju, Korea

*tmshin@ut.ac.kr

1. Introduction

The general arrangement method of free standing structures like spent fuel racks in the pool to withstand the seismic condition is locating them with a gap between adjacent modules. The design gap in the case is normally determined from maximum seismic sliding plus margin through nonlinear seismic analyses.[1] Normally, the bottom surface is assumed to be perfectly horizontal for nonlinear seismic analysis to calculate the maximum sliding and tipping. Then, is the estimation of tipping response under such an assumption really OK? The answer may be unfortunately no, and the response could be underestimated. The increase of tipping seismic response of rack modules on a slight slope meeting the installation requirement may not be negligible. In the paper, the conservatism of the spent fuel rack gap design and the adequacy of the tipping response estimation are checked through seismic analyses for the maximum slope condition of the pool bottom within the installation limit.

2. Analysis Model and Simulation

Spent fuel storage rack is a honeycomb type structure consisted of welded cells for fuel assembly insertion. It stands freely on and supported by the embedment plates at four sides on the storage pool bottom. If the four support plates are not in level position vertically, they could cause an inclined condition for the rack module.

To check the general seismic tipping response characteristics of the free standing structures at inclined surface, a rigid block on a inclined surface with an angle α is modeled as shown in Fig. 1. The tipping responses of the model in slope conditions are analyzed to be compared with that in level condition. [2]

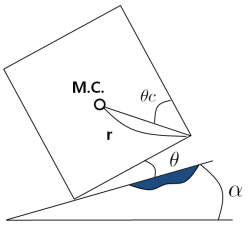


Fig. 1. Sliding Analysis Models.

The equations of motion for the simple models shown in Fig.1 are made in case of seismic tipping of a block on the inclined surface of angle α. The design parameters are assumed to be θ, for the tipping angle of masses in the inclined direction, respectively. However, the ground motion x_g is assumed to apply in the horizontal direction to consider the inertia effect on the masses. The governing equation of motion for the tipping block can be expressed as follows.[3]

$$I\ddot{\theta} + mr\ddot{x}_g \cos(\theta_c - \theta - \alpha) + mgr\sin(\theta_c - \theta - \alpha) = 0, \theta \geq 0 \quad (1a)$$

$$I\ddot{\theta} + mr\ddot{x}_g \cos(\theta_c + \theta + \alpha) - mgr\sin(\theta_c + \theta + \alpha) = 0, \theta \leq 0 \quad (1b)$$

where, I are the moment of inertia of the block about base corner, m the block mass, r the distance from center of gravity to base corner, Θ the tipping angle of the block with respect to the ground, Θ_c the critical angle between the center of gravity the block edge with respect to the base corner, and α the initial angle of bottom slope. And, $\ddot{x}_g$, g are the earthquake ground acceleration and the gravitational acceleration, respectively. The moment of inertia I and the coefficient of restitution e are assumed to satisfy following relations.

Numerical analyses are performed for the mathematical models described in Fig.1 using the design seismic inputs of YGN 3&4 with 0.2 g of zero period acceleration, for reference.

$$I = \frac{4}{3} mr^2 \qquad (2a)$$

$$e = 1 - \frac{3}{2}\sin^2\theta_c \qquad (2b)$$

For the sliding block shown in Fig.1, the seismic tipping angle response versus time are calculated to be compared between the condition of support surface at level and at slope. The initial inclined angle α is assumed to be 0.2 degree, which is equivalent to the allowable installation requirement. The spent fuels in the rack module are assumed to be partially stored. And, to consider 3-D seismic effect, the maximum constant vertical seismic acceleration is applied constantly. For the simulation, the seismic inputs for 0.3 g and 0.4 g are made by multiplying numerical factors directly to the original acceleration time history data for the analysis purpose. The sixth order Runge-Kutta scheme and double precision were chosen for numerical integration of the equations of motion in FORTRAN. The response time histories during the first 24 seconds were used to calculate the peak responses of the system.

3. Results and Conclusions

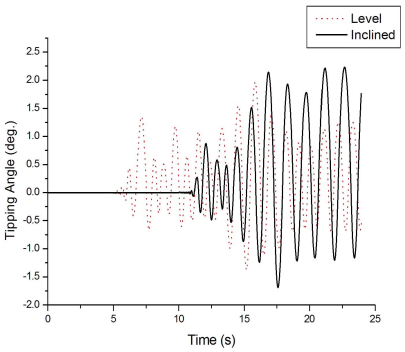


Fig. 2. Comparison of Tipping Angle Time History of a Block between Level and Slope Conditions (0.3g of ZPA).

From the seismic tipping analysis of a block, it is found that the maximum angle response in slope condition can increase more that 20% compared with that in level condition as shown in Fig. 2. In tipping analysis of the same block using 0.4 g time data as an seismic input, the effect of initial bottom slope is appeared more seriously, as shown in Fig. 3.

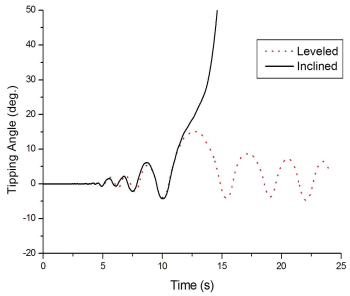


Fig. 3. Comparison of Tipping Angle Time History of Block bt. Level and Slope Conditions (0.4g of ZPA).

The maximum tipping response grows expectedly larger than the 0.3 g input case. However, in this case shown in Fig. 3, the block tipping response on the inclined bottom surface could diverge which means overturning.

Through the tipping analysis of a block model on an inclined surface by numerical simulation, followings are concluded as a results.

1. The seismic tipping response of a block model on an slope surface shows OK in the design seismic condition with 0.2 g of ZPA, but could be underestimated in higher seismic area.

2. To increase the seismic safety of the spent fuel racks, the module gaps should be determined carefully in consideration of sliding and tipping to save collision analysis job. Or, the installation requirement for the spent fuel pool bottom should be more restrictive for higher density rack design.

4. REFERENCES

[1] T. M. Shin, Seismic Sliding Response Characteristics at Inclined Surface, Spring Conference on Korean Nuclear Society, 2011

[2] T. M. Shin, I. Y. Kim, Review on the Seismic Analysis of Free Standing High Density Spent Fuel Storage Racks of PWR plants, J of Korea Society of Noise and Vibration Eng., Vol.8, No.2, 1998

[3] T. M. Shin, Seismic Sliding Characteristics of Rectangular Structures submerged in a Rectangular Pool, J of Korea Society of Noise and Vibration Eng., Vol.8, No.2, p. 260, 1998

제1분과

후행핵연료주기기술 및 정책 (Poster)

임계적 최적화를 통한 건식저장용기 제작비용 절감 방안 고찰

김윤식*, 이강욱, 박제호, 최규섭
(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 201호
*yunsik@kones21.com

1. 서론

현재 국내의 21기 PWR 원전 가동으로부터 발생되는 사용후핵연료는 각 발전소 내 습식저장조에 전량 보관되고 있으며, 국내 원전의 지속 가능한 운전을 위하여 신규 원전으로의 사용후핵연료 수송을 통한 저장용량 확충을 추진하고 있다. 이는 임시방편의 일환으로 근본적 해결을 위해서는 국외 원자력 선진국들이 채택한 건식저장시설 확보 및 운영이 필요할 것으로 판단되며, 현재 국내 또한 이와 관련된 상용화 연구가 진행되고 있다.

사용후핵연료 건식저장시설 운영에 있어 소요되는 비용의 대부분은 저장용기를 제작하는데 드는 비용으로, 지난 30여년간 축척된 우리나라의 사용후핵연료를 저장하기 위해서는 용기 제작비용만 수십조원이 소요될 것으로 판단된다. 제작비용 절감에 있어서 가장 효과적인 방안 중 하나는 용기의 내경을 최대한 줄여 제작에 필요한 소재의 양을 줄이는 방안이다. 용기의 내경은 임계적 안전성 관점에서 가장 민감한 부분 중 하나이므로, 본 보고서에서는 임계적 최적화를 통하여 건식저장용기의 제작비용 절감 방안을 검토하였다.

2. 본론

2.1 해석 방법

본 연구의 임계도 평가는 복잡한 3차원 기하학적 구조에 대해서도 실제의 경우와 유사한 유효증배계수 계산을 가능하게 하며, 다양한 검증과정을 거쳐 광범위하게 사용되고 있는 SCALE6.0의 CSAS 모듈을 사용하였다. 또한 중성자 선속(Flux) 계산에 요구되는 핵반응단면적 라이브러리는 최신의 다군(Multi - Group) 라이브러리 중 ENDF/ B-Ⅶ 238Group를 사용하였으며, 모든 임계도 평가는 몬테카를로 방법의 수렴성(Convergence)을 높이고자, 기본적으로 주기당 8,000개의 입자를 생성시킨 후 2,000주기에 대해 평가하였다.[1][2]

2.2 해석 모델

본 연구에 사용될 기준연료는 모든 핵연료봉에 가연성흡수재(Burnable absorber material)가 혼합되지 않은 WH 17 OFA 핵연료집합체를 선정하였고, Fig. 1과 같이 외부표면에 중성자흡수체(Metamic)가 부착된 5 ㎜ 두께의 바스켓 셀 내에 존재한다.[3] 2 x 2 형태로 모델링하여 x/y축 방향 무한배열로 가정하였다. 이웃하는 핵연료집합체간 이격거리는 최소 260 ㎜ 부터 최고 280 ㎜ 까지 설정하였고, 각 이격거리별 중성자흡수체의 두께를 최소 15 ㎜부터 최고 60 ㎜까지 변경하여 각각 임계도 평가를 수행하였다.

모델링에 사용된 주요 가정조건은 다음과 같다.[3]

- 핵연료 z축 : 유효핵연료영역만 고려
- 바스켓 셀 z축 : 유효핵연료영역만 고려
- 장전대상연료 : U235 4.5wt%의 WH 17 OFA 신연료
- 중성자흡수체 B4C 함량 : 31w/o
- 붕소 함량 : 실제의 75%만 고려
- 배열조건 : x/y축 방향 무한배열
- 핵연료 이격거리 : 260 ㎜ ~ 280 ㎜
- 중성자흡수체 두께 : 15 ㎜ ~ 60 ㎜

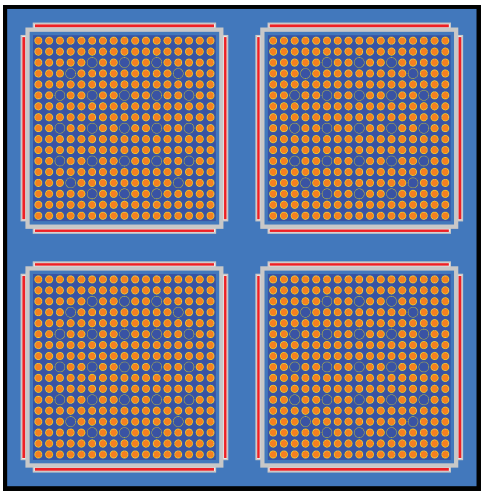


Fig. 1. Criticality analysis model.

2.3 해석 결과

각 해석 모델별 임계도 평가 결과는 Table 1 및 Fig. 2~3에 나타내었다.

Table 1. Criticality results per each model

Fuel Pitch	Neutron Absorber Thickness	k-effective		
		k_{eff}	sigma	k_{eff} max.
260	30	1.00442	0.00019	1.00480
	35	1.00421	0.00020	**1.00461**
	40	1.00456	0.00019	1.00494
265	30	0.97648	0.00021	0.97690
	35	0.97609	0.00020	0.97649
	40	0.97576	0.00020	**0.97616**
	45	0.97700	0.00020	0.97740
270	35	0.95130	0.00020	0.95170
	40	0.95118	0.00021	**0.95160**
	45	0.95193	0.00020	0.95233
275	30	0.93143	0.00020	0.93183
	35	0.93063	0.00020	0.93103
	40	0.93033	0.00021	**0.93075**
	45	0.93051	0.00020	0.93091
280	30	0.91300	0.00020	0.91340
	35	0.91252	0.00020	**0.91292**
	40	0.91268	0.00021	0.91310

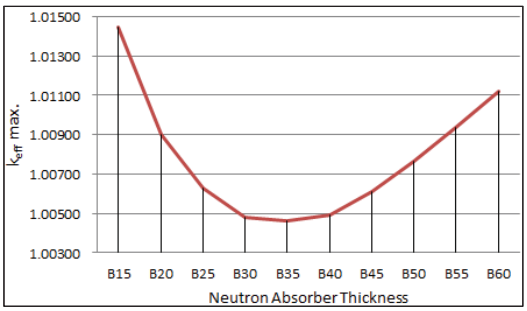


Fig. 2. Criticality results per fuel pitch 260㎜.

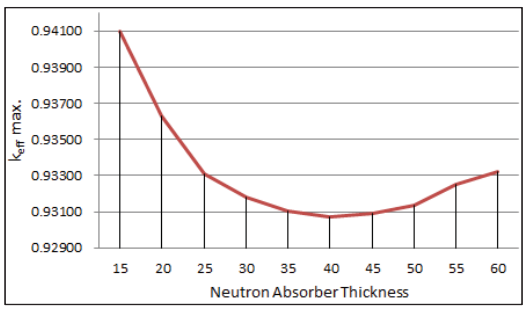


Fig. 3. Criticality results per fuel pitch 275㎜.

결과에 따르면, Table 1과 같이 핵연료 이격거리 275㎜ 이상에서 임계 설계기준 0.95를 만족하였으며, 중성자흡수체의 두께는 40㎜모델에서 임계도 0.93075로 가장 낮게 나타났다.

대상 모델별 임계도 변화 추이는 핵연료 이격거리가 클수로 임계도가 낮게 나타났으며, 중성자흡수체의 두께 변화에 따른 임계도의 변화는 그림 3와 같이 두께가 두꺼워 질수록 임계도가 점점 낮아지다가 40 ㎜에서 최저값을 보이고 이후 다시 상승하였다. 이러한 변화는 Fig. 2~3과 같이, 이격거리 260 ㎜와 275 ㎜ 결과를 비교하여 핵연료간 이격거리가 짧은 260 ㎜에서 더욱 심하게 나타났다.

3. 결론

임계적 최적화를 통하여 건식저장용기의 제작비용 절감효과를 모색했던 본 평가는 핵연료간 이격거리 275 ㎜ 및 중성자흡수체 두께 40 ㎜에서 최적의 임계도를 나타내었다. 중성자흡수체 두께 40 ㎜와 35 ㎜의 임계도차이가 불과 0.00028 이므로 임계적 여유가 있을시 중성자흡수체 두께를 35 ㎜로 선정하는 것이 경제적 관점에서 유리하다.

평가전 중성자흡수체의 두께가 증가할수록 임계값이 떨어질 것이라 예상하였으나, 평가 결과에 따르면 두께 40 ㎜에서 최소 임계값을 보이며, 40 ㎜ 이상의 두께에서 임계값은 오히려 증가하였다. 이에, 중성자흡수체 두께 증가로 기인한 임계 마진 확보는 일정 값 이상으로는 불가능하다는 것을 알 수 있다. 또는 이는, 핵연료간 이격거리가 짧을수록 심하게 나타났다.

따라서, 건식저장용기를 설계함에 있어 우선적으로 본연구와 같은 임계도 평가를 통해 예상되는 내경을 최적화 한 후, 종합적으로 차폐, 열, 구조, 기계적 평가 수행을 통해 용기 사이즈의 최적화 및 제작비 감소를 유도 할 필요가 있음을 제안한다.

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] NUREG-1536, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility”, U.S.NRC, 2010

건식저장 수행을 위한 사용후핵연료 관리상황별 환경변화 분석

국동학[1*], 양용식[1], 김영준[1], 구양현[1], 이성기[2], 이상진[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
[3]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[*]syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로에서 연소의 임무를 마치고 다시 연소되지 않는 핵연료는 그 순간부터 사용후핵연료로 분류되며, 우리나라의 경우 현재 모든 사용후핵연료는 원전 내 습식저장조에 안전하게 보관되어 있다. 그러나, 원전 습식저장조 포화 예상에 따라 건식저장 관리방안이 단시일 내에 가장 현실적인 해결방법으로 최근 논의되고 있으므로, 사용후핵연료가 겪게 되는 일련의 주변 환경 및 조건들을 분석함으로써, 사용후핵연료 건전성 유지에 미치는 영향을 알아보고자 하였다.

2. 본론

2.1 원자로 운전 중 환경

원전 운영중의 핵연료 거동은 이미 많이 알려져 있고, 핵연료 손상 역시 최근에는 그 빈도가 매우 낮아진 상태이다. 원자로에서 방출된 직후의 사용후핵연료의 거동에 가장 큰 영향을 미치는 항목으로는 소결체와 피복관 간의 거리(gap), 그 거리와 해당 온도에서의 봉내압과 그에 따른 hoop stress, 소결체와 피복관 간의 기계적 상호 반응, 피복관의 산화와 그에 따른 수소 pick up, 조사 손상, 그리고 피복관 외부에 가해지는 마멸 등이 있다. 이러한 모든 메커니즘들이 동시다발적으로 발생하여 사용후핵연료의 초기 특성을 형성한다.

건식저장 운영 기간동안 피복관의 건전성을 평가하기 위해서는 사용후핵연료가 건식저장시스템에 장입되기 전의 초기 상태를 잘 알고 있는 것이 매우 중요하다. 그러나, 건식저장을 하려는 모든 핵연료를 대상으로 파괴시험을 하거나 외관검사 등의 방법으로 집합체 및 전체 핵연료봉을 전수검사를 하는 것이 거의 불가능에 가까우므로, 현실적으로는 위와 같은 핵연료의 최종 상태는 통계적인 자료에 의해 판단되거나 제한된 실험값을 적용함으로써 알 수 있다. 그러나, 이러한 통계자료는 대부분 핵연료 봉 내에 이미 존재하는 크랙이나, 부분적인 마멸, 또는 기타 다른 여러가지 열화기구에 대한 내용이 반영되어 있지 않다. 결국, 사용후핵연료의 최종 상태는 원자로 운영중 발생했던 피복관 파손에 관한 정보나 수용가능한 제한치를 넘어선 핵연료 변형에 관한 정보, 파손의심이 가는 특정 핵연료봉을 대상으로 한 초음파 검사 정보, 그리고 핫셀에서 파괴실험에 의한 특성 정보 등을 참고하여 예측할 수 밖에 없다.

2.2 원전 수조내 습식저장 환경

습식 저장 온도는 주로 40℃ 범위로 유지된다. 이러한 온도 범위에서는 핵분열 생성 기체의 활동은 거의 없으며, 소결체와 피복관 간에 물리적 상호작용도 거의 없다. 또한 피복관 외벽의 부식도 그리 심각하지 않으며, 피복관 내의 수소화물의 침전 상태 역시 매우 안정적인 거동을 보인다. 따라서 습식저장 기간 동안 온전한(intact) 핵연료는 거의 아무런 damage를 입지 않는 것으로 보고 되고 있다. 간혹 습식저장 중 핵연료의 열화를 보고한 경우도 있는데, 이 경우 주로 열화 원인은 수화학 콘트롤의 실패로 규명되었다.

이와는 반대로 pin hole crack 이나 hairline crack을 가지고 있는 핵연료봉의 경우에는 봉 내부에 residual water를 포함할 수 있다. 이러한 residual water로부터 산소와 수소가 방사분해 되어 발생할 수 있으며, 이는 피복관 내부 부식이나 이산화우라늄의 부식을 야기시킬 수 있다. 이런 경우 gas leak를 감시하게 되며 필요시에는 이 연료만 따로 특별 제작된 can에 담아 두기도 한다.

2.3 건식저장을 위한 진공건식 환경

사용후핵연료를 건식저장 시스템에 장입하고 원자로 밖에 이동시키는 과정 중에 사용후핵연료는 몇번의 온도 변화(thermal cycle)을 필연적으로 겪게 되며, 취급과정 중에는 다양한 물리적 스트레스를 겪게 된다. 캐니스터 방식의 밀봉이나 캐스크 방식의 볼팅에 앞서 용기 내부의 물은 제거되고 진공건조 과정(Vacuum Drying)[1]을 거친 후 헬륨과 같은 불활성 기체로 내부가 채워지게 된다. 만일 용기 내에 수분이 제거되지 않으면, 수증기에 의한 압력 증가의 문제, 용기 내부 및 핵연료의 부식 문제 등이 발생할 수 있으므로 용

기 내부의 수분은 저장시스템의 장기 관리를 위해서 반드시 제거되어야 한다. 이는 바로 사용후핵연료의 용기 방식의 저장이 건식으로 유지되어야 하는 이유이기도 하다.

원전 내 수조에서 사용후핵연료가 저장용기로 옮겨진 후 첫번째 뚜껑이 저장용기를 닫고, 그 이후 용기 내부의 물을 제거하는 draining 혹은 고압의 헬륨을 이용한 purging 작업이 이루어진다. 많은 양의 물이 제거된 이후 진공건식 과정과 헬륨 충진이 수행된다. 물이 제거되었으므로 저장용기 내부의 각 구성물질들의 온도가 상승하게 되고 잔여 물기는 수증기화되어 증발하거나 진공과정에서 사라지게 된다. 즉, 진공에 의한 낮은 압력 환경과 진공때문에 열전달 매개체가 없는 상태에서 사용후핵연료 자체의 높은 붕괴열이 공존함으로써 남아 있는 물기를 모두 제거하게 된다. 이러한 일련의 과정은 저장용기 제작자 및 수행업체에 따라 각기 달라질 수 있고, 진공건조의 능력은 진공 수준과 시간, 온도 그리고 건조 싸이클에 의해 좌우되지만, NUREG-1536은 진공건식에 관한 기준을 PNL-6365 보고서를 바탕으로 정압으로 3 Torr 상태에서 30 분을 유지하는 조건을 만족하도록 요구하고 있다.

2.4 건식저장 중의 환경

사용후핵연료의 붕괴열은 원자로에서 방출된 이후 초기 7~20 년 내에 기하급수적으로 감소한다. 저장시스템의 온도는 반감기가 짧은 핵종들의 양이 시간에 따라 줄어듦으로 인해서 점차 감소하지만, 저장시스템의 단열 효과 때문에 이론적인 수치보다는 더욱 느리게 온도가 감소하게 된다. 온도 감소의 속도와 건식저장 시스템 내에서 종방향 및 반경방향 열의 분포(구배)는 저장시스템 디자인, 저장시스템의 저장방향, 저장시스템 내의 핵연료 수량, 충진가스의 특성, 사용후핵연료의 연소도 및 수조내 냉각기간 등 여러가지 요인들에 의해서 다양하게 나타난다. 따라서, 초장기 저장과 같은 상황에서는 저장온도의 범위가 매우 넓어지게 되고, 각 온도 구간마다 서로 다른 열화기구가 활발하게 작동할 수 있다. 그렇기 때문에, 특정한 단일 온도에서 실험한 자료를 다양한 온도 범위에 적용하는 것은 바람직하지 않다. 최근에는 이러한 상황을 받아들여서 초장기에 대비한 실험, 저온 상황에 대비한 실험 연구를 추진하는 추세이다.

건식저장 내 사용후핵연료 건전성을 위협하는 대부분의 열화기구들은 온도와 연관이 되어 있으며, 대부분 고온 환경에서 열화가 더욱 빨리 진행된다. 규제 입장에서는 최대 온도만을 제한하기 때문에, 건식저장을 수행하는 입장에서는 저장시스템 내부와 피복관의 최대 온도를 매우 보수적으로 가정하여 적용하며, 이는 고연소도 핵연료 저장에도 해당된다. 그러나, 최근의 ANL 연구 결과에 따르면 고연소도 핵연료 피복관이 낮은 온도 영역에서도 취성을 갖을 수 있는 것으로 보고되었다[2]. 건식저장 시스템 내의 최대 초기 피복관 온도는 초기에는 380℃ 근처값으로 결정되었다가, 최근들어 ISG-11 시리즈를 통하여 정상운전 및 짧은 시간동안의 loading 작업 중에는 40℃로 통합되었다. 또한 thermal cycle은 65℃ 이하의 온도 차이 내에서 10회 이하로 제한되었으며, 비정상운전시(off-normal)와 사고시에서는 570℃로 제한되었다.

건식저장 이후의 사용후핵연료의 최종 상태 예측의 불확실성은 얼마나 많은 수의 핵연료봉/집합체 특성 분석을 수행하였는가와 이렇게 분석된 소수의 사용후핵연료 봉/집합체 분석 값이 어떻게 전체 사용후핵연료를 대표할 수 있는 가에 의해 결정될 것이며, 따라서, 향후 우리나라의 경우 실질적인 건식저장 운영에 앞서, 이에 대한 방향설정이 매우 중요하다.

3. 결론

사용후핵연료를 장기적으로 안전하게 관리하기 위해서는 원자로내 운전, 습식저장, 건식저장 환경 등 각 관리 상황에 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 있도록 노력해야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 방사성폐기물관리기술개발사업의 지원으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] ASTM C 1553 – 2008, “Standard Guide for D rying Behavior of Spent Nuclear Fuel,” ASTM I nternational, pp. 1-16

[2] Billone M et al.. Cladding Embrittlement during Postulated Loss-of-Coolant Accidents. NUREG/C R-6967, 2008

사용후연료 저장조 관련 US NRC의 후쿠시마 후속조치 현황

김동학*, 이재용, 김명기
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*prfrog@khnp.co.kr

1. 서론

후쿠시마 사고 후 국내외 원자력 관련기관은 사고분석 및 후속조치를 발표하였다. 미국 규제기관인 Nuclear Regulatory Commission(US NRC)에서도 후쿠시마 후속조치를 위한 Task Force(Near Term Task Force; NTTF)를 구성하고, 후속조치 권고사항을 발표하였다[1]. NTTF 권고에 따라서 US NRC는 3단계(Tier 1, Tier 2, Tier 3)로 권고의 우선순위를 두고 후속조치를 이행하고 있다[2]. 특히, Tier 1 항목은 즉시 수행되어야 항목으로 명령서(Order)나 정보요청서(Request for Information; RFI)를 통하여 사업자에 이행을 요구하고 있으며, Tier 2 항목도 이행을 요구하고 있다[3].

US NRC로부터 신형원전의 설계인증을 받기 위해서는 이러한 후쿠시마 후속조치를 이행하여야 한다. 특히, 사용후연료 저장조에 대한 후속조치도 중요하다. 국내에서도 사용후연료 저장조관련 후쿠시마 후속조치로 대체열제거 기능 및 안전등급 계측기, 안전관련 교류전원의 확보를 이행하고 있다. 본 논문에서는 US NRC의 사용후연료 저장조 관련 후쿠시마 후속조치를 국내와 비교하여 US NRC의 설계인증을 위하여 추가적으로 보완되어야 할 사항을 도출하고자 한다.

2. 본론

2.1 NTTF 권고

NTTF 권고7에서 사용후연료 저장조(Spent Fuel Pool; SFP)의 보충능력과 계측을 보완하도록 권고하고 있다. 세부내용은 4개의 기술적 권고와 기술적 권고에 대한 법제화로 구성되어 있다. NTTF 기술적 권고에서 자연 현상을 견딜 수 있는 제어실에서 중요한 수위, 온도, 방사능정도를 확인할 수 있는 안전성관련 계측을 요구하였다. 또한, SFP 충수계통과 계측의 안전성관련 교류전원의 확보 및 전원 관련된 사항에 대한 기술지침서(Technical Specification)의 개정을 요구하고 있다. 또한, 건물 외부에서 물을 쉽게 SFP에 공급할 수 있는 내진 살수 계통을 요구하고 있다.

2.2 권고의 이행

앞에서 기술한 바와 같이 US NRC는 권고사항에 대하여 우선순위를 부여하였다. SFP 계측과 관련하여 Tier 1 항목으로 구분하여 1개의 명령서(Order EA-12-051)를 발행하였으며, 나머지는 Tier 2 항목으로 즉시 수행되어야 할 항목은 아니지만 US NRC에서는 신형원전의 설계인증의 취득을 위해서는 이행을 요구하고 있다. 또한, 설계기준초과사건 완화전략에 포함되어 법제화가 현재 진행 중으로 법제화 기본문서(Regulatory Basis Documentation)를 발행하였다[4].

EA-12-051과 관련한 이행 지침으로 Interim Staff Guidance (JLD-ISG-2013-03)를 발행하여 미국 원자력에너지협회(Nuclear Energy Institute; NEI)의 지침인 NEI 12-02을 승인하였다[5].

2.3 SFP 계측

NEI 12-02에는 SFP 계측과 관련된 EA-12-051의 이행지침이 기술되어 있다.[6] 이행이 필요한 SFP의 특징으로 최대 5년 이내의 사용후연료를 저장한 습식구조로 정의하였으며, 열린 상태의 문으로 연결된 SFP는 하나의 SFP로 간주하고, 임시 저장을 위한 1차 격납건물의 습식 구조는 제외하였다.

계측해야 하는 수위는 Fig. 1에서 보여주는 바와 같이 3개의 높이로 정의하였다. Level 1은 정상 SFP 냉각계통의 운전을 위한 높이이며, Level 2는 SFP 작업대의 작업자에 대한 방사선차폐가 가능한 수위이다. Level 3는 연료가 물에 잠겨있는 수위로 보통 저장랙의 상부에서 ±1피트의 높이이다.

또한, NEI 12-02에서는 EA-12-03에서 요구하고 있는 계측 설계 특성에 대한 요건 및 교육훈련, 절차, 시험 및 보정과 같은 체계적 프로그램의 유지에 대한 요건에 대한 지침을 기술하였다. 계측설계 특성에 대한 요건은 설계인증단계에서 검토

되어야 하므로 설계인증을 신청을 위하여 준비하여야 하지만 체계적 프로그램은 건설사업자가 건설단계에서 준비한다.

2.4 SFP 안전성 강화

US NRC는 설계기준초과사건 완화전략 이행에 대한 명령서(Order EA-12-049)에서 완화전략의 이행목표로 SFP의 냉각성능 및 계측에 대한 요건을 제시하고 있다. 또한, 설계기준초과사건 완화전략과 SFP 안전성 강화와 관련된 법제화 권고를 하나로 통합하여 법제화를 진행하고 있다. 즉, US NRC는 SFP 안전성 강화의 권고와 완화전략의 이행을 동시에 요구하고 있다. 즉, 설계기준초과사건 완화전략의 이행이 가능하도록 SFP 안전성을 강화하도록 요구하고 있다.

설계기준초과사건 완화전략의 이행과 관련된 요건으로 US NRC는 SFP 안전성을 위한 계통(충수 및 냉각계통)과 관련 계측설비가 설계기준초과사건에서도 기능을 유지하고, 고정설비, 소내외 설비를 이용하는 3단계 전략으로 무한대의 시간동안 SFP 냉각성능이 유지되도록 요구하고 있다.

SFP 충수계통에 안전성관련 교류전원의 연결과 관련하여 SFP 충수계통으로 고정설비가 아닌 소내외 설비로 이용하는 경우에는 고정설비에 안전성관련 교류전원의 연결을 하지 않아도 된다.

기술지침서의 개정은 설계기준초과사건 완화전략 이행 지침을 수립하면서 연계되어 이행한다. 하지만, 설계인증단계에서는 설계기준초과사건 완화전략 이행 지침의 작성은 수행되지 않는다.

살수계통에 대한 내진 설계는 SFP 냉각성능의 하나로 보완되어야 하므로 설계인증단계에서 설계되어야 한다.

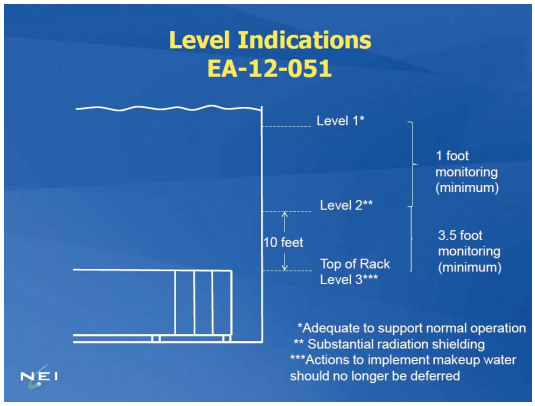


Fig. 1. SFP Level Indications.

3. 결론

본 논문에서는 사용후연료 저장조와 관련된 US NRC의 후쿠시마 후속조치 현황을 검토하여 신형원전의 US NRC 설계인증을 위한 보완사항을 도출하였다. 주요 보완사항으로는 SFP 계측을 위한 수위를 3단계(Level 1, 2, 3)에 대하여 계측이 가능하며 NEI 12-02에 따른 설계특성을 가지도록 설계되어야 한다. 또한, 살수계통을 추가적으로 보완하여야 한다. SFP 냉각성능과 관련하여 충수 및 살수계통은 설계기준초과사건 완화전략의 요건에 맞도록 설계되어야 하며, 관련 전원 및 수원의 확보방안이 수립되어야 한다.

4. 참고문헌

[1] US NRC, SECY-11-0093, "Recommedations for Enhancing Reactor Safet in the 21st Century, the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident," 2011

[2] US NRC, SECY-11-0137, "Prioritization of Recommeded actions to be Taken in Response to Fukushima Lessons Learned," 2011

[3] US NRC, SECY-12-0025, "Proposed Orders and Requests for Information in Response to Lessons Learned from Japan's March 11, 2011, Great Tohoku Earthquake and Subsequent Tsunami," 2012

[4] US NRC, Regulatory Basis Document, "Rulemaking for Station Blackout Mitigation Strategies," 2013

[5] US NRC, JLD-ISG-2012-03, "Compliance with Order EA-12-051, Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation," 2012

[6] Nuclear Energy Institute, NEI-12-02, " Industrial Guidance for Compliance with NRC Order EA-12-051, "To Modify Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation"," Rev.1, 2012

콘크리트 저장용기 mock up 및 결과 분석

백창열[1*], 김태만[1], 윤정현[1], 박주문[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]대왕콘, 경남 함안군 칠원면 유원리 1435-5
[*]baegcy@korad.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식저장방식중 하나인 콘크리트 저장용기는 운영측면, 확장성, 경제성 등에서 많은 장점을 갖는 방식으로 사용후핵연료를 저장하고 격납경계를 구성하는 금속 캐니스터와 이를 구조적으로 보호/유지하기 위한 콘크리트 구조물로 구성된다. 사용후핵연료에서 발생하는 붕괴열은 강제 냉각이 아닌 자연대류 방식으로 제거할 수 있도록 콘크리트 구조물 하부와 상부에 각각 4개씩 공기 유로를 두어 아래에서 위로 공기가 이동하면서 발생된 열의 대부분을 제거하도록 계통을 구성하였다. 본 논문에서는 저장용기의 주요 구성품인 콘크리트 구조물의 구조가 매우 복잡한 상하부의 제작성능을 확인하기 위한 mock up을 통해 콘크리트 저장용기가 설계에서 고려한 대로 기능을 발휘하도록 콘크리트가 충진/제작되는지 실제로 확인하였다.

2. 본론

2.1 개요

콘크리트 저장용기(Storage Cask)는 스틸 케이싱 내에 콘크리트가 채워지는 구조로 내부에는 구조물 제작 및 콘크리트 타설/양생시 발생되는 압력 및 변형을 방지하도록 철근 배근 등 구조를 보강하였다(Fig. 1 참조). 복잡한 공기유로 형상이 콘크리트의 충진성을 저해하여 콘크리트가 완전하게 충진되지 않을 수도 있으므로 상하부 공기유로 부근의 스틸케이싱 내부에 수평(천장)구조에 대해 콘크리트 타설 시 밀폐공기, 블리딩 수, 몰탈 침하 등으로 빈공간이 발생할 수 있으므로 이를 제어하기 위한 방안을 마련하여 mock up을 제작하여 작업공정 및 절차의 타당성을 확인하였다.

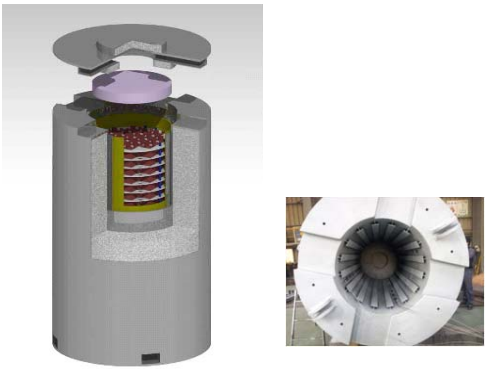


Fig. 1. Concrete storage cask (body & Internal parts).

2.2 Mock up 제작

2.2.1 Mock Up 구조

Mock up 용기는 full scale로 제작하되 스틸케이싱 내부에 천장구조가 없는 중간 부분은 제외하고 상하부 공기유로 부분만 적용하여 설계/제작(Fig. 2 참조)하였으며, 취약한 특정 부위에 공기 및 배수 구멍을 설치하였다. 콘크리트 타설 및 양생 후 해체/절단 등을 고려하여 스틸케이싱 두께는 6 mm와 9 mm를 적용하였다. 스틸케이싱은 부분 용접을 실시하고 실리콘 등으로 밀폐하였으며 무근 콘크리트로 제작한다.

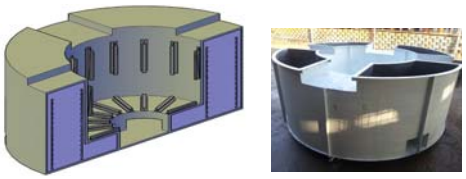


Fig. 2. Conceptual dwg. of mock up.

2.2.2 Mock up 제작

배합설계는 ACI 301, ACI 232.2R의 기술요건에 의거 배합을 수행 하였으며 물성시험 공시체는 batch plant에서 기초물성을 확인후 제작하였다. 타설 후 28 일간 양생 기간을 거쳐 mock up 용

기의 외부케이싱을 절단 등의 방법으로 하체작업(Fig. 3 참조)하였다.

2.3 Mock Up 결과분석

2.3.1 콘크리트 제작성능(재령 : 28일)

제작과정에서 코어 공시체를 만들어 압축강도 시험 수행결과 설계기준을 잘 만족하였고, 스틸케이싱 해체 후 충진/양생 상태를 확인한 결과 양호한 것으로 확인되었다.(Fig. 3 및 Table 1 참조)



Fig. 3. Disassemble & inspection of mock up.

Table 1. Material test result of concrete

구분	압축강도 (kg/cm^2)	단위중량 (kg/m^3)	슬럼프 (cm)	공기량 (%)	염소이온 농도(%)
설계기준	300 이상	2,350 이상	10 ± 2.5	5 ± 1.5	0.15 이하
시험결과 (평균)	395	2,364	10.5	4.3	0.0357

2.3.2 제작절차 분석

스틸케이싱 중 용기상부 plate(4개)는 콘크리트 타설 후 용접을 수행하여야 하며, 타설/다짐의 용이성 및 충진성을 위한 필수적인 공정 절차로 분석되었다. 수평구조의 취약한 특정 부위에 공기 또는 배수 구멍 설치는 충진성과 연관됨을 관찰하였다.

3. 결론

콘크리트 제작성 검증을 위한 mock up을 수행한 결과 콘크리트 성능은 설계기준에 만족하였고 다음과 같은 제작공정관련 필요기술 및 작업절차를 도출하였다.

- 용기의 스틸케이싱 중 상부 plate는 콘크리트 타설 후 용접 수행
- 스틸케이싱 제작 시, 수평구조의 취약한 특정 부위(하부 공기입구 등)에 공기 또는 배수 구멍 설치
- 콘크리트 품질 및 충진성에 영향을 주는 세부 작업절차(안) 수립

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방사성폐기물관리기술 개발 중장기기획과제의 일환으로 수행 중에 있습니다.

5. 참고문헌

[1] ACI 349; Requirements for Nuclear Safety related Concrete Structures, 2001

[2] ASME B&PV Sec.Ⅲ; Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, 2010

[3] 전력산업기술기준(KEPIC), 2010

콘크리트 저장용기의 유로조건시험

방경식*, 유승환, 이주찬, 서중석, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nksbang@kaeri.re.kr

1. 서론

KONES에서는 사용후핵연료 건식저장시스템 방식 중 Cask 방식의 하나인 콘크리트 저장용기 방식에 대해 기존 국내에 특허 등록된 피동 열 제거시스템에 대한 특허를 회피하기 위하여 방사형 구조를 갖는 콘크리트 저장용기의 피동 열 제거 시스템(Passive Heat Removal System)을 설계하였다. 저장관련 법규인 NUREG-1536에서는 건식 저장시스템에 대하여 피동 열 제거시스템의 성능을 평가하도록 규정하고 있다. 따라서, KONES에서 설계한 콘크리트 저장용기의 방사형 구조를 갖는 피동 열 제거 시스템의 열 제거 성능을 평가하기 위해 유로조건 시험을 수행하였다.

2. 유로조건시험

2.1 시험모델

유로조건시험에 사용된 시험모델은 콘크리트 저장용기를 1/2로 축소한 모델로 사용후핵연료가 장전되는 canister와 over-pack으로 구성되었다. 방사선 차폐체 역할을 수행하는 over-pack은 탄소강으로 된 housing 내부에 콘크리트가 채워진 구조물이며, housing의 표면은 알루미늄으로 코팅되었다. 사용후핵연료 21다발을 저장하기 위한 canister는 원통형 셸 구조물로서 스테인리스 강 재질로 제작되었다. Over-pack에는 경수로 사용후핵연료 집합체로부터 발생하는 붕괴열을 thermo-siphon 현상에 의해 외부 환경으로 적절히 열을 제거할 수 있도록 피동 열 제거 시스템이 설계되어 있다. 피동 열 제거 시스템은 하부에 공기 흡입구 4개 및 상부의 공기 출구 4개로 구성되어 있으며, 하부에는 공기 흡입구를 통해 들어온 공기가 적절히 분배될 수 있도록 방사형 구조물이 설계되어 있다.
시험모델 canister의 뚜껑에는 전기히터의 전열선과 시험모델의 온도를 측정하기 위한 열전대의 lead선을 설치하기 위한 port를 가지고 있으며, 사용후핵연료 집합체 21다발에서 나오는 붕괴열(decay heat)을 모사하기 위한 단일형 electric rod heater가 canister 내부의 중앙에 설치되었고, swage lock에 의해 canister 뚜껑에 고정되어 밀봉되었다. Fig. 1은 유로조건 시험모델을 보여주고 있다.

유로조건 시험모델에는 KONES에서 설계한 콘크리트 저장용기의 방사형 구조를 갖는 피동 열 제거시스템에 대한 열 제거 성능을 평가하기 위해서 온도 및 유속을 측정하여야 한다. 온도를 측정하기 위한 열전대는 canister 표면, over-pack 내부 표면, over-pack 내부의 콘크리트 및 over-pack 외부표면에 0°, 90° 및 180° 방향으로 각 5개씩 총 60개의 열전대를 부착하였다. 유로조건 시험에 사용된 열전대는 모두 K-type으로 외부는 inconel 재질로 피복되었으며, 전기 신호에 의한 noise를 없애기 위해 underground type을 적용하였다.

유속을 평가하기 위한 유속계로는 두 가지 type을 사용하였다. 유로조건 시험모델의 공기 입구는 낮은 온도영역에서 사용되는 열선(hot wire type) 유속계를 사용하였으며, 공기 출구에는 비교적 높은 온도에서 사용할 수 있는 바람개비(vane type) 유속계를 사용하였다.

2.2 유로조건시험

유로조건시험은 저장관련 법규에서 규정하고 있는 조건들 중 주변 온도가 일정한 환경 하에 저장시스템의 온도가 열 적 평형상태에 도달할 때까지 방치하는 조건인 정상운전조건에 대해 수행되었다.

유로조건 시험은 눈·비에 의한 영향 및 낮과 밤의 심한 온도편차와 같은 외부 환경으로부터 좀 더 안정적인 환경을 제공하기 위해 원자력연구원의 방사성물질 운반용기 안전성시험시설 보관동 내부에 유로조건 시험모델을 설치하고, 시험모델의 온도가 열 적 평형상태에 도달할 때까지 시험을 수행하였다. 유로조건 시험에서 시험조건은 태양 복사열이 없는 고요하고 정지된 주변온도에서 사용후핵연료로부터의 붕괴열을 모사하기 위한 전기히터로부터의 열 유량은 척도해석을 통해 구해진 2969 watt를 적용하였으며, 유로조건 시험동안 열 유량은 2957 ± 20 watt로 측정되었다.

유로조건 시험은 온도 및 유속측정계통이 이상 없이 작동하는 것을 확인한 후 콘트롤러를 통해 전기히터를 가동하여 시험모델의 온도분포가 열평형 상태에 도달한 후 이틀 동안 그 상태를 유지하였다.

3. 결과 및 토의

Table 1은 유로조건시험에서 열평형상태에 도달한 후 0° , 90° 및 180° 방향에서 각각 측정된 시험모델의 최고온도를 보여주고 있으며, Table 2는 열평형상태에 도달한 후 측정된 공기 흡입구 및 출구에서의 평균온도 및 평균유속을 보여주고 있다. 시험모델은 약 120 시간 경과 후 열 평형상태에 도달하였고, 그 상태를 2 일간 유지하였으며, 주변온도는 평균 14°C로 측정되었다.

Canister 표면에서 측정된 온도는 0° 방향에서 108°C, 90° 및 180° 방향에서 110°C로 각각 측정되었다. Over-pack 내부 표면에서는 0° 방향에서 46°C로 가장 높게 측정되었고, 90° 방향에서 44°C, 그리고 180° 방향에서 43°C로 측정되었다. 콘크리트 중앙부에서 측정된 온도는 0° 방향에서 35°C로 가장 높았으며, 90° 방향에서 34°C, 그리고 180° 방향에서 33°C 였다. Over-pack 외부 표면에서는 0° 및 90° 방향에서 27°C로 측정되었으며, 180° 방향에서 26°C로 측정되었다.

전체적인 온도를 비교해 보면 Table 1에서 보는 바와 같이 0°, 90° 및 180° 방향에서 모두 비슷한 온도를 보여주었다. 이것은 canister 및 canister 내부의 electric rod heater가 편중되지 않고 중앙에 잘 위치하였음을 알 수 있다.

공기 흡입구에서의 온도 및 유속은 평균 11°C 및 0.23 m/s, 출구에서의 온도 및 유속은 평균 53°C 및 0.56 m/s로 측정되었다. 이들 측정값들로부터 콘크리트 저장용기 over-pack의 표면을 통한 열전달은 약 17 %이며, 피동 열 제거시스템의 공기 출구를 통한 열전달은 약 83 %임을 알 수 있다. 따라서, 콘크리트 저장용기의 피동 열 제거시스템의 기능은 잘 유지됨을 알 수 있다.

4. 참고문헌

[1] NUREG-1536, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Cask Storage Systems, U.S. NRC Washington, DC, July 2010



Fig. 1. Test Model.

Table 1. Test Results for Air Passage Conditions

구분 \ 위치		Temperatures (°C)			
		Canister Surface	Over-pack		
			Inner Surface	Concrete Center	Outer Surface
0°	Level 1	108	46	35	27
	Level 2	102	45	34	26
	Level 3	96	42	32	25
	Level 4	85	36	29	23
	Level 5	64	28	22	19
90°	Level 1	110	44	34	27
	Level 2	105	42	32	26
	Level 3	101	39	30	24
	Level 4	89	32	25	21
	Level 5	71	25	21	19
180°	Level 1	110	43	33	26
	Level 2	105	41	-	25
	Level 3	100	37	29	23
	Level 4	88	30	23	20
	Level 5	69	24	19	17

Table 2. Air Velocity at Inlet and Outlet

구분 \ 위치	In-let			Out-let		
	0°	90°	180°	0°	90°	180°
온도(°C)	11.4	11.4	11.6	52	53	54
속도(m/s)	0.24	0.2	0.24	0.54	0.56	0.58

MSC.marc를 활용한 CASK용 Fuel Tube의 V-Bending 공정 예측

김민수*, 김수용, 최환도, 조장근, 정희균
(주)포스코플랜텍, 울산광역시 울주군 온산읍 처용리 134번지
*dokci@poscoplantec.co.kr

1. 서론

요즘 화제가 되고 있는 것은 대한민국의 사용후핵연료(SNF, Spent Nuclear Fuel) 저장 시설이 2024년에 포화 상태에 이른다는 것이다. 이러한 문제를 해결하기 위해 사용후핵연료의 중간 저장 시설인 사용후핵연료 저장 용기(CASK)의 설계 및 제작에 많은 이들의 이목이 집중되고 있다. 특히, 약 4m 길이의 사용후핵연료를 1차 격납하는 Fuel Tube는 일반적으로 약 1.5㎜ 정도의 높은 진직도를 요구함으로 V-Bending 공정 시에 높은 수준의 제작 기술이 요구된다.

본 논문에서는 MSC. marc를 활용하여 사용후핵연료가 안전하게 저장되는 Fuel Tube의 V-Bending 공정 해석을 수행하고, V-Bending 해석[1]으로 산출된 연신률(Elongation), 스프링백(Springback), 응력(Stress)값을 사용하여 Fuel Tube 형상 예측 방법을 검토하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Fuel Tube는 제작 시 진직도가 중요하다. 따라서 본 연구에서는 소성해석을 수행한 후 V-Bending Machine을 이용하여 테스트를 수행하였다. 이 실험에서 측정된 스프링백(Spring-back) 및 연신률(Elongation)을 해석 결과와 비교 및 분석하였다. 본 연구에 사용된 Bending Machine의 형상 및 공정 작업은 Fig. 1에 나타내었다.



Fig. 1. Bending Machine & Process.

2.2 MSC. marc를 활용한 Fuel Tube의 V-Bending 공정 해석

Fuel Tube의 Bending 공정을 구현하기 위하여 비선형 해석 프로그램 MSC. marc를 사용하여 모델링 및 해석을 수행하였다. 모델링은 Fig. 2과 같이 Punch & Die와 소재를 2D로 구성하였다. 소재는 Quad 4절점 Plane Strain 요소를 사용하여 요소망 생성(Mesh generation)을 진행하였고, 물성치는 MSC. marc에 저장되어 있는 SUS304와 유사한 D5-1b를 적용하였다. 그리고 Punch & Die는 강체 요소(Rigid Body)를 사용하여 실제 공정과 유사하게 구현하였다.

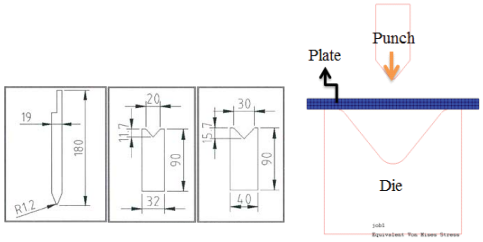


Fig. 2. Modeling and Mesh Generation.

Bending 공정 해석을 통하여 Fig. 3, Fig. 4, Fig. 5과 같이 소재 두께(4T, 5T)에 대한 Punch Force, 내측 곡률, 스프링백(Spring-Back) 값을 산출하였다.

Fig. 3, Fig. 4, Fig. 5의 해석 결과에서 알 수 있듯이 Die 크기가 증가할수록 Punch Force와 내측 곡률은 감소한다. 또한, Die 크기에 비해 펀치 곡률이 크면 Punch&Die에 무리한 힘이 발생하는 것을 알 수 있다.

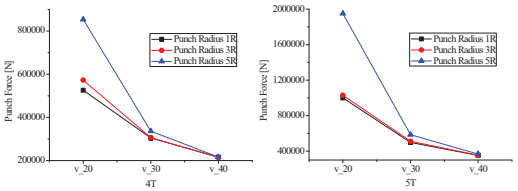


Fig. 3. Punch Force.

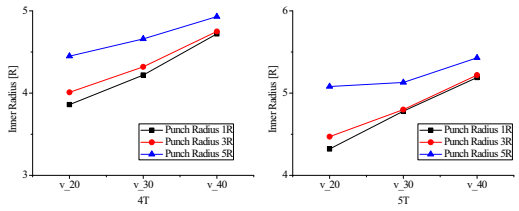


Fig. 4. Fuel Tube Inner Radius.

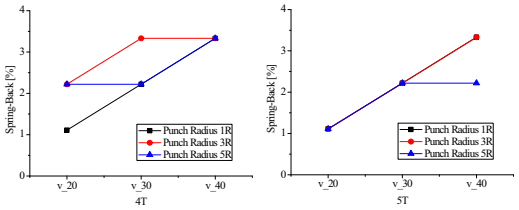


Fig. 5. Spring-back Ratio.

2.3 V-Bending Machine을 이용한 Fuel Tube 제작 공정

V-Bending Machine을 이용하여 소재 두께, Die 홈 크기, 펀치 곡률에 따른 Fuel Tube 내측 곡률과 Bending Machine이 작동할 때 발생되는 Punch Force 및 연신률(Elongation)에 대한 측정 결과를 Fig. 6에 나타내었다.

Fig. 6의 결과를 통해 Bending 공정 시 내측 곡률에 직접적인 영향을 미치는 요소가 펀치 곡률이라는 것을 알 수 있었다. 또한, Bending 공정 시 Punch에 발생하는 힘은 소재의 두께가 두꺼워질수록 커지는 경향을 나타내고 있다.

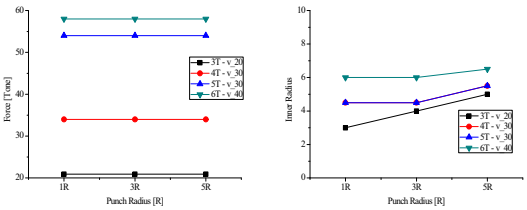


Fig. 6. Punch Force and Inner Radius.

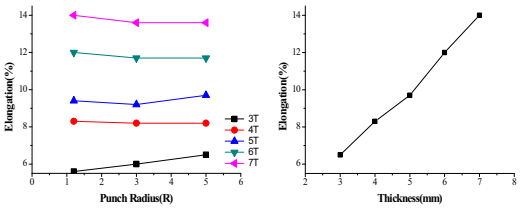


Fig. 7. Elongation on Punch Force & Thickness of material.

Fig. 7은 소재 두께와 펀치 곡률이 증가할수록 연신률(Elongation)이 증가하는 경향을 나타내고 있음을 나타내고 있다.

2.4 실험 및 해석결과 비교 및 검토

V-Bending 공정에서 측정된 값과 소성해석에 의해 산출된 값의 비교 및 검토를 위해 Table 1과 같이 Punch Force와 내측 곡률을 정리하였다.

Table 1에서 알 수 있듯이, 실험과 해석에 의해 도출된 값은 약간의 오차율을 나타내고 있다. 이러한 오차율의 발생 원인은 소재 물성치 오류, Bending Machine 자체 보정값 및 크라우닝(Crowning)값 미적용으로 판단된다.

Table 1. Experiment&analysis results summaries

		V-30					
		4T			5T		
Punch Radius		1R	3R	5R	1R	3R	5R
Punch Force [ton]	Analysis	31	31	34	50	52	59
	Experiment	34	34	34	54	54	54
Error Ratio[%]		-9	-9	0	-7	-4	9
Inner Radius [㎜]	Analysis	4.2	4.3	4.6	4.7	4.8	5.1
	Experiment	4.5	4.5	5.5	4.5	4.5	5.5
Error Ratio[%]		-6	-4	-16	6	7	-7

3. 결론

3.1 사용후핵연료 저장 용기(CASK)의 Fuel Tube Bending 공정 해석을 수행하기 위해여 MSC. marc 프로그램을 사용하였다.

3.2 Bending 공정 해석 방법을 검토하기 위해 공정과 해석에서 공통으로 산출된 Punch Force와 내측 곡률을 비교하였다.

3.3 사용후핵연료 저장 용기(CASK)의 Fuel Tube Bending 공정 해석 시, 절곡기의 자체 보정값 및 크라우닝(Crawning) 값을 적용하여야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 “산업통상자원부”, “한국산업기술진흥원”, “동남지역사업평가원”의 “광역경제권 선도산업 육성사업”으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] Deformation analysis of springback in L-bending of sheet metal, Journal of AMME, Vol.18, No. 1, 2006

중수로 사용후핵연료 건식저장시설 열해석

이동규[1*], 박제호[1], 성낙훈[1], 정성환[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울시 서출구 양재동 210-2
[2]한수원(주)중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70
[*]dglee@kones21.com

1. 서론

사용후핵연료 건식저장 중 월성 콘크리트 사일로는 1992년도부터 운영되고 있으며 현재 총 300기의 콘크리트 사일로 내에 162,000다발이 저장되어 있다. 월성 콘크리트 사일로는 약 20년간 운영되어 오면서 사용후핵연료의 안전한 장기저장관리를 위하여, 특히 일본원전 중대사고 이후 사용후핵연료 밀집저장시설에 대한 안전성 검토의 필요성이 부각되고 있다. 따라서 본 논문에서는 월성 콘크리트 사일로 건식저장시설에 대한 안전성 검토의 일환으로 현 기술기준에 부합한 열해석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 열해석 조건

콘크리트 사일로 건식저장시설 열해석 조건은 US 10 CFR 72 및 NUREG-1536을 근거로 하여 정상조건, 비정상조건 및 사고조건으로 구분하였다. 해석조건별로 외기온도는 연평균 최대온도, 일일평균 최대/최소온도, 극한온도로 정의하였고 사고조건시 화재조건은 800℃화염온도(8분 지속) 화재조건을 고려하였으며 Table 1에 정리하였다. 모든 조건에 대해서 콘크리트 사일로 외부표면에 일사량이 적용되고 붕괴열은 연소도 7800MWD/MTU, 냉각기간 6년인 사용후핵연료에 대해서 바스켓 당 364.8 W를 고려하였다.

Table 1. Thermal Analysis Conditions

조건	외기온도
정상조건	22℃(연평균 최대온도)
비정상조건	35℃/-25℃(일일평균 최대/최소)
사고조건	40℃(극한온도) 800℃ 화재 후 냉각

2.2 열해석 모델

콘크리트 사일로는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 외경 307.4 cm, 내경 111.8 cm, 높이 6.518 m, 두께 97.8 cm 인 원통형 철근 콘크리트 구조물로서 내측 면에는 내방사선에폭시 도장을 한 강철 밀폐판(라이너 플래이트)을 붙이도록 설계되어 있다. 이 콘크리트 사일로 내부에는 9개의 사용후연료 바스켓을 쌓을 수 있는데 각 바스켓에는 60개의 사용후핵연료가 채워진다.

콘크리트 사일로 열해석 모델은 대칭성을 이용하여 1/4로 모델링하였고 사용후핵연료 번들을 저장하고 있는 바스켓, 라이너 플래이트, 상부 플러그, 콘크리트 및 콘크리트 패드를 모델링에 포함하였다. 바스켓 내부는 모델링을 단순화하기 위해서 유효물성치를 갖는 균질모델을 적용하였다. 해석에 사용된 격자는 수렴성이 우수한 육면체 격자를 사용하였고 격자수는 400,000개를 사용하였다. 열해석을 위한 전산코드는 Fluent 13.0을 사용하였다.



Fig. 1. Concrete silo geometry and thermal analysis model.

2.3 열전달 특성 및 경계조건

콘크리트 사일로는 사용후핵연료에서 방출하는 열이 외부환경으로 자연적으로 방출하도록 피동열제거 시스템을 채택하고 있다. 바스켓 내부에서의 대류열전달은 내부공기의 온도차에 의한 자연대류 형태로 나타나며 이러한 열전달 상승효과는 유효열전도도 계산에 반영하였다.

콘크리트 사일로 외부표면에서의 복사 및 대류 열전달은 자연대류 열전달 상관식을 적용하였으

며 복사열전달에 필요한 방사율(emissivity)은 0.7을 고려하였다. NUREG-1536에 따라 콘크리트 사일로 외부표면에 적용되는 일사량은 수평면 400 W/㎡, 곡면 200 W/㎡를 적용하였다.

2.4 열해석 결과

2.4.1 정상조건

정상조건 열해석 결과, Fig. 2에 제시한 것처럼 차폐체인 콘크리트 온도는 포괄(bulk)온도가 49.3℃, 국부(local) 최대온도가 88.8℃로 나타났으며 이는 콘크리트 제한온도인 63℃(bulk), 93℃(local) 미만으로 나타났다. 또한 사용후핵연료의 최대온도는 160.7℃로 나타났으며 이는 제한온도 미만으로 나타났다.

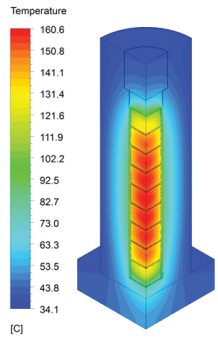


Fig. 2. Temperature distribution under normal condition.

2.4.2 비정상조건

비정상조건 중 보수적인 조건인 최대온도조건(외기온도 35℃) 열해석 결과, Fig. 3에 제시한 것처럼 콘크리트 온도는 100.1℃로 나타났으며 이는 제한온도인 170℃미만이다. 또한 사용후연료번들의 최대온도는 169.0℃로 나타났으며 이는 제한온도 미만이다.

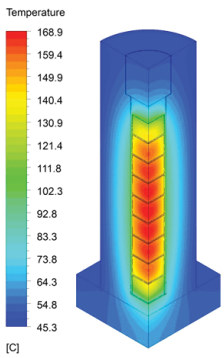


Fig. 3. Temperature distribution under off-normal condition.

2.4.3 사고조건

사고조건 중 보수적인 조건으로 800℃, 8분 화재조건 후 냉각조건을 고려하였다. 과도상태 열해석 결과, 콘크리트 온도는 106.2℃로 제한온도(170℃) 미만으로 나타났고 사용후핵연료의 최대온도는 173.7℃로 나타났으며 Fig. 4에 시간이력 온도분포를 제시하였다.

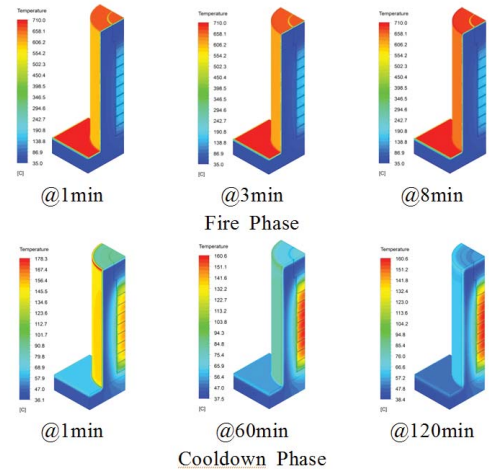


Fig. 4. Temperature distribution under accident condition.

3. 결론

콘크리트 사일로 열해석을 위해 US 10 CFR 72에 명시된 해석조건을 고려하였다. 각 조건별로 열해석을 수행하였으며, 결과로서 안전성과 관련된 요소인 콘크리트 및 사용후핵연료의 최대온도가 제한온도 미만임을 확인하였다. 따라서 콘크리트 사일로는 현 기술기준에 부합한 열적 건전성을 확보하고 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] US 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater than Class C Waste, 1996

[2] US NRC, Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREG-1536, 2010

[3] Ansys Inc., ANSYS FLUENT User's Guide, ANSYS Release 13.0, 2010

중수로 사용후핵연료 건식저장시설 구조물 열화현상 검사

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

1. 서론

월성원전은 1992년부터 사용후핵연료 건식저장시설을 운영하고 있는데(Fig. 1), 사용후핵연료 장기저장관리에 대한 안전성을 확보하고 대국민 수용성을 제고하기 위한 건식저장시설 건전성 검증의 일환으로 구조물에 대한 열화현상을 확인하였다. 열화현상검사는 콘크리트 사일로 건식저장계통(Fig. 2)을 대상으로 원전 구조물의 효율적인 수명관리를 위하여 수립된 절차에 따라 수행하였다.

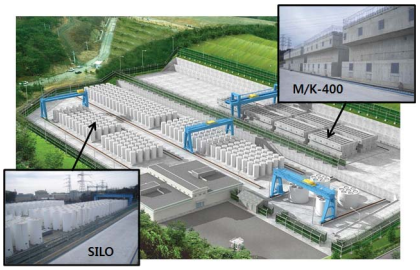


Fig. 1. Wolsong SNF dry storage facilities.

2. 본론

2.1 외관검사

외관검사는 총 300기 콘크리트 사일로 중에서 4단계 시공의 각 단계별로 선별한 80기에 대하여 수행하였다(Fig. 2). 검사내용은 외부균열검사, 열화에 의한 박리·박락 검사, 표면열화검사 및 도막제거전·후 검사이다.

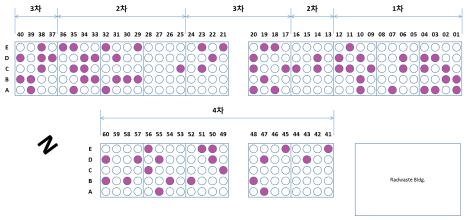


Fig. 2. Concrete silos for inspection.

구조물은 도장면에서 망상균열이 전체적으로 발생하였으며(Fig. 3), 균열의 간격은 수직방향으로 0.2~2 m, 도장면의 균열폭은 0.05~0.2 mm이다. 그러나 도장 제거후 콘크리트면의 균열폭은 0.1 mm이하로(Fig. 4) 도장면의 균열폭보다는 적었다. 이는 콘크리트 건조수축 및 수화열에 의해 발생된 것으로 판단된다. 외관상으로 구조물의 표면에 망상균열이 발생하였으나 콘크리트의 표면의 균열폭은 원전 절차서에 따른 관리대상 0.25 mm미만의 미세균열이다.



Fig. 3. Net-shaped crack on the silo.



Fig. 4. Crack before and after removal of paint.

그외 콘크리트 표면에 도색된 도장재료가 외기로 노후화되고 균열부 주변의 빗물침투 등으로 접착력이 약화되고 도막이 경화되면서 박리가 부분적으로 발생하였으며, 균열부로 수분이 침투하여 백태가 국부적으로 나타났다(Fig. 5). 그리고 상단부는 강재덮개와 콘크리트와의 온도차, 빗물침투 및 동결팽창 등으로 인하여 박락이 전반적으로 진행되었다(Fig. 6).



Fig. 5. Fur on the silo.



Fig. 6. Exfoliation.

2.2 내구성 검사

내구성 검사는 비파괴강도 측정, 초음파 품질평가, 균열깊이 평가, 중성화 측정, 염화물함유량 시험, 철근배근 탐사, 철근부식도 시험 등이다.

콘크리트 비파괴강도는 널리 이용되고 신뢰성이 높은 반발경도시험(Fig. 7)으로 측정하였는데, 391

~458 kg_f/cm^2으로 기준강도 300 kg_f/cm^2을 초과하여 ACI-301 기준에 따른 1등급으로 양호하다.

초음파이용 품질평가는 콘크리트를 통하여 전달되는 초음파속도를 이용하는 방법으로(Fig. 8) 측정된 속도는 3.755~4.02 km/sec인데, NIST 평가기준[1]에 따른 2등급으로 양호하다.



Fig. 7. ND Strength test.



Fig. 8. Ultrasonic wave test.

균열폭 0.1 mm인 균열에 대하여 초음파측정기를 이용하여 초음파속도를 측정하고 균열깊이를 추정하였다(Fig. 9). 균열깊이는 1.04~3.41 cm로 피복두께(65~85 m)를 초과하지 않기에(Fig. 10) 안전성에 영향은 없다.



Fig. 9. Crack depth test.

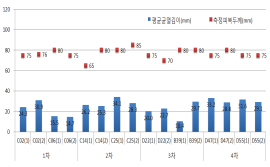


Fig. 10. Crack depth.

콘크리트의 철근은 pH가 11이상이면 표면에 수산화물 부동태막을 형성하여 부식을 방지하지만 중성화에 의하여 pH가 11미만이면 부동태막이 파괴되고 녹이 발생하여 구조물의 내구성을 저하시킨다. 중성화 시험은 코어시편을 채취하고 일부를 파손시켜 노출면에 시약을 분무하여 중성화 깊이를 측정하는데, pH 8.2~10.0이상 알칼리에서 홍색, 중성화에서 무색으로 나타나며 표면에서 발색점까지 깊이를 측정한다(Fig. 9). 중성화 깊이는 0~3.25 mm이며, 절차서 기준에 따른 중성화 깊이비는 0~0.04로 1등급 0.5이하로 중성화가 거의 진행되지 않은 것으로 볼 수 있다.



Fig. 11. Neutral depth test.

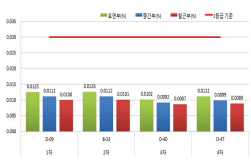


Fig. 12. Salt test results.

코어시편을 이용하여 염화물의 함유량을 측정하였는데, 표면 0.0102~0.0126%, 중간 0.0089~0.0112%, 철근 0.0087~0.0101%로(Fig. 10) ACI- 222R 기준에 따른 1등급인 0.03%이하로 나타나 염화물에 의한 철근부식의 우려는 없다고 판단된다.

철근탐사시험은 전자파를 이용하여 철근의 피복두께와 배근간격을 측정할 수 있는데(Fig. 11), 측정결과 배근간격은 수직 및 수평 철근 모두 준공도면과 거의 일치하였으며, 피복두께는 수직철근은 8.2~9.2 cm, 수평철근은 10.0~11.6 cm로 조사되어 설계치(수직 7.6 cm, 수평 10.1 cm)와 비교하여 양호하게 나타났다.



Fig. 13. RB test.



Fig. 14. Potential test.

철근부식에 대하여 철근위치까지 콘크리트를 파쇄하고 육안으로 검사하여 부식형태와 수준을 알 수 있고, 강재시편을 채취하여 재료시험을 하여 부식상황을 파악하는데, 구조물 손상방지를 위하여 비파괴검사인 자연전위법을 이용하고 있다. 육안 및 코어시편에 의한 직접조사와 자연전위측정법을 이용하여 철근부식범위를 측정하였다(Fig. 12). 코어채취후 노출된 철근을 검사하니 부식발생은 없었으며(Fig. 13), 자연전위차를 이용한 측정결과 최소전위차가 -41~-145 mV로 측정되어 ASTM C876 기준의 1등급인 -200 mV이상으로 나타나 철근부식의 우려는 없었다(Fig. 14).



Fig. 15. Reinforced bar.

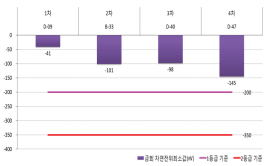


Fig. 16. Potential results.

3. 결론

월성 콘크리트 사일로 건식저장계통의 구조물은 외부면에 망상균열, 박락, 박리, 백태 등이 발생하였으나 이는 시공결함 또는 노후화에 의한 것으로, 이러한 손상은 원전에서 인증한 보수재를 이용하여 적합한 방법으로 보수할 예정이다. 초음파에 의한 품질평가, 중성화 시험 등의 다양한 검사를 수행하여 구조물의 내구성 저하요인은 크게 없는 것을 확인하였다.

4. 참고문헌

[1] NIST, "Nondestructive Test Methods", 1997

VHTR 사용후핵연료 콘크리트 사일로 임계평가

박제호[1*], 강성규[1], 김윤식[1], 이강욱[1], 이원재[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 매헌로6길 15 6층
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]park2005@kones21.com

1. 서론

수소생산을 위한 VHTR(Very High Temperature gas-cooled Reactor) 원자로에서 방출되는 사용후핵연료에 대한 건식저장시설로서 콘크리트 사일로 개념을 제시하고 이에 대한 임계평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 VHTR 연료

열출력 600MWth의 VHTR에 사용되는 연료는 육각형태의 블록(Fuel Block)이며, 폭이 약 36 cm, 높이는 88.1 cm(중앙 연료부 82.3 cm, 상/하부 흑연반사체 2.9 cm)이다. 연료블록에는 다수의 냉각기체가 흐르는 구멍(Hole)이 있으며, 210개의 연료(Compact) 및 6개의 가연성독극물(Burnable Poison)이 배치되어 있다.

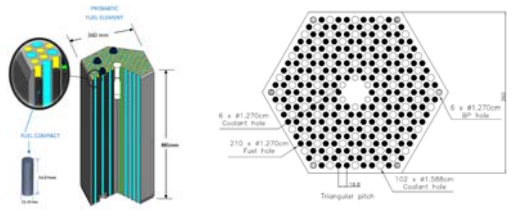


Fig. 1. Structures of nuclear fuel used in VHTR.

컴팩트에는 직경이 약 1 mm 정도인 TRISO (TRI ISOtropic) 입자들이 흑연과 혼합되어져 있으며, 제원은 Table 1과 같다.

Table 1. Dimensions of Fuel Block

Item	Value
Fissile Material	UO_2
Enrichment (U-235)	15 [w%]
Packing Fraction	0.275
Particles/Compact	~ 4,505
Compact Radius [cm]	0.6225
Hole Radius [cm]	0.635
Compact Length [cm]	5.487

TRISO 자체는 15w%인 UO_2 입자를 중심으로 삼중의 Pyrocarbon 및 Silicon Carbide층이 둘러싸고 있으며, 제원은 Table 2와 같다.

Table 2. Dimensions of TRISO

	반경 [cm]	밀도 [g/cm3]
Kernel [r]	0.250	10.4
Buffer [dt]	0.100	1.05
IPyC [dt]	0.035	1.9
SiC [dt]	0.040	3.18
OPyC [dt]	0.035	1.9
TRISO [d]	0.920	3.29

2.2 임계해석 방법

VHTR 연료의 임계해석에는 RPT(Reactivity equivalent physical Transformation) 모델을 적용하였다.[1][2] 실제 연료에서는 TRISO 입자들이 컴팩트 내에 Random하게 분포하며, 이에 대하여 균질화(VWH, Volume Weighted Homogenization Model) 모델을 적용할 경우, SCALE이나 MCNP와 같은 전통적인 격자(Lattice) 코드 시스템에서는 실제 모델(DH, Double Heterogeneity Model)에 비하여 과도하게 낮은 임계도를 얻게 된다. 그 이유는 균질화 모델의 경우, 실제 모델에 비하여 연료의 공명자기차폐(Resonance Self-shielding)가 과도하게 줄어들기 때문이다. 따라서 이를 보정해주는 방법으로서 RPT 모델이 제안되었다. 상기 모델에서는 컴팩트 부분을 두 부분으로 나누어 중심부에 TRISO 입자를 밀집시켜 연료의 밀도를 높이고, 바깥 부분에는 흑연만을 모사함으로서 인위적으로 실제 결과와 동일한 임계결과를 도출한다. 이하 Fig. 2에는 각 모델에 대한 개념을 간략하게 나타내었다.

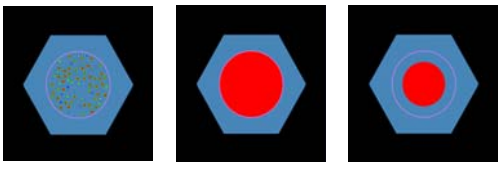


Fig. 2. Concept of DH, VWH and RPT Model.

RPT 방법을 적용하여 연료밀집부의 반경을 구하면 0.244 cm로 나타났으며, 결과를 Table 3에 제시하였다. 또한 단일 연료블럭에 대한 RPT 모델을 Fig. 3에 나타내었다.

Table 3. Results of DH, VWH and RPT Model

Case	Keff	σ	Keff+2σ
DH	1.6715	0.000749	1.6730
VWH	1.4911	0.00022	1.4916
RPT (r=0.244cm)	1.6727	0.00021	1.6732

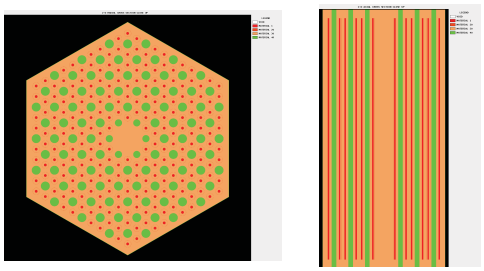
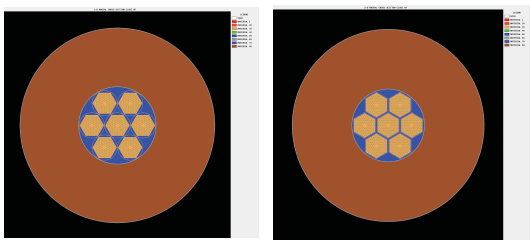


Fig. 3. RPT Model for Fuel Block.

2.3 VHTR 사용후핵연료 사일로 개념

VHTR 사용후핵연료를 건식으로 저장하는 콘크리트 사일로의 개념은 7개의 연료블럭이 10단으로 쌓여 총 70개의 연료블럭을 장전하는 구조이며, 콘크리트 두께는 1 m를 가정한다.



[Case 1] [Case 2]

Fig. 4. Cross-sectional view of Concrete Silo.

연료를 담는 바스켓의 형태에 따라 두 가지 모델을 고려하며, 원통기둥형 바스켓의 경우를 Case 1, 육각기둥형 바스켓을 사용하는 경우를 Case 2로 표시하였다. Case 2의 경우가 Case 1의 경우보다 내경을 줄일 수 있는 장점이 있다. 해석을 위한 전산코드는 SCALE6.1.2의 KENO-VI 모듈 및 라이브러리로는 ENDF/B-VII의 238그룹을 사용하였다.[3] 경계조건으로는 콘크리트 외부쉘 및 상/하부 외부면에서 모두 반사조건을 적용하였고, 내부 매질로는 공기 및 순수를 가정하였다. 두 경우에 대한 임계계산 결과를 아래 표 4에 제시하였다. 모든 경우에 대하여 충분한 여유도를 가지며 미임계요건을 만족하고 있음을 알 수 있다.[4]

Table 4. Results of Criticality evaluations

	Case 1	Case 2
Air	0.49445±0.00023	0.54600±0.00021
Water	0.79823±0.00025	0.84356±0.00024

3. 결론

본 논문에서는 VHTR 원자로에서 방출되는 사용후핵연료에 대한 제원과 특성을 간략히 살펴보았으며, RPT 방법론을 적용하여 임계해석을 수행하였다. 사용후핵연료 건식저장시설로서 콘크리트 사일로 개념을 제시하였으며, 이에 대하여 SCALE6.1.2 코드의 KENO-VI 모듈을 이용하여 임계평가를 수행하였다. 평가 결과, 두 가지 사일로 타입 모두 충분한 여유도를 가지며 미임계요건을 만족하고 있음을 제시하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래부의 원자력연구개발 및 포스코의 지원 하에 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Y. H. Kim and M. Baek, “Elimination of Double-Heterogeneity through a Reactivity Equivalent Physical Transformation”, GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct. 9-13 (2005)

[2] J. M. Noh, K. S. Kim and H. C. Lee, “Development of computer code system for the analysis of prism and pebble type VHTR cores”, Annals of Nuclear Energy 35, 2008

[3] CSAS6: Control Module for enhanced criticality safety analysis with KENO-VI, ORNL/TM-2005/39, 2011

[4] U.S. NRC, Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREG-1536, 2010

사용후핵연료 저장 용기의 Fuel guide tube 용접 기술 개발

주성민*, 박광수, 김홍주
(재)포항산업과학연구원, 포항시 남구 효자동 산32번지
*joo@rist.re.kr

1. 서론

국내 원자력발전소의 발전과정에서 발생된 사용후핵연료는 원자력 발전소내의 습식 저장조에 임시저장중이나 70% 이상 사용후핵연료가 이미 저장되고 있어 포화가 임박한 실정이다. 따라서 사용후핵연료의 관리방법 중 하나인 건식 저장방식을 적극 검토할 필요가 있다. 이와 같은 건식저장은 vault, silo, module 및 cask방식 등으로 핵연료의 폐기, 재처리 전까지의 중간 저장 방식으로 해외에서 운용되고 있다. 본 논문에서는 가압경수로에서 발생된 사용후핵연료를 건식 저장할 수 있는 건식저장 용기의 구성품인 fuel guide tube 또는 basket으로 불리는 부재의 용접기술에 관한 것이다. 사용후핵연료 저장 용기를 구성하는 필수요소인 fuel guide tube는 주로 304 stainless steel로 제작이 되며 판 두께가 통상 5 mm 내외로 얇고 용접장이 4 m 이상으로 긴 특징을 가지고 있다. 이 fuel guide tube 안에 사용후핵연료가 1차적으로 수납이 되므로 용접부는 결함이 없이 건전해야 하며 또한 조립 공차를 만족할 수 있는 직진도를 확보하면서 제작이 되어야 한다. 본 논문에서는 fuel guide tube를 고속으로 용접한 결과와 그 용접부위의 평가에 대해 기술하고자 한다.

2. 용접실험 및 결과

용접에 사용된 소재는 두께 4 mm이고 길이가 4.5 m의 STS304 plate이며 fuel guide tube의 형상이 사각이므로 bending에 의해 단면을 'ㄷ'자 형상으로 가공하였다. 두 개의 bending 가공된 부재 2개를 서로 맞대어 'ㅁ' 형태로 만들어 용접을 하였다. 접합부는 개선가공을 하지 않았으며 단차는 0.5 mm이내가 되도록 Fig. 1과 같은 fixture를 제작하여 용접시편을 고정하여 용접을 수행하였다.

용접열원으로는 GTA 및 laser를 검토하여 초기 실험을 하였으며 변형, 잔류응력, 소재열화도, 생산성을 고려하여 최종적으로 laser beam을 이용한 용접으로 fuel guide tube용접실험을 진행하였다. 용접에는 파장 1,070 nm의 고출력 fiber laser가 이용되었고 shielding gas로는 Ar gas를 이용하였다. 용접헤드는 Fig. 1에서처럼 1축 로봇에 고정되어 입력된 용접속도에 따라 이송되도록 하였다.



Fig. 1. Welding jig.

레이저 출력, 초점깊이, 용접 속도를 용접변수로 하여 Fig. 2에 몇 가지 용접 조건과 해당 용접조건에 의한 용접결과물의 단면을 나타내었다.

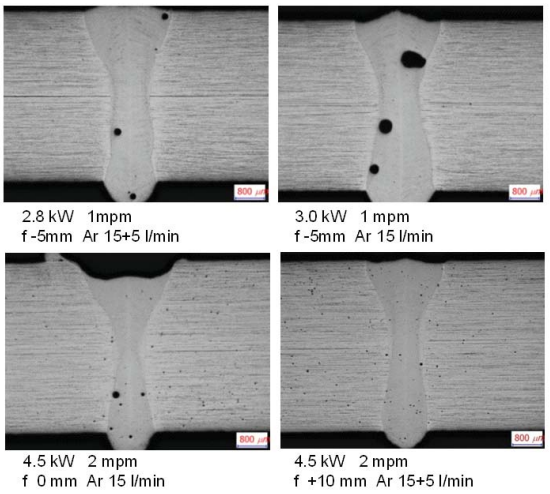


Fig. 2. macro section of weld zone.

빔출력 4.5 kW, 용접속도 2 m/m, 빔초점이 시편 표면으로부터 10 mm 상부로 설정하였을 때 용접

부에 결함이 없는 양호한 용접결과를 얻었다.

용접부 경도는 Fig. 3와 같이 비커스 경도 190~200의 범위로 용접부에 특별한 연화부나 경화부는 발견되지 않았으며, 강도나 연신율 역시 Fig. 4에서처럼 규격값을 상회하였으며 모재와 동등수준의 결과를 보이고 있다.

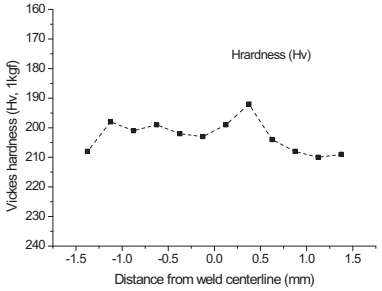


Fig. 3. Hardness distribution.

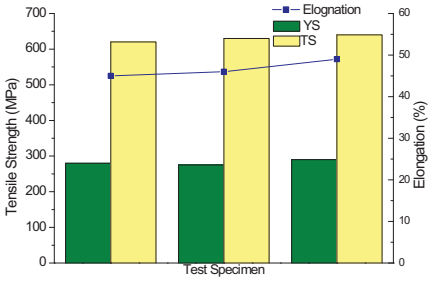


Fig. 4. Tensile strength of weldment.

빔출력 4.5 kW로 용접한 fuel guide tube의 면외 변형량을 Fig. 5와 같이 레이저 변위계로 계측하였다. 최대 1.4 mm의 변형이 계측되었다.

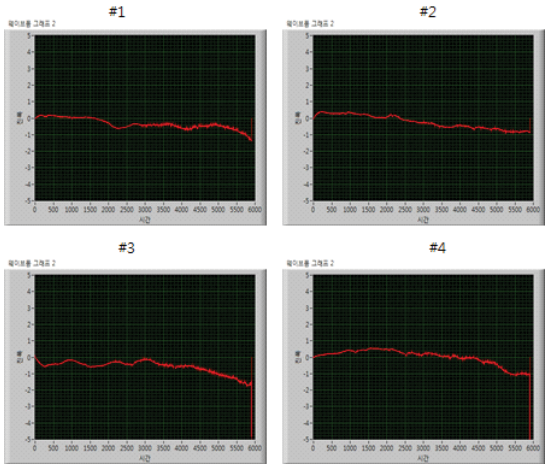


Fig. 5. Out-of-plane welding deformation.

3. 결론

사용후핵연료 저장 용기의 구성품인 fuel guide tube를 용접할 수 있는 용접지그를 제작하여 레이저 용접을 수행하였다. 결함이 발생하지 않는 용접조건을 도출하였으며 용접변형이 1.5 mm이내의 직진도가 우수한 용접결과를 얻을 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회지 Vol. 9, No. 3, pp. 161-167, 2011

[2] 한국방사성폐기물학회지 Vol. 4, No. 1, pp. 51-58, 2006

사용후핵연료 운송 및 저장 용기의 핵심 부품 제작 기술

김수용*, 김민수, 배성한, 김일동, 정희균
㈜포스코플랜텍, 울산광역시 울주군 온산읍 처용리 134번지
*ksykkm@poscoplantec.co.kr

1. 서론

사용후핵연료(SNF, Spent Nuclear Fuel)는 원자력발전의 연료로 사용되고 난 후의 핵연료 물질로 정의할 수 있다. 일반적으로 사용후핵연료와 관련된 정책은 영구처분 또는 재처리로 분류할 수 있으나, 국내의 경우 사용후핵연료와 관련된 정책이 확정되지 않은 상태이다. 현재 국내의 사용후핵연료는 원자력발전소 소내에 위치한 습식 저장시설에 임시 저장중이며, 습식 저장시설의 포화에 따라 건식 저장 용기의 개발이 요구되고 있는 실정이다.

국내 사용후핵연료 운송 용기는 1다발 소내 운송용인 KSC-1에서부터 현재 제작중인 KN18까지 다양하게 개발되고 운영되고 있다. 그러나, 최근의 추세에 따르면 운송과 저장을 겸용으로 사용할 수 있는 DPC(Dual Purpose Cask)의 개발이 요구되고 있다. 선진사들의 경우 다양한 형태의 DPC를 개발하고 있으며[1~2], 더 나아가 MPC(Multi Purpose Canister)의 개발에 역량을 집중하고 있다.

DPC 또는 MPC를 개발하기 위해서는 설계 및 해석(방사능 차폐, 열 안정화, 구조 등), 제작기술, 테스트 및 품질 평가 기술등이 필요하다. 본 논문에서는 DPC를 제작하기 위해 필요한 기술들에 대해 서술하고자 한다.

2. 본론

2.1 Basket Cell

Basket Cell은 용기 내부에서 사용후핵연료를 1차 격납하는 역할을 수행하는 단품이다. 일반적으로 Basket Cell은 다음과 같은 절차에 의해 제작된다.

1) 평판(Plate)의 4면에 대해 모서리 용접을 수행
2) 평판을 ㄴ형으로 굽힘가공(Bending Process)하여 2면에 대해 모서리 용접 수행
3) 평판을 ㄷ형으로 굽힘가공하여 2면에 대해 용접 수행

Basket Cell 제작을 위해서는 평판을 원하는 형상으로 성형하기 위한 굽힘가공 기술과 열변형을 저감시킬 수 있는 용접 기술이 요구된다.

2.1.1 굽힘가공

굽힘가공에 대한 경향성 예측을 위해 MSC. Marc를 이용하였다. 굽힘가공에 대한 해석을 수행하기 위하여 평판을 기준으로 하부에는 Die를 상부에는 Punch를 위치시켰다. Die와 Punch는 현장에서 일반적으로 사용하는 기준으로 선정되었다.

본 연구를 통해 수행한 굽힘해석의 절차는 다음과 같다.

1) Punch를 평판의 형상이 90°가 되도록 하강
2) Von-mises Stress 검토를 통해 소재에 작용하는 응력 분포 확인
3) Principle Stress를 통해 소재에 작용하는 압축(Min. principle stress) 및 인장응력(Max. principle stress) 확인
4) Punch를 상승시켜 평판과 접촉해제
5) 소재에 남아있는 잔류응력 확인
6) 소재에 발생한 스프링백(Spring Back) 발생량 확인

굽힘해석 결과 두께가 증가할수록 스프링백 현상에 의한 후변형과 응력이 증가함을 알 수 있었다.

또한 실험 결과를 검증하기 위하여 동일 조건으로 테스트한 결과 평판에 가해지는 하중의 크기와 내측 곡률 반경은 해석 결과가 약 8%, 10% 정도 낮게 나타남을 알 수 있었다. 이는 테스트에 사용된 장비가 자체적인 보정값을 대입하여 작업을 수행하기 때문인 것으로 파악된다.

그러나 소재의 두께가 두꺼울수록 연신율이 증가하며, 두께에 따라 선형적으로 증가하는 경향은 동일하게 나타났다.

2.1.2 저변형 용접 기술

Basket Cell은 장축의 사각 튜브 형상으로 높은 진직도와 평면도를 요구한다. 따라서 일반적으로

Basket Cell의 경우 열변형을 최소화할 수 있는 방법으로 제작되고 있으며, 평판의 면에 대한 접합에는 레이저 용접(Laser Welding)의 활용이 높다. 본 연구에서는 용접 및 열처리 전용 소프트웨어인 SYSWELD를 활용하여 사각 튜브에 대한 레이저 용접시 발생하는 열변형 경향을 파악하였다.

구속이 없는 상태에서 ㄷ형 모재 2개를 접합하는 경우 용접면을 기준으로 안쪽으로 열변형이 진행됨을 알 수 있었다. 따라서 Basket Cell의 변형을 방지하기 위해서는 모재 안쪽과 바깥쪽으로 모두 구속할 수 있는 지그(Jig)가 요구된다.

본 연구에서는 용접에 의한 열변형 해석 결과를 바탕으로 저변형 용접 지그를 제작하여 Basket Cell의 높은 형상 정밀도를 확보할 수 있었다.

2.2 Disk Plate 제작을 위한 워터젯 가공

DPC에서 Disk Plate는 Basket Cell을 지지하고 용기 내부에서 발생하는 열을 외부로 배출하기 위한 열전달핀의 역할을 겸하고 있다. 용기 내부에서 Disk Plate는 다층으로 구성되어 있으며, 제작시 열변형에 의한 뒤틀림을 방지하고 Basket Cell의 삽입이 용이하도록 각 사각 홀(Hole)에 대한 위치 및 형상 정밀도가 요구된다. 따라서 일반적으로 Disk Plate는 열변형 발생을 억제하기 위하여 워터젯(Water-Jet) 가공을 통해 제작한다.

본 연구에서는 일반적인 Disk Plate의 형상을 고려하여 테스트 시편의 형상 및 소재(SA240-304)를 결정하였으며, 두께별 가공을 통해 워터젯 가공시 발생하는 가공면의 경사면 발생 및 표면 거칠기를 확인하였다.

표면거칠기의 경우 소재 높이별로 상중하로 구분하여 총 5개 지점씩을 측정하여 평균값을 비교하였다. 두께별 상부의 표면거칠기는 약 3 ㎛로 거의 일정하게 측정되었으며, 두께가 두꺼워질수록 하단부에서 Jet Leg현상에 따라 표면거칠기가 급격하게 증가함을 알 수 있었다. 또한 두께가 두꺼워질수록 가공면에 대해 경사면이 발생하였으며, 소재 아래쪽의 경우는 공급되는 용수의 유속 감소에 의한 오차가 발생함을 알 수 있었다.

2.3 절삭 가공

DPC의 Body부는 SA350 LF3 또는 LF5 단조강을 사용하여 제작한다. Body의 주요 소재인 SA350 LF3에 대해서는 소재 자체에 대한 건전성 평가[3]를 진행한 경우는 있으나, 소재의 절삭력등에 대한 분석은 진행되지 않고 있다. 따라서 본 연구에서는 대표적인 절삭공정 해석 소프트웨어인 AdvantEdge FEM을 이용하여 SA350 LF3 강의 절삭 특성을 분석하였다.

절삭 해석을 수행하기 위해 필요한 재료 상수는 Johnson-Cook 모델을 이용하여, 실험적 방법과 해석적 방법을 통해 구할 수 있었다. 테스트 시편을 통한 2차원 절삭 시험 결과 SA350 LF3 강의 경우 절삭 속도가 저속인 영역에서 과도한 버(Burr)가 발생하였으며, 이에 따라 칩 두께 및 폭의 변화가 발생함을 알 수 있었다. 따라서 SA350 LF3 강을 이용하여 Body를 제작할 시 절삭 속도는 200 m/min 이상으로 선정하는 것이 우수한 표면을 확보할 수 있는 조건으로 판단된다.

절삭 공정 해석에는 SA350 LF3 강과 비교를 위해 소프트웨어에서 제공하는 SUS316L, S45, Al6061 및 Inconel과 동일한 절삭 조건으로 해석을 수행하였다. 해석 결과 주분력(Principle Cutting Force)은 일정하게 나타났으며, 선반 가공 시 유동형에 가까운 칩이 생성될 것으로 예상된다.

3. 결론

사용후핵연료 운반 및 수송 용기 개발을 위하여 주요 단품에 대한 제작 기술을 확보하였다. 제작 기술 확보를 위하여 해석적 방법과 실험적 방법으로 접근하였으며, Basket Cell, Disk Plate 및 Body 부의 제작 기술을 확보할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 “산업통상자원부”, “한국산업기술진흥원”, “동남지역사업평가원”의 “광역경제권 선도산업 육성사업”으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] Hitachi Review, Vol.53, pp.152-157, 2004
[2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Technical Review, Vol.43, pp.1-6, 2006
[3] 대한기계학회, 2002년도 압력기기 기술대회 강연집, pp.192-197, 2002

사용후핵연료 운반 및 저장 겸용 용기의 구성 소재 및 기술 개발 동향

이경황*, 박종원, 박신화
포항산업과학연구원, 울산광역시 북구 매곡동 매곡산업단지 342-2
*k-hwanglee@rist.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 중간저장 방식은 크게 습식과 건식 방식으로 분류된다. 건식저장 방식의 금속용기는 후쿠시마 원전 사고 이후 습식저장방식 대비 안전성적인 측면에서 우위에 있음이 검증되어 향후 국내의 건식중간저장 방식의 대안으로 충분한 검토가 이루어질 필요가 있다.

Fig. 1은 사용후핵연료 운반 및 저장 용기의 구성품 및 안전성 기능에 대한 개략적인 설명을 나타낸다. 사용후핵연료 운반 및 저장 금속용기 소재는 크게 구조용과 기능성 소재로 분류할 수 있다. 구조용 소재는 몸체, 볼트, 리드와 외피용으로 저합금강과 스테인레스강의 철강 소재가 주로 이용되고 있다.

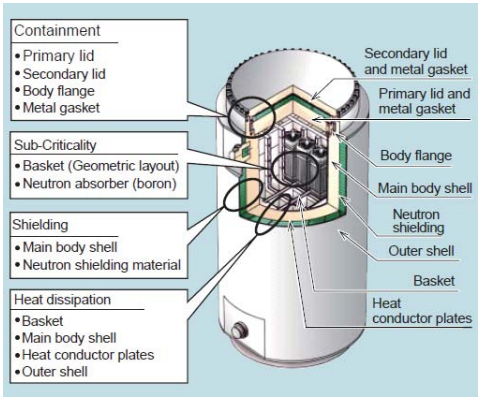


Fig. 1. Safety functions and components of the cask[1].

기능성 소재는 중성자 제어를 위한 보론 화합물(농축보론), 중성자 흡수 소재(알루미늄 복합재), 중성자 차폐 소재(에폭시, 폴리프로필렌, 실리콘 수지 등), 금속 용기의 기밀성 유지를 위한 가스켓 (알루미늄과 인코넬 조합 소재), 충격 흡수체(wood, 폴리우레탄, 발포 알루미늄) 등으로 분류되어 사용되고 있다.

본 논문은 기능성 소재 중심의 보론 농축기술, 중성자 흡수 소재 제조공정 기술, 중성자 차폐 소재 기술 동향에 대해 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 보론[2] 농축 기술

보론의 동위 원소는 ^{10}B과 ^{11}B이 있으며, ^{10}B (3,837barn)의 중성자 흡수단면계수는 ^{11}B (0.005barn) 보다 약 76만7천배 큰 값을 갖고 있어 중성자 포획 능력이 뛰어난 특징을 갖고 있다. 농축 보론은 원자력산업분야에서 핵임계 제어를 위해 boric acid(H_3BO_3, B_2O_3), borated aluminum alloy, boron carbide(B_4C), ferro – boron(FeB) 등의 형태로 각각 reactor water, cask & rack basket material, control rod, borated stainless steel 등에 이용되고 있다[3]. Fig. 2는 원자력산업분야에서 사용되는 농축 보론의 형태를 보인다.

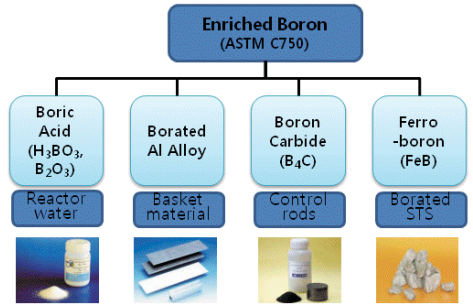


Fig. 2. Application products using enriched boron in nuclear industry.

보론 농축 기술은 화학교환증류법(Chemical Exchange Distillation)과 이온교환크로마토그래피법(Ion Exchange Chromatography)이 상용화되어 있다. 화학교환증류법은 ^{10}B과 ^{11}B이 착화제(유기용매)에 녹는 용해도 차를 이용하여 농축하는 방법으로 원료물질 BF_3 가스와 착염을 접촉시켜 ^{10}B을 많이 포함한 착체를 침적시키고, 침적 물질을 취출한 후에 착체를 가열분해하여 ^{10}B 농축도가 높은 가스를 얻는 공정이다. 이온교환크로마토그래피법은 용리액(eluent)과 boric acid 혹은 보론 화합물을 이온 컬럼 (ion column)에 통과시켜 이온의 이동속도가 다른 $^{10}B(OH)_4^-$와 $^{11}B(OH)_3$의 분리를 통해 ^{10}B을 농축하는 방법이다. 화학교환증류법은 기존의 증류기술 이용과 연속생산 및

높은 농축 수율의 장점이 있지만 설비의 부식 및 유독가스의 사용 등에 따르는 단점을 갖고 있다. 이온교환크로마토그래피법은 안전성 측면에서 유리한 반면 설비의 고가 및 농축 수율이 낮다는 단점을 갖고 있어 효율적인 공정 개발이 필요하다. 상기의 두 기술은 해외에서 농축 보론을 얻기 위해 상용화된 기술로 국산화 기술을 위한 노력이 필요한 것으로 사료된다.

2.2 중성자 흡수 소재[4)]

스테인레스 기반 중성자 흡수 소재는 우수한 내식성을 갖고 있어 사용후핵연료를 임시저장하기 위한 수조(pool)의 저장랙에 주로 적용되고 있다. 알루미늄 기반 중성자 흡수 소재는 가벼운 특징을 갖고 있어 주로 건식 운반 및 운반저장 용기의 바스켓(basket)에 중성자 흡수를 위한 기능재 혹은 바스켓의 구조를 겸하는 중성자 흡수재로 사용되고 있다. Boron aluminum alloy는 농축 보론을 알루미늄 합금에 첨가하는 것으로 boride (AlB_2, TiB_2) 형태가 알루미늄의 입계에 석출되어 합금화가 이루어진다. 알루미늄에의 보론 고용도가 제한적이며, 열간압연성과 연신율 등을 고려하는 경우 1~2mass%로 제어하는 것이 필요하다. Aluminum boron carbide cermet은 알루미늄 컨테이너에 B_4C와 알루미늄 분말을 균일하게 혼합하여 채운 후 예열을 통해 열간압연하여 판재 형태로 제조되는 중성자 흡수 소재이다. 이 소재는 자연 상태의 B_4C 분말을 사용하며, 소재의 설계 및 공정 기술 특허가 만료된 기술로 국산화 기술 개발을 위해 연구개발이 필요한 것으로 사료된다. Aluminum boron carbide metal matrix composite(MMC)은 B_4C와 알루미늄 합금 분말을 혼합하여 빗렛을 제조하고 진공 소결과 압출을 통해 형상을 갖는 부재조 제조하는 것이다. MMC는 중성자 흡수와 구조재로서의 기능을 겸하는 상용 소재로 최근에는 고강도화와 B_4C 함량 증대를 위한 다양한 연구가 진행 중에 있다.

2.3 중성자 차폐 소재

중성자 차폐는 일반적으로 밀도가 높은 금속류의 물질을 이용하는 방법과 중성자와 질량이 거의 같은 수소원자와의 충돌에 의해 에너지를 손실시키는 방법을 이용한다. 사용후핵연료 운반 및 운반저장 용기에 이용되는 차폐 소재는 수지 기반의 고분자 소재가 다용되고 있다. 1990년대 이후 금속용기에 사용되는 수지 기반의 중성자 차폐 소재는 수소함량이 높고 취급이 용이한 열가소성 수지계의 고분자 소재 적용이 많았으며, 최근에는 수소 함량이 열가소성 대비 높고 내열성이 높은 열경화성 수지를 이용하는 추세에 있다. 또한, 용기에 저장해야하는 사용후핵연료의 농축도 및 연소도 증가 추세에 따라 차폐 성능과 내열성 개선을 위해 수소 함량 증가와 세라믹 분말이 첨가된 차폐 소재의 개발이 적극적으로 이루어지고 있다. 중성자 차폐 소재의 국산화는 최근의 기술 동향 및 국내의 기술적 수요를 바탕으로 내열성과 수소 함량이 높은 새로운 중성자 차폐 소재 개발 방향 수립이 필요한 것으로 검토되었다.

3. 결론

사용후핵연료 운반 및 저장 겸용 금속 용기는 해외 원자력 선진국의 사용후핵연료 관리 기술을 비추어 볼 때, 국내 사용후핵연료 중간저장을 위한 대안으로 신중한 검토가 이루어져야 할 것으로 생각된다. 사용후핵연료 중간저장 방식의 금속용기에 사용되는 구성품 소재는 크게 구조 소재와 기능 소재로 분류 할 수 있으며, 구조 소재는 국내의 소재 적용 및 조기 국산화가 가능한 반면 기능 소재는 전량 수입에 의존해야하는 상황에 놓여 있다. 구조용 소재는 ASME와 US Nuclear Regulatory Commission의 Reg. Guide에 따라 기계적 물성이 만족되는 소재를 적용하고 있으므로 국내 소재 적용과 국내 기업의 기술 개발 참여를 통한 조기 기술 확보가 시급한 것으로 검토되었다. 또한, 보론 농축을 포함한 중성자 흡수 및 차폐 소재는 전량 해외 기술에 의존해야하는 상황으로 향후 국내의 사용후핵연료 관리 분야에 있어 소재기술의 해외 기술 종속 우려가 있으므로 국산화를 위한 준비가 반드시 필요한 분야이다.

4. 참고문헌

[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. Technical Review Vol. 43 No.4, 2006
[2] Wikipedia, 'boron' Isotope
[3] Kobe Steel Engineering Reports, Vol.53 No. 3, pp23-25, 2003
[4] EPRI Report, 'Handbook of Neutorn Absorber Materials for Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage Applications' 2009 Edition

사용후핵연료 건식저장 장기 건전성평가 시험기술

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

1. 서론

경수로원전의 사용후핵연료 저장 포화상태를 감안하여 중간저장시설 확보 등의 공론화 논의가 진행되고 있다. 중간저장기술의 있어 국산 사용후핵연료의 건전성 평가가 중요한 요소로 대두되고 있다. 중간저장기술의 하나인 건식저장시스템 적용에 앞서 사용후핵연료의 건전성 평가가 우선되어야 하고, 저장 중에 발생할 수 있는 각종 열화기구에 대한 거동을 평가모델 및 코드를 통하여 예측할 수 있어야 한다. 실제 사용후핵연료를 이용하여 예측한 값을 검증하고 종합평가하는 일련의 과정이 필요하다. 즉, 사용후핵연료가 저장기간이 종료된 시점까지 저장초기의 건전성을 잘 유지할 수 있는 지를 평가하는 기술이 검증되고 확보되어야 장기 건식저장이 가능하다. 사용후핵연료의 장기건식저장을 위해서는 저장 대상인 사용후핵연료의 핵적, 물리·화학적, 재료적 특성파악이 선행 되어야 한다. 사용후핵연료의 장기 건식저장에 따른 건전성평가를 위해 한국원자력연구원을 중심으로 실제 사용후핵연료봉의 가속시험을 위한 종합시험장치가 설계되어 제작되었으며 노외성능시험을 준비하고 있다. 본 시험장치를 이용하여 단기간의 열화가속시험을 통해 사용후핵연료의 성능시험자료를 생산하고 장기간의 저장수명 동안 재료적 결손정도를 예측하여, 장시간 동안 사용후핵연료가 건전성을 유지할 수 있는 조건들을 제시할 수 있다.

사용후핵연료의 건전성 평가에 필요한 기술적요건들을 도출하고 시험적 분석을 통해 사용후핵연료의 장기 건전성 유지와 건식저장에 따른 시험평가기술을 확립하여 사용후핵연료 장기건전성 평가기술에 적용할 계획이다.

2. 본론

장기 건식저장에 따른 사용후핵연료의 건전성은 다양한 열적, 기계적 환경에 따라 손상여부가 결정지게 된다. 노심조건에서의 핵연료는 시스템 압력과 핵연료 봉내압에 의한 기계적 변형이 발생하고 이와 병행하여 축방향의 출력분포에 의한 부위별 열적변형이 다르게 나타난다. 또한, 중성자에 의한 핵연료봉의 조사성장과 수화학적 반응에 의한 재료결손(산화, 크러드, 수소침착)등이 핵연료의 건전성에 영향을 주게 된다. 핵분열에 의한 소결체 크랙 및 핵분열생성물 등은 PCMI에 의해 피복관의 건전성에 영향을 미치게 된다. 따라서 사용후핵연료의 저장에 따른 건정성 평가에 앞서 사용환경(연소도, 출력이력, EFPD, 과도상태 여부 등) 평가가 우선되어 핵연료의 방출상태를 확인하는 과정이 무엇보다 중요하다.

방출된 핵연료는 저장조건에 따라 건전성에 미치는 영향이 다소 다르게 평가될 수 있다. 수중저장조에 보관될 경우 보관수의 온도가 대략 40℃ 조건에서 피복관의 기계적 하중, 수소화 및 수소재배치 냉각수에 의한 부식 등 사용후핵연료의 건전성 미치는 영향은 거의 미미하다. 반면, 건식저장의 경우 밀폐된 Inert gas 분위기에서 보관됨으로 방출핵연료의 붕괴열에 의한 초기 고온상태의 열화조건을 유지하게 되며, 그림 1과 같은 현상들이 나타날 수 있다. 건식저장의 초기 온도조건을 대략 400℃ Helium 분위기를 가정하면 degradation mechanism으로 피복관의 응력하중에 의한 변형, 수소화, 수소확산, 불순물에 의한 부식, SCC에 의한 crack propagation, uniform 및 local corrosion 등이 부분적으로 나타날 수 있다.

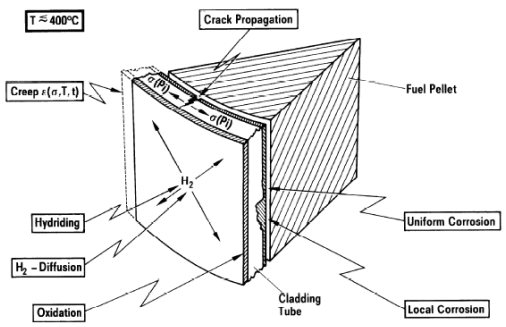


Fig. 1. Mechanic affecting of spent fuel cladding performance[1].

불활성기체의 불순물에 의한 산화는 거의 발생하지 않을 것으로 판단되며, 잔류습기에 의한 hydrogen pick-up과 열적확산에 의한 hydrogen redistribution 역시 무시될만한 현상이다. 피복관 안쪽의 FP에 의한 부식은 더 이상의 FP생성이 없는 점을 감안하면 건식저장에 따른 영향은 무시되어질 수 있다. 분위기 온도가 450℃이하에서 crack 크기가 300㎛ 미만일 경우 crack propagation은 발생하지 않는 것으로 알려져 있다. 결국 사용후핵연료의 creep에 의한 손상여부를 결정하는 최대온도 조건에서 hoop strain이 지배적이 평가기준이 될 것이다. 참고로 보편적인 핵연료설계기준에서 제한하는 응력변형은 1% 이하로 규정하고 있다.

건식저장조건에서 핵연료의 creep 파손여부 평가를 통해 저장조건 등의 요구조건이 결정된다. 우선 비교 조사후시험이 진행되고 있는 사용후핵연료 피복관을 이용하여 고온 creep 파단시험을 실시한 후 이를 통해 사용후핵연료 피복관의 온도에 따른 응력과 변형율을 시간의 함수로 확인하여 최종적인 종합시험의 조건을 확립하게 된다.

$$\dot{\epsilon} = const \times \sigma^m e^{-E/kT} \qquad (1)$$

일차적 결정된 시험온도와 시간 등의 시험조건을 적용하여 현재 제작된 사용후핵연료 장기건전성 평가 종합시험장치[2] DRYSIM6(DRY storage SIMula-tion test system with 6 spent fuel rods)를 통해 조사후시험시설에서 정해진 시험절차에 따라 시험을 실시한다. 이후 종합시험이 완료되면 사용후핵연료의 손상여부를 판단하고 이의 건전성이 확인될 경우 해석적 분석을 통해 사용후핵연료의 건식저장 조건 등을 결정하게 된다.

사용후핵연료집합체의 건식저장에 따른 부수적인 평가가 필요하다. 기존 경수로핵연료는 Low-Sn과 Nb 합금 등의 다양한 소재의 피복관을 사용하여 골격체를 이루고 있다. 실제 건식저장용기에 장입되거나 운송시 사용후핵연료집합체의 기계적 구조건전성이 평가 되어야 한다. 집합체 구조물에서 Zircaloy 소재의 Grid(일부 Inconel), Guide Thimble에 대한 부식과 중성자 조사손상 등도 함께 평가되어져야 한다.

3. 결론

건식 저장환경에서 사용후핵연료의 복합적인 열화거동을 연구하기 위하여 실제 사용후핵연료봉 6개를 사용하는 종합시험장치(DRYSIM6)가 개발되었다. 사용후핵연료의 장기 건식저장에 따른 시험평가를 위해 경수로핵연료의 연소이력 및 연소거동의 종합적인 평가가 선행되어야 하고, 이를 통한 건식저장 환경에서의 장기건전성 평가가 진행된다.

종합시험에 사용되는 시험연료봉은 울진 2호기 K23 핵연료집합체에서 인출한 평균연소도 45,000 MWd/MTU.rod의 사용후 연료봉을 사용하게 된다. 조사후시험시설에서 비교 사용후핵연료봉에 대한 조사후시험이 진행 중에 있으며, 피복관의 creep 파단시험을 통하여 온도에 따른 응력파단과 변형율을 확인하고, 이를 토대로 종합시험의 기술요건이 확립될 예정이다. 종합시험을 통해 온도와 시간에 따른 변형률을 평가하여 건식저장환경에서의 저장조건을 결정하게 된다.

4. 참고문헌

[1] M.Peehs and J. Fleisch, " LWR Spent Fuel Storage Behaviour", JNM 137,190-202, 1986

[2] 김대호 외,. 사용후핵연료의 장기건전성 종합시험장치(SFFA) 개념설계, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회, 2012. 5

사용후핵연료 저장조 냉각재 상실사고시 핵연료피복관의 공기중 산화거동

방제건*, 김선기, 전태현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원전사고이후 사용후핵연료 저장조내 사고가 발생할 경우 사용후핵연료의 거동에 대한 관심이 크게 부각되었다. 사용후핵연료 저장조의 냉각수가 상실되거나 혹은 냉각기능이 상실될 경우 사용후핵연료는 공기중에 노출되게 되고, 사용후핵연료의 붕괴열 냉각기능이 상실됨에 따라 공기와의 고온산화반응이 발생하게 된다. 지르코늄 합금의 공기와의 산화반응속도가 수증기분위기에서 보다 빠른 것으로 알려지고 있다[1-3]. 또한, 수증기분위기에서의 산화거동과 비교하여 공기중에서 산화반응시 발열반응에 따른 반응열 방출량이 80% 이상 더 높은 것으로 알려지고 있으며, 이는 사고시 온도상승을 야기시킴으로써 산화반응을 가속화시킬 수 있음을 의미한다[4-6]. 과거에는 노심내의 냉각수상실사고(LOCA)를 고려한 수증기 분위기에서의 산화시험관련 연구가 주로 많이 수행되어 왔기에 공기중 고온산화시험 관련 연구는 상대적으로 매우 부족한 현실이다. 최근 들어 이에 대한 연구가 일부 수행되고 있으며, 후쿠시마 원전사고 이후 이에 대한 연구의 필요성이 증대되었다. 이에 본 연구에서는 사용후핵연료를 모사하기 위한 산화층을 형성한 Zirclaoy-4를 대상으로 600℃-1,400℃ 범위의 고온에서 피복관 산화거동시험을 수행하였으며, 각 온도에서의 공기와의 산화반응거동을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비

산화시험에는 표 1의 Zircaloy-4 피복관을 사용하였으며 사용후핵연료 피복관을 모사하기 위해 전기가열로에서 공기중 420℃산화시험을 통해 산화막을 형성시켰다. 형성된 산화막은 각각 약 20 ㎛, 55 ㎛ 였다. 산화반응시험용 시편은 20 ㎜ 길이로 절단하여 양 끝단을 가공하고 아세톤용액에서 초음파세척을 하였으며, 시험전 표면적 및 무게를 측정하였다.

Table 1. Chemical composition of Zircaloy-4

	Zr (wt %)	Sn (wt %)	Fe (wt %)	Cr (wt %)
Zircaloy-4	Bal.	1.3	0.2	0.1

2.2 실험방법

공기중에서의 산화반응시험은 TGA를 사용하여 수행하였다. 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)를 실시간으로 측정하였다.

2.3 실험결과

먼저 공기중에서의 고온산화 후 피복관의 외형을 관찰하였다. 그림 1은 각각의 공기노출온도에서의 특정 산화시간에 따른 피복관의 외형을 보여주고 있다. Zircaloy-4 피복관의 경우 통상적으로 냉각수산화 혹은 수증기산화가 발생할 경우 초기에는 검은색의 산화막 형태를 보여주며, 산화가 진행될수록 살색 혹은 회색의 형태를 띄게 되며, 산화가 지속적으로 진행되어 산화막 두께가 매우 두꺼워 질 경우 흰색에 가까운 산화막 표면이 관찰된다. 그림 1에서 보는 바와 같이, 기존의 Zircaloy-4 산화막 두께에 따른 피복관 색깔이 살색의 형태에서 산화막이 두꺼워 짐에 따라 회색에서 흰색의 형태를 띄게 됨을 알 수 있다. 회색 혹은 흰색을 띌 경우 그림에서 보는 바와 같이 외부응력이 존재하지 않는 상황에서도 부스러질 정도로 취화가 되어 있음을 알 수 있다.

그림 2-a는 시험전 산화막 두께가 20 ㎛인 Zirclaoy-4 시편의 고온산화거동을 보여주고 있으며 그림 2-b는 시험전 산화막두께가 55 ㎛인 시편의 고온산화거동을 보여준다. 특정 시간 경과 후 산화반응거동의 천이(breakaway oxidation)가 발생하여, 공기노출시간에 따라 산화량이 직선적으로 증가하여 반응속도가 증가하는 소위 'breakaway oxidation' 현상이 발생함을 확인하였다. 한편, 공

기와의 산화반응시간에 따른 무게증가거동은 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. 본 시험온도 영역 가운데 1,200℃, 1,400℃와 같은 고온에서의 산화시에는 나타나지 않았으며, 이는 노내 LOCA 사고시 고온 수증기 산화반응의 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.

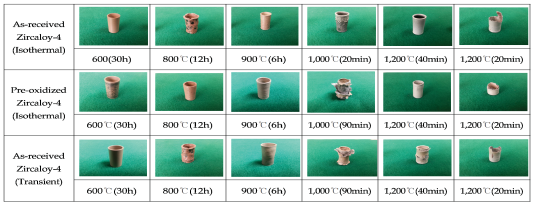
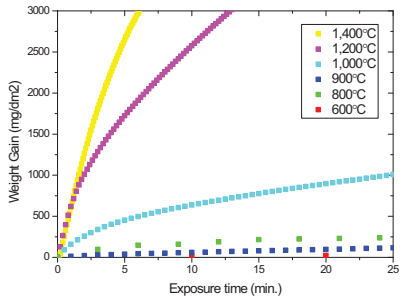
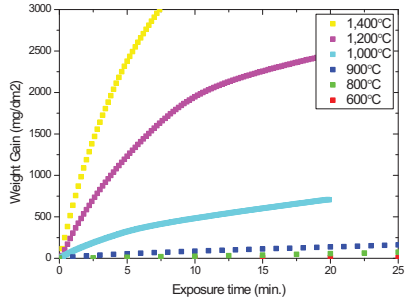


Fig. 1. Appearance of Zircaloy-4 after air oxidation.



(a)



(b)

Fig. 2. Oxidation behaviors of Zircaloy-4 in air, a) pre-oxidized ~20 ㎛, b) pre-oxidized ~55 ㎛.

3. 결론

공기와의 노출시간에 따른 사용후핵연료 피복관의 산화반응 거동을 측정하였다. 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가거동은 2차함수에 가까운 무게증가 거동이 나타나며 그 후 특정시점을 지나 반응속도가 증가하는 천이현상이 나타났다. 1200℃ 및 1400℃의 온도에서는 반응속도의 천이현상은 나타나지 않았으며 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, Jun 13-17, 2010

[3] Martin Steinbruck, et. al, "Experiments on air ingress during severe accidents in LWRS", Nucl. Eng. Des. 236 (2006) pp.1709-1719

[4] Martin Steinbruck, "Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures", J. Nuclear Materials 392 (2009) pp.531-544

[5] M. Steinbruck, M. Bottcher, "Air oxidation of Zircaloy-4, M5 and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures", J. Nuclear Materials 414 (2011) pp.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) pp.30-45

사용후핵연료 저장조 사고시 피복관 공기중 산화거동 및 반응속도에 관한 연구

김선기*, 방제건, 전태현
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jgbang@kaeri.re.kr

1. 서론

사고시 핵연료 피복관의 열화를 야기하는 고온 산화에 관한 연구는 주로 노심에서의 냉각수상실사고(In-core LOCA)가 발생했을 경우를 가정한 고온 수증기 분위기에서의 산화거동 및 열화속도와 직접적으로 관련이 있는 반응속도에 관한 연구가 주류를 이루어 왔으며, 이에 관한 시험자료는 BJ kinetic model 및 CP kinetic model 등을 비롯하여 매우 많이 보고되어 왔다. 그러나 사용후핵연료 저장조내 저장수조의 냉각수상실사고(Out-of-core LOCA) 혹은 냉각기능 상실의 경우 노심에서의 사고와 달리 공기분위기에 노출이 되므로 고온의 공기분위기에서의 산화반응 속도를 정확히 측정하는 것이 열화속도를 예측하는데 있어서 매우 중요함에도 불구하고 독일의 카를스루에 연구소 및 일부 연구기관에서의 시험자료 외에는 매우 부족한 실정이다[1-3].

이에 본 연구에서는 저장수조의 냉각수상실사고 혹은 냉각기능상실사고를 가정하여 공기중에 사용후핵연료봉이 노출되었다고 보고 공기중 산화거동 및 산화속도를 측정 평가하고자 한다.

2. 본론

2.1 시편 준비

사용후핵연료 피복관을 모사하기 위해 전기가열로에서 공기분위기에서 420℃ 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 상실사고시 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

Fig. 1은 800℃와 1,000℃에서의 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가거동을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이, 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.

그러나 Fig. 2에 제시한 바와 같이, 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.

Fig. 3은 산화막 두께에 따른 1,400℃ 공기중 산화거동을 비교한 결과이다. 그림에서 보는 바와 같이 산화막이 존재할 경우 반응속도가 지연됨을 알 수 있으며, 본 실험조건 범위에서의 산화막 두께까지는 산화막 두께가 클수록 지연효과가 큰 것으로 나타나고 있다.

한편, Fig. 4는 Zircaloy-4 피복관의 온도에 따른 산화속도 결과를 Arrehenius plot으로 보여주고 있다. Arrehenius plot으로부터 도출된 반응속도는 다음과 같다.

$$k = 7.50 \times 102\exp(-109{,}524/RT) \quad (873K<T<1{,}373K) \tag{1}$$

$$k = 5.31\exp(-46{,}365/RT) \quad (1{,}373K<T<1{,}673K) \tag{2}$$

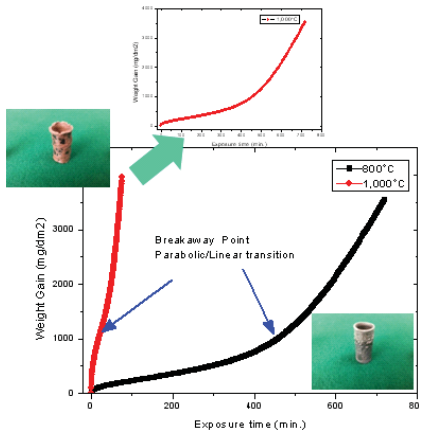


Fig. 1. Air oxidation behaviors of Zircaloy-4 at lower temperatures.

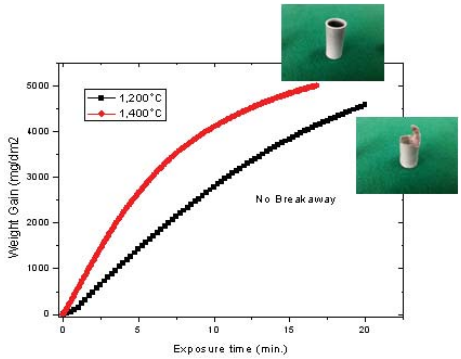


Fig. 2. Air oxidation behaviors of Zircaloy-4 at higher temperatures.

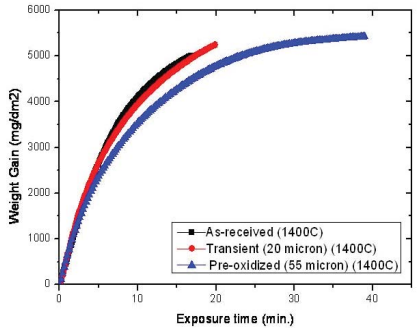


Fig. 3. Comparison of air oxidation behaviors of Zircaloy-4 under various pre-oxidized condition at 1,400℃.

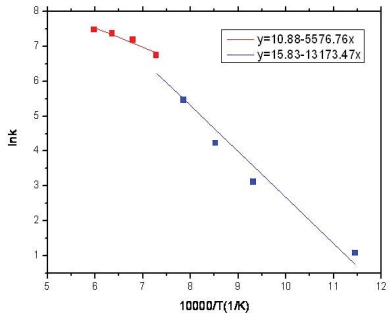


Fig. 4. Arrehenius plot for air oxidation kinetics of Zircaloy-4.

3. 결론

본 연구에서는 다음과 같은 주요 결론을 도출하였다.

첫째, 공기와의 산화반응시간에 따른 무게증가거동은 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.

셋째, 공기중 반응속도를 다음과 같이 도출하였다.

$$k = 7.50 \times 102\exp(-109{,}524/RT) \quad (873K<T<1{,}373K) \quad (1)$$

$$k = 5.31\exp(-46{,}365/RT) \quad (1{,}373K<T<1{,}673K) \quad (2)$$

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, Jun 13-17, 2010

[3] Martin Steinbruck, et. al, "Experiments on air ingress during severe accidents in LWRS", Nucl. Eng. Des. 236 (2006) pp.1709-1719

습윤 분위기에서 UO_2 핵연료 소결체의 산화거동

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

1. 서론

사용후핵연료의 습식저장중 냉각기능 상실사고가 발생하면 저장조 내의 결함핵연료는 고온의 냉각수나 고습도 공기분위기에 노출될 수 있다. 이때 UO_2 핵연료 소결체의 산화거동은 건조공기 분위기에서의 산화거동과 다르게 나타난다. UO_2 소결체가 특정 온도(300°C 이하 저온)의 고습도 분위기에 노출되면 형성되는 $UO_3 \cdot xH_2O$ (Dehydrated Schoepite : DS) 상은 UO_2 에 비해 160% 정도의 부피팽창을 일으키므로 사용후핵연료의 저장건전성 등을 평가할 때 중요하게 고려되어야 한다. 본 연구에서는 습윤 조건에 따른 DS 상의 형성을 관찰하고 이렇게 형성된 DS 상이 이후 공기분위기 산화거동에 미치는 영향을 조사 하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

UO_2 소결체(밀도: 96%, 결정립크기: 8 μm)를 두께 1mm의 disk 형태로 절단하여 시편을 제조하였다. 습도조건에 따라 형성되는 UO_2 상을 관찰하기 위하여 내부용적 100cm^3인 small autoclave에 UO_2 시편을 장입하고 상대습도가 30, 70, 100%로 조절되는 양의 증류수를 넣고 convection oven에 autoclave를 장입하여 200°C에서 10일간 산화시킨 후 주사현미경으로 UO_2 시편 표면을 관찰하였다.

2.2 결과 및 고찰

그림 1은 200°C에서 상대습도를 30, 70, 100%로 조절한 UO_2 소결체 시편을 240시간 산화시킨 후 SEM 관찰한 결과를 보여준다. 상대습도 30%에서 유지한 UO_2 시편은 $UO_3 \cdot xH_2O$ (Dehydrated Schoepite : DS)가 형성되지 않은 반면 상대습도 70%에서 유지한 UO_2 시편에는 DS 상이 형성되었고, 상대습도 100%에서 유지한 UO_2 시편에는 DS 상이 많이 성장하였고 국부적으로 U_3O_8상이 pull-out되어 있음이 관찰 되었다. 이러한 결과는 상대습도 50% 기준으로 DS 상의 형성 유무가 구별된다는 Taylor의 결과와 일치하며[1], 사용후핵연료의 습식저장중 저장조의 냉각수 상실사고시나 건식저장중 습윤 조건에 따라 핵연료 소결체에 형성되는 상의 형태가 달라진다는 것을 알 수 있다.

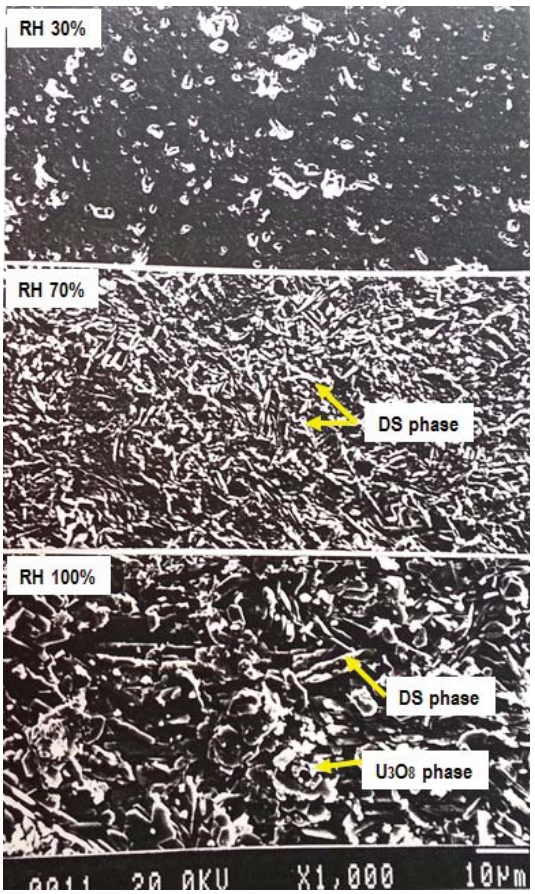


Fig. 1. SEM image of UO_2 samples tested in various humidity conditions.

상대습도 변화에 따라 형성된 DS 상이 이후 공기 중에 노출될 때 UO_2 소결체의 산화거동을 조사하기 위하여 DS 상이 형성된 UO_2 시편(상대습도 70, 100% 시편)과 DS 상이 형성되지 않은

UO_2 시편 (상대습도 0, 30% 시편)을 사용하여 265°C 건조공기 분위기에서 산화시험을 수행하였다. 초기 DS 상 형성 유무가 이후 공기분위기 산화거동에 큰 영향을 미치지 않는 것을 확인하였다. 저온의 고습도 분위기에 형성된 DS 상은 비교적 높은 온도인 265°C 공기 분위기에서 핵연료 퇴화에 큰 영향을 미치지 않는다. 그러나 습윤 분위기에서 형성된 저밀도 DS 상은 산소분압이 높은 낮은 온도에서 유지될 때 핵연료의 퇴화를 가속시킬 수 있는 U_3O_8 상으로 변환을 촉진시킬 수 있으므로 건식저장중 핵연료 건전성평가에서는 고려할 필요가 있다.

3. 결론

UO_2 핵연료 시편은 200°C에서 상대습도 70% 이상의 습윤 분위기에서 $UO_3 \cdot xH_2O$ (Dehydrated Schoepite : DS)상이 형성되는 것을 확인하였다. 초기 형성된 DS 상은 265°C 공기분위기에서는 핵연료 소결체 퇴화(산화)에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 확인되었다.

4. 참고 문헌

[1] P. Taylor, D.D. Wood, A.M. Duclos, J. Nucl. Mater. 189, 116 (1992)

EPMA를 사용한 UO_2 핵연료 첨가물의 반정량 분석

정양홍*, 유병옥, 안상복, 주용선
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nyhjung@kaeri.re.kr

1. 서론

전자탐침미세분석기(EPMA)를 이용하여 조사 또는 미조사 핵연료의 첨가물 등을 분석할 경우 극히 미세한 크기의 물질의 조성을 분석하기는 쉽지 않다. 대개의 경우 이차전자상이나 BSE 사진으로 물질의 크기정도나 또는 특정원소에 대한 전반적인 분포도를 확인하는 작업인 Image Mapping 기능을 사용하여 대략적인 분포정도의 확인으로 대체된다. 그러나 특정 원소에 대한 분포를 도표로 나타낸 이미지를 이용하여 극히 미세한 크기의 물질 분포 및 대략적인 조성을 분석할 수 있다. 이는 미세한 크기의 특정 물질에 대한 조성을 분석 할 수 있는 기법으로 반정량 분석법이라 부른다. 물론 정량분석법으로 측정 할 수도 있겠지만, 이차전자상으로도 분별하기 힘든 크기의 물질의 분포와 그 크기에서 위치를 맞추고 일정시간동안 전자빔을 인가할 경우 위치의 변화등으로 발생될 수 있는 어려움으로 분석결과에 대한 신뢰성이 저하되지만, 반정량분석법으로 측정할 경우 넓은 영역에 대한 특정 원소의 전체 분포를 단번에 분간 할 수 있고, 원하는 위치의 조성을 간단하게 분석할 수 있는 장점이 있다.

2. 시험 결과

UO_2 핵연료에 미량의 첨가물을 주입한 후 첨가물의 거동을 확인하고 또한 그들의 조성을 분석하기 위한 연구를 수행하였다. 특히 결정립의 크기에 영향을 미치는 Cr, Mn, Al등의 첨가제를 주입한 시료에 대한 분석시험을 수행하였으며, 이차전자상(x700)은 Fig. 1과 같다. Fig. 1에서 이차전자상으로 구분되지 못하는 미세한 첨가재의 형상을 WDS Scan으로 특정원소에 대한 x-ray Image Mapping을 실시하여 그림1에 나타내었다. 그림에서 U, O, Cr이 분포도는 대략적으로 구별이 가능하지만 Mn의 경우 첨가량이 극히 미세하여 특정한 구별이 쉽지 않다. 그림1에서 보인바와 같이 그림위에 특정위치에서 반정량분석을 수행하였으며, 그 결과를 Fig. 1 우측 하단부위에 표기하였다.

EPMA의 정량분석은 표준시료를 사용하여 특정원소에 대한 X-ray를 CPS(Count per second)의 비율로 분석하는 분석법이다. 일반적인 분석법은 동일한 인가조건과 기기의 환경에서 표준시료를 이용하여 미지시료에서 측정된 X-ray를 비교하여 조성을 분석한다. 그러나 Fig. 1에서 수행되는 반정량방법은 동일한 전압에서 측정된 특정원소에 대한 X-ray를 데이터 저장고에 저장하였다가 X-ray의 세기로 표기되는 Image Mapping자료에 적용하는 기법이다. 이는 충분한 시간동안 획득한 자료를 기 저장되어 있는 X-ray의 세기와 비교하기 위해 선행되는 여러 가지 조건들을 적절히 조절한다면 Fig. 1과 같이 이해될 수 있는 분석결과를 얻을 수 있는 기법이다. Fig. 1에서 Cr의 분포는 대체로 입계에 존재할 것으로 예상되지만, 그림에서는 전반적으로 고르게 분포되어 있음을 확인 할 수 있다. 또한 반정량방법에 의해 확인된 조성은 최고 6.58wt%이 조성을 갖는 것을 확인하였다. 이와 같이 이차전자상이나 BSE상만으로도 구별되기 힘든 미세한 크기의 입자에 대한 분석방법으로 반정량 분석에 대해 조성의 분포가 뚜렷한 U-Mo 사용후핵연료의 Si Layer에서 확인한 결과 조성의 분포가 1.5wt% 이상의 조성에서는 수긍할 만한 결과를 확인할 수 있었다.

Fig. 2는 UO_2 핵연료에 미량의 첨가물을 주입한 후 소결과정에서 Cr의 물질이 그림과 같이 1.5 ㎛ 크기의 석출상을 형성하였다. Fig. 2는 U, O, Cr, SEM 영상을 나타내었는데, SEM 영상만으로 Cr의 분포와 농도를 구분할 수 없지만 그림 2에서 각 물질의 분포와 조성을 반정량분석법으로 개략적으로 확인 할 수 있다. 크기가 1.5 ㎛ 정도의 Cr 덩어리의 이미지 Mapping 그림에서 가운데의 붉은색은 상대적으로 높고 외부로 갈수록 초록과 파란색은 점차 농도가 낮아짐을 의미한다. 이 덩어리가 완전히 평평한 상태에서 분석되었다면 전반적으로 붉은색을 디겠지만, 그림과 같은 분포는 덩어리의 형상이 둥근 상태임을 짐작할 수 있다.

결국 첨가제로 주입한 Cr의 물질이 Fig. 2와 같이 1.5 ㎛ 정도 크기의 둥근 석출상을 형성한 물성을 확인할 수 있었다. A 부위에서 반정량분석법으로 확인된 조성은 U: 1.77wt%, O: 1.13wt%, Cr: 89.3wt%로 확인되었다. Cr 석출상에서 Cr의 조성이 100%가 아닌 이유는 석출물의 형상이 원형이기에 입사된 전자빔이 완전하게 반사되지 못한 이유일 것으로 판단된다. Fig. 2와 같은 석출상의 조성분석을 EPMA 정량분석 방법으로 진행 할 경우 석출상의 위치를 찾는 것이 가장 어려울 것이고, 또한 입사빔을 정확한 위치에 입사시키거나, 분석과정에서 시편의 위치가 미세한 진동 등으로 정확한 분석은 불가할 것이다.

3. 결론

UO_2 핵연료에 Cr, Mn을 첨가한 시료에 대하여 반정량분석으로 조성을 분석하였다. 첨가물질의 분포정도와 특정부위에서의 조성을 분석하였다. 1.5 ㎛ 정도 크기의 둥근 Cr 석출상에서 반정량분석법으로 확인된 조성은 U: 1.77wt%, O: 1.13wt%, Cr: 89.3wt%로 확인되었다. 원형형태의 석출상의 조성분석을 EPMA 정량분석 방법으로 진행 할 경우 석출상의 위치를 찾는 것이 가장 어려울 것이고, 또한 입사빔을 정확한 위치에 입사시키거나, 분석과정에서 시편의 위치가 미세한 진동 등으로 정확한 분석은 불가할 것이다. 그러나 반정량분석법을 이용하면 수긍할 만한 분석결과를 얻었으며, 또한 반정량분석법의 유용성을 검증할 수 있었다.

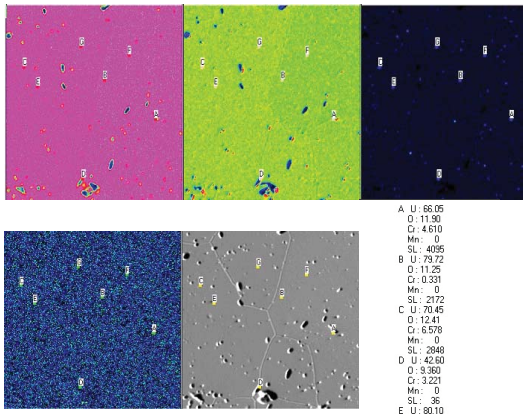


Fig. 1. Half analysis and compositions of U, O, Cr, Mn, SEM(x700).

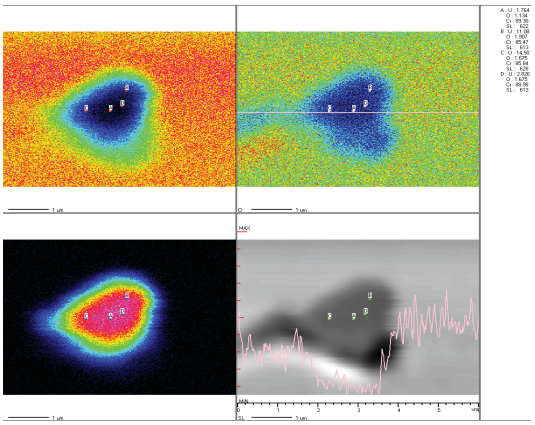


Fig. 2. 1.5 Half analysis for Cr, U, O using image mapping.

수송·저장용기 핵연료집합체 균질고체 모델링을 위한 최대 피복관 온도 분석

김형진[1*], 강경욱[1], 윤정현[1], 이동규[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4
[*]hjkim@korad.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송·저장 용기의 열해석 시 모든 핵연료집합체와 각 집합체의 모든 구조물을 모델링하여 해석을 하는 경우 많은 전산해석 시간이 소요되며, 설계변경에 따른 재평가가 필요할 경우 효율이 좋지 못하다. 따라서 핵연료집합체는 핵연료소결체, 피복관 및 기타 핵연료집합체를 구성하는 부품들을 실제 열해석에서는 유효 물성치를 갖는 균질고체로 모델링 한다. 이러한 균질고체 모델링에서는 피복관, 소결체, 핵연료봉 사이의 공간 및 소결체와 피복관 사이의 간극에서의 서로 다른 열전달 특성 및 물성치를 구별하지 않는다.

유효물성치를 구하기 위하여 핵연료집합체 단면 2차원 해석을 수행하여 최대 피복관 온도를 산출해야 한다. 최대 피복관 온도를 계산하기 위한 방법은 Two-region 모델, Wooton-Epstein 상관식, Effective Thermal Conductivity 모델, CFD(computational fluid dynamics) 모델 등이 있으며, 계산한 최대 온도를 이용하여 유효열전도도를 산출한다.

본 연구에서는 최대 피복관 온도 산출을 위한 주요 모델에 대하여 살펴보고, CFD 모델을 활용하여 대표적인 핵연료집합체에 대하여 최대 피복관 온도를 산출하였다.

2. 피복관 온도 예측 모델링

2.1 피복관 온도 예측 모델링 방법

Two-region 모델은 Manteufel과 Todreas에 의하여 개발된 방법[1]으로 사용후핵연료 집합체를 내부 구역(interior region)과 모서리 구역(edge rerion)으로 나누어 모델링 하는 방법이다. 내부구역은 유효열전도도, 외부구역은 열 컨덕턴스로 특징지어진다.

Wooton-Epstein 상관식[2] 17×18 단일 집합체(충진기체 공기)를 사용하여 수행한 실험데이터를 바탕으로 한 실험식이다. 충진기체를 공기로 하여 산출한 식이기 때문에, 충진 기체가 존재할 시 바스켓 온도가 높은 경우에는 보수적인 해석 결과를 보여주며 피복관 온도를 과도하게 예측하는 경향이 있다.

Effective Thermal Conductivity[3] 모델은 다양한 충진기체(헬륨, 아르곤, 질소, 진공) 환경, 핵연료집합체에 대하여 FEM을 기반으로 개발된 방법이다. PWR 14X14, 17X17과 BWR 9X9에 대하여 상관식이 개발되어져 있다.

CFD 모델의 경우 바스켓 벽 온도에 따른 전도도를 정의하고 이를 최대 피복관 온도를 결정하는데 사용한다. 집합체의 횡당면 모델링 시, 집합체로부터 원주방향 열전달에 미치는 영향이 작기 때문에 집합체 스페이서, 그리드, 엔드 플레이트 등은 무시하고 모델링 하지 않는다[3].

2.2 사용후핵연료집합체 모델링

대상 핵연료는 WH 17X17(충진기체 헬륨)으로 하였으며, 피복관/핵연료/핵연료와 클래딩 간 간격/가이드 튜브를 모델링하였다.

바스켓 온도 구간은 300K ~ 800K, 다발당 열용량은 800W/assebly로 하였으며, 에너지/운동방정식은 second order upwind 이산화를 적용하였다.

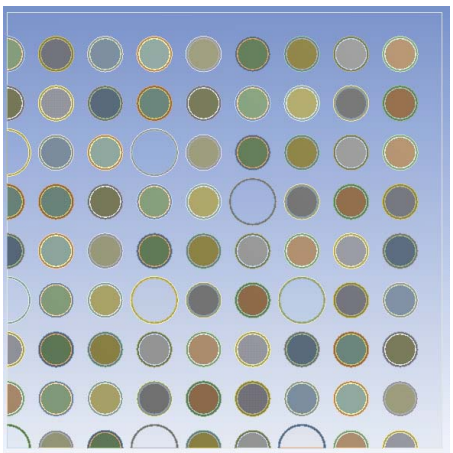


Fig. 1. WH 17X17 PWR assembly modeling.

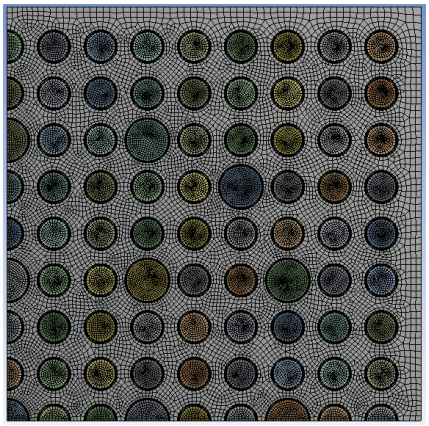


Fig. 2. WH 17X17 PWR assembly meshing.

3. 최대온도 계산 결과

모델링한 집합체의 바스켓 온도에 따른 2차원 단면해석 결과는 Fig. 3 ~ 4와 같다. 2차원 단면해석 결과로 산출한 최대온도는 횡단면 유효열전도도 산출식을 이용하여 유효열전도도를 계산할 수 있으며, 해당 식은 아래와 같다[3].

$$k_{eff} = 0.2947 \frac{Q}{4L(T_{\max} - T_B)} \qquad (1)$$

여기서, Q 핵연료집합체당 발생열(W), L 핵연료집합체의 유효길이, T_{max} 최대 중심온도, T_B 바스켓 내부벽 온도 이다.

4. 결론

본 연구에서는 다양한 최대 피복관 온도 예측 방법론 중에 CFD 모델 방법을 사용하여, WH 17X17의 2차원 단면해석 모델을 모델링하였다. 모델링 시 원주방향 열전달에 영향을 적게 끼치는 부분은 모델링하지 않았다. 다양한 바스켓 온도(300 ~ 800K)조건에서 유효열전도도를 산출하기 위해서 필요한 최대 온도를 산출하였으며, 온도 조건에 따른 내부 온도 분포를 확인하였다.

향후 CE 16X16 집합체에 대해서도 동일한 모델링을 사용하여 최대온도를 구하고, 다른 최대 온도 산출 모델들과 이를 비교할 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부 방사성폐기물관리기술개발사업(사용후핵연료 수송/저장 시스템 상용화 기술개발)의 일환으로 수행 중에 있습니다.

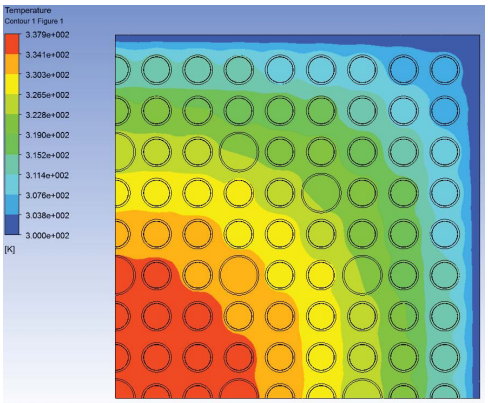


Fig. 3. Contour of temperature with 300K basket.

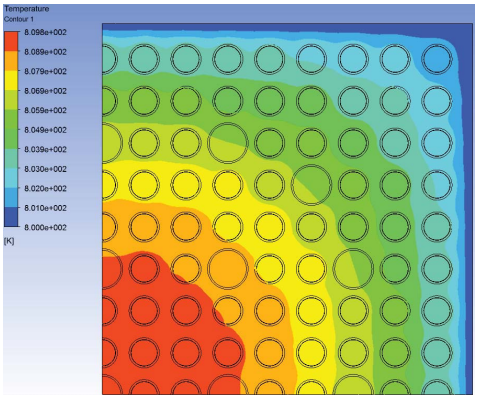


Fig. 4. Contour of temperature with 800K basket.

6. 참고문헌

[1] R. D. Manteufel and N. E. Todreas, Effective Thermal Conductivity and Edge Conductance Model for a Spent Fuel Assembly, Nucl. Technol., Vol. 105, p. 421, 1994

[2] R. O. Wooton and H. M. Epstein, Heat Transfer from a Parallel-Rod Fuel Assembly in a Shipping Container, Battelle Memorial Institute, Columbus, Ohio, Ausust, 1963

[3] R. H. Bahney and T. L. Lotz, Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report, U. S. Department of Energy, BBA000000-01717-5705-00010 REV 00, July 11, 1996

지르칼로이-4 튜브를 이용한 수소화물재배열 문턱 응력 평가

김영준[1*], 국동학[1], 구양현[1], 김신재[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]yjkim05@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 국내 PWR 사용후핵연료는 원자로 내 습식 저장조에 저장되고 있으며 습식 저장조의 저장 한계로 인해 가까운 시일 내에 포화될 것으로 예상된다. 이에 따라 그 대안으로 장기 건식저장이 심도 있게 검토되고 있다. 중간 저장의 가장 중요한 목적은 사용후핵연료가 재활용 또는 처분 될 때까지 사용후핵연료의 건전성을 유지하는 것이다. 현재 건식저장 시설을 보유하고 있는 원자력 선진국의 경우 120년 이상의 장기 저장을 계획하고 있으며 전 세계적으로 사용후핵연료 건전성 평가의 중요성은 더욱 커지고 있다.

원자로 정상 운전 시 산화 반응으로 인해 발생한 수소는 피복관에 침투하게 되며 침투한 수소는 원자로 운전 종료 후 온도가 내려가면서 ZrH_x 형태의 수소화물로 석출된다. 석출된 수소화물의 방향은 피복관 재료 물성에 많은 영향을 미치며 이로 인해 피복관 제조 시 압연(pilgering) 공정을 통해 수소화물이 원주방향으로 석출되도록 제조한다.

진공건조(vacuum drying)과정 동안 다시 고용된 원주방향의 수소화물들은 건식 저장 환경에서 온도가 내려감에 따라 서서히 석출된다. 이 때 문턱 응력(threshold stress) 이상의 후프 응력이 발생하게 되면 수소화물들은 반경방향으로 석출되며 이를 수소화물재배열이라 한다. 반경방향으로 석출된 수소화물들은 취화 메커니즘으로 작용하여 연성-취성 천이온도(DBTT)를 상승 시키고 재료의 물성을 감소시킨다[1]. 이와 같은 재료 물성 악화는 특히 수송 시 발생할 수 있는 사고에 악영향을 미친다.

본 연구에서는 국내 사용후핵연료의 주요 재료인 지르칼로이-4 피복관을 대상으로 수소화물재배열 시험을 수행하였으며 시험 방법은 튜브에 불활성 기체를 가압하는 방식을 사용하였다. 이를 통하여 수소화물재배열이 발생하기 시작하는 문턱 응력을 평가하였다.

2. 시험재료 및 방법

2.1 시편 준비

본 연구에서는 직경 9.5 mm, 두께 0.57 mm의 응력 이완 열처리 된 지르칼로이-4(stress-relieved Zircaloy-4)를 사용하였다. 수소화된 시편 모사를 위해 250 mm로 절단한 시편을 기체확산법을 이용하여 400℃에서 수소를 장입시켰다. 장입된 수소의 균질화를 위해 380-400℃에서 10-72 시간동안 열처리를 수행하였으며 상온까지 천천히 노냉시켰다. 시편에 장입된 수소량은 광학현미경과 LECO 수소분석기를 이용하여 분석하였다.

2.2 수소화물 재배열 시험

수소화물재배열 시험은 Fig. 1의 장비를 이용하여 Table 1의 시험 조건에서 수행하였다. 본 연구에서 사용한 시험 방법은 250 mm의 튜브 시편 양쪽에 고압 피팅(fitting)을 연결 한 후 하단 고압 피팅에 연결된 연결관을 통해 아르곤(Ar)을 가압시켜 후프응력을 주는 방식이다. 시험 온도인 400℃까지 가열한 후 온도가 안정된 이후에 압력을 가하였으며 이 때 시편의 가한 압력은 온도가 내려감에 따라 감소하였다. 본 연구에서는 수소화물의 길이 15 μm 이상이며 수직축에서 ±40° 내에 있는 수소화물을 반경방향 수소화물(radial hydride)로 정의하였다.

Table 1. Test conditions of hydride reorientation

	Hydrogen content [ppm]	Temperature [℃]	Hoop stress [MPa]	Cooling rate [℃/min]
ZC05	329±18	400	90-73	0.5
ZC08	299±27		80-66	
ZC12	345±28		70-57	
ZC13	520±48		60-48	

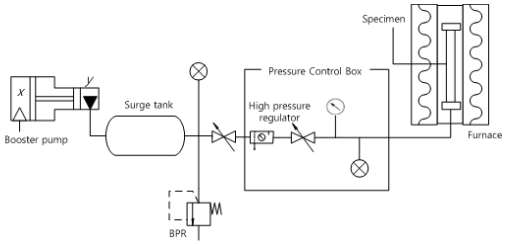


Fig. 1. Schematic diagram of test apparatus for radial hydride treatment.

3. 실험결과 및 분석

Fig. 2는 수소화물재배열 시험 후 광학현미경을 통해 관찰한 시편의 조직형태로써 최대 후프응력이 각각 90, 80, 70 MPa인 ZC05, ZC08, ZC12시편이며 수소화물재배열이 발생한 것을 확인할 수 있었다. 최대 후프응력이 60MPa인 ZC13 시편의 경우 대부분 원주방향의 수소화물 형태를 유지하였으며 일부 미세한 반경방향의 수소화물이 관찰되었으나 후프응력에 의한 현상으로 판단하기 불분명하였다. 반경방향의 수소화물의 양과 길이는 후프응력이 증가할수록 다소 늘어나는 경향을 보였으며 수소화물재배열이 발생하기 시작하는 문턱 응력 값은 최소 70 MPa이하로 평가되었다.

앞선 연구자 중 Chung[2]의 경우 문헌자료 조사를 통하여 수소화물재배열의 문턱 응력을 400℃ 조건에서 약 90 MPa으로 평가하였으며 Daum[3]의 경우 링 시편과 FEM해석을 통하여 미조사 시편과 조사 시편의 문턱응력을 각각 80±10 MPa, 75±12 MPa으로 평가하였다. 앞선 연구자들의 결과보다 본 연구에서 평가한 문턱 응력은 다소 낮은 결과를 보였다.

4. 결론

본 연구에서는 튜브에 불활성 기체를 가압하는 방식을 이용하여 수소화물재배열 시험을 수행하였으며 그 결과 수소화물재배열이 발생하는 문턱 응력은 최소 70 MPa 이하로 평가되었다. 이는 앞선 연구자들의 결과보다 다소 낮은 결과이다. 향후 다양한 온도에서 수소화물재배열의 문턱 응력 값을 평가할 예정이다. 이와 같은 결과는 향후 조사 시편 시험 시 기초 자료로 활용될 것이며 국내 건식저장 건전성 평가 시 기초 자료로 활용될 것으로 기대된다.

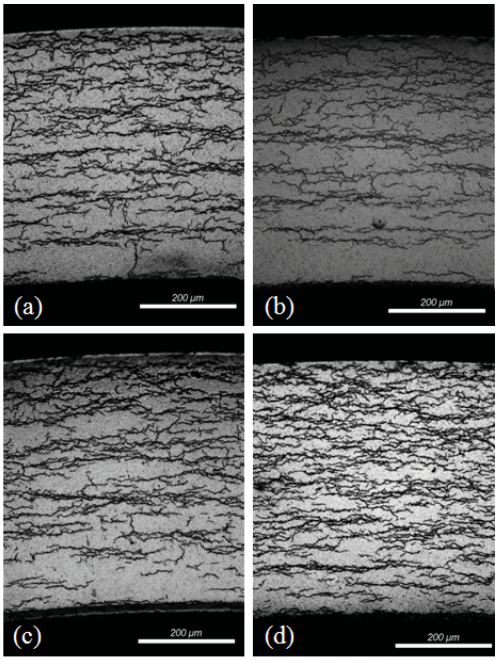


Fig. 2. Optical microscopic pictures of Zircaloy-4 specimen after tube test (a) 90MPa (b) 80MPa (c) 70MPa (d) 60MPa.

5. 참고문헌

[1] Mike Billone, T.A.Burtseva, R.E.Einziger, “Ductile-to-brittle transition temperature for high-burnup cladding alloys exposed to simulated drying-storage conditons”, Journal of Nuclear Materials, Vol.433, pp.431-448, 2013

[2] H.M.Chung, Understanding Hydride-and Hydrogen-Related Processes in High-Burnup Cladding in Spent-Fuel-Storage and Accident Situations, Proceeding of the 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, September 19-22, pp.470-479, 2004

[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

조사 피복관에 대한 반복 내압을 이용한 저주기 피로시험 기술개발

장정남*, 김성근, 서항석, 김도식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jeongnam@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로에서 운전 중 피복관은 온도, 압력 및 외부하중과 같은 다양한 요인에 의하여 반복적인 응력 및 변형을 받게 된다. 특히 원전 사업자가 부하추종 운전(load following operation) 및 주파수제어 운전을 도입할 경우 봉 내압이 주기적으로 변화하며, 이로 인하여 피복관은 반복응력에 의한 저주기 피로 가능성은 증가하게 될 것이다.[1,2] 비록 현재까지 피복관의 반경방향 피로와 관련된 손상 사례는 보고되고 있지 않지만, 개량 핵연료 피복관 및 고유 피복관의 설계/검증에 있어 이들에 대한 피로수명을 예측할 수 있는 데이터의 확보와 축적은 필수적이다. Soniak에 의해 반복 내압 피로시험 방식이 제안된 이후로 국내에서도 미조사 피복관에 대한 내압 피로시험 데이터는 다수 축적되었으나[3], 아직 조사 피복관에 대한 내압 피로시험 기술의 확립 및 시험자료 생산은 미진한 것이 현실이다. 따라서 본 연구에서는 원전에서 연소된 사용후핵연료 피복관 튜브 시편에 대해 반복 내압 방식을 이용한 저주기 피로시험 기술 개발과 시험자료 생산을 목적으로 하였다.

2. 본론

2.1 조사 피복관 반복 내압 피로 시험기 개발

본 연구에서 개발한 조사 피복관 반복 내압 피로 시험기는 시험기 본체, 가열로, 압력제어 장치, 유압공급 장치, 차폐설비, 계측 및 데이터수집장치 등으로 구성하였다. 그림 1은 개발된 시험기의 구성 개략도이다. 반복 내압 피로시험 시 요구되는 반복적인 압력 제어를 위해 유압 부스터 모듈을 구성하였다. 유압 부스터의 작동과 제어를 위해 유량제어용 유압 서보밸브를 적용하였으며, 서보밸브에 의해 제어되는 유압 부스터 엑츄에이터를 통해 시편 내부의 실리콘 오일에 반복적인 압력을 전달하였다. 유압 부스터 엑츄에이터를 통해 피복관 내부에 최대 126 MPa 까지의 내압을 가할 수 있도록 하였으며 이는 상용 피복관 제원을 기준으로 할 때 992 MPa에 해당하는 원환응력값이다. 압력 전달 매개체로 사용된 압력유는 고온시험(최대 400도)에서 비등, 변질, 열화, 피복관 내면과의 반응 등에 저항성이 있는 고온용 실리콘 오일을 사용하였다.

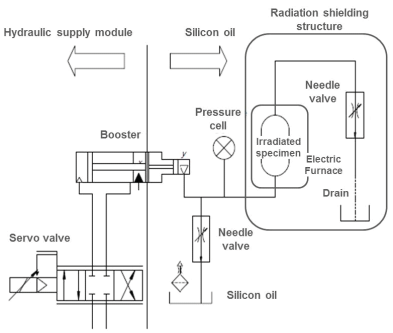


Fig. 1. Schematic diagram of cyclic pressurization fatigue tester.

인가되는 반복 내압의 부하 주파수 범위는 최대 2 Hz, 최소 0.5 Hz의 범위를 갖으며 삼각파 및 사인파 인가가 가능하도록 제작하였다. 약 250 mm 길이에 달하는 피로시험 시편에 균일한 온도분포를 구현하기 위해 2개의 독립제어가 가능한 히터를 적용하였다. 이를 통해 시편 중심을 기준으로 100 mm 구간에서 ±2℃의 온도구배를 달성하였다. 조사 피복관의 시험을 위해 차폐설비를 적용하였으며 시편을 포함한 가열로 전체를 50 mm 두께의 순수납으로 차폐하였다. 또한 시편이 장착 및 제염이 용이하도록 차폐설비 전면부에 슬라이딩 방식의 도어을 장착하였다. 차폐설비의 설계를 위해 선원항 도출 및 차폐계산에 사용한 전산코드는 ORIGEN-ARP 및 MCNP5 이다.

2.2 성능시험 및 검증

개발된 시험기의 내구성 시험 및 성능검증을 위해 미조사 피복관을 대상으로 300~400℃에서 최저 내압은 10 MPa을 유지한채 최대 내압을 40~70 MPa까지 인가하였으며, 부하 주파수 1 Hz와

삼각파를 적용하여 10^6 사이클까지 여러 조건에서 성능시험을 수행하였다. 시험결과 목표한 압력과 주파수의 제어율 99% 이상 보이는 것을 확인하였으며 그 때 유압 제어장치의 내구성도 문제가 없음을 확인하였다. 또한 가열로의 온도제어 성능 및 시편 내 균일한 온도분포 구현 성능을 확인하였다. 시험결과 Fig. 2에서 보는 것과 같이 시편 중심을 기준으로 25 mm 간격으로 열전대를 시편에 부착하였으며, 중심을 기준으로 100 mm 구간에서 온도구배가 ±2℃ 이내를 만족함을 보였다.

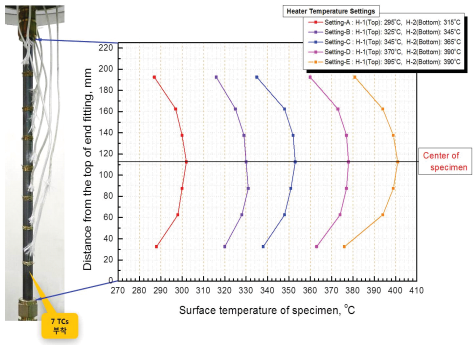


Fig. 2. Axial temperature distribution along cladding specimen.

2.3 반복내압 저주기 피로시험

비조사(As-received) PLUS7 및 17ACE7 핵연료 피복관을 대상으로 저주기 피로시험을 수행하였다. 각각의 피복관을 250 mm로 절단하고 별도의 표면처리 없이 입수상태(as-received) 그대로 피로시험을 수행하였다. 400℃ 공기 분위기에서 초당 1 Hz, 삼각파형의 반복적인 유압 변화를 피복관에 가하여 피복관의 최소 원환응력은 78 MPa로 고정시킨 상태에서 최대 원환응력을 350 MPa부터 500 MPa까지 변화시켜 피복관이 파단에 이르기까지의 주기를 측정하였으며 이를 바탕으로 Fig. 3과 같이 피로수명선도(S-N diagram)을 작성하였다. 또한 각 피복관에 약 600 ppm 정도의 수소를 장입시킨 시편을 제작하고 최대 원환응력 350 MPa부터 450 MPa까지에 대하여 동일한 시험조건에서 저주기 피로시험 결과를 도출하였다. 마지막으로 봉평균 방출연소도 약 57 GWd/tU이고 6년 냉각된 PLUS7 사용후핵연료 피복관으로부터 절편을 채취하여 핫셀에서 내압 피로시험 시편을 제작하였다. 이렇게 제작된 조사 시편을 대상으로 400℃ 공기 분위기에서 초당 1 Hz, 삼각파형의 반복적인 유압 변화를 시편에 인가하였다. 피복관의 최소 원주응력은 78 MPa로 고정시킨 상태에서 최대 원주응력을 400 MPa까지 인가하여 피복관이 파단에 이르기까지의 주기를 측정한 결과 28,429 cycles에서 파단이 발생하였으며, 그 결과를 Fig. 3의 피로수명선도(S-N diagram)에 추가하였다.

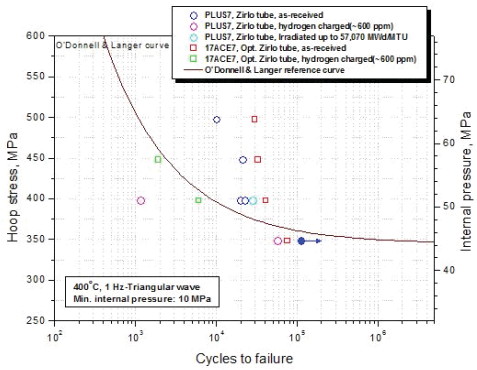


Fig. 3. Stress-life curve of advanced Zircaloy cladding.

3. 결론

시험결과 모든 시편에 대해 최대 원주방향 응력이 감소할수록 피복관 파단주기가 증가하는 거동이 관찰되었으며 대부분 시편의 중앙부에서 파단이 발생하였다. 수소장입 시편의 경우 입수시편에 비해 동일한 원환응력에서 파단주기가 감소하는 경향이 두드러지게 나타났다. 조사 시편의 경우 예비시험의 성공적 수행을 통해 조사시험기술을 확립하였으며 향후 추가 실험을 통해 조사 시편에 대한 저주기 피로시험 거동 자료를 확보할 계획이다.

4. 참고문헌

[1] K. Pettersson,"Low-cycle fatigue properties of Zircaloy-2 cladding," J. Nucl. Mater., 56, 91-102 (1975)

[2] Jun Hwan KIM, "Deformation Behavior of Zircaloy-4 Cladding under Cyclic Pressurization", Journal of Nuclear Science and Technology, 44:10, 1275-1280(2007)

[3] Soniak A,et.al, "Irradiation Effect on Fatigue Behavior of Zircaloy-4 Cladding Tubes", Zirconium in the Nuclear Industry, Tenth Int'l Symposium, ASTM STP 1245

조사된 핵연료봉내 방출된 핵분열 생성기체량 측정 및 불활성 기체 분석기술 개발

김희문*, 백승제, 김길수, 백상열, 안상복
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hkim1211@kaeri.re.kr

1. 서론

핫셀내 핵연료 시험 항목중 핵연료봉내 방출된 핵분열 생성기체량과 불활성기체의 각 성분을 분석하는 시험이 매우 중요한 자료로 활용되고 있다. 따라서 본 조사재시험시설에서는 연구를 목적으로 하나로에서 조사된 작은 연료봉에 대한 기체포집을 위해 장비를 제작하여 성능시험을 수행하고 있으며 차세대 핵연료와 SFR 핵연료등 여러 시험 핵연료에 대한 자료를 생산코자 한다.

2. 본론

2.1 장비 제작

소량의 핵분열생성 기체를 측정하기 위해 핵연료봉 천공은 레이저를 이용한 방법을 도입하였다. 따라서 측정 챔버의 체적을 최대한 줄일 수 있으며 레이저의 투사부를 석영관으로 제작하여 레이저 천공이 가능케 하였다. 레이저건과 측정 챔버는 핫셀내부에 설치하였고 레이저 조작부 및 진공기기 그리고 조작부는 Fig. 1과 같이 외부에 두었다.

외부 기기는 모두 글로브박스 내부에 설치하였으며 또한 극미량 기체분석장비(QMS)를 설치하여 Fig. 2와 같이 기체내의 원소별 함량을 분석할 수 있도록 하였다.



Fig. 1. Quadruple Mass Spectrometer in Glove-box.

측정챔버내의 설치된 압력게이지는 1~1,000 torr 까지 측정할 수 있으며 시험전 진공도는 10^{-6} torr 까지 유지한다. 체적을 측정하기 위한 표준용기(30.30cc)가 장착되어 시스템내 여러 체적을 측정할 수 있다.

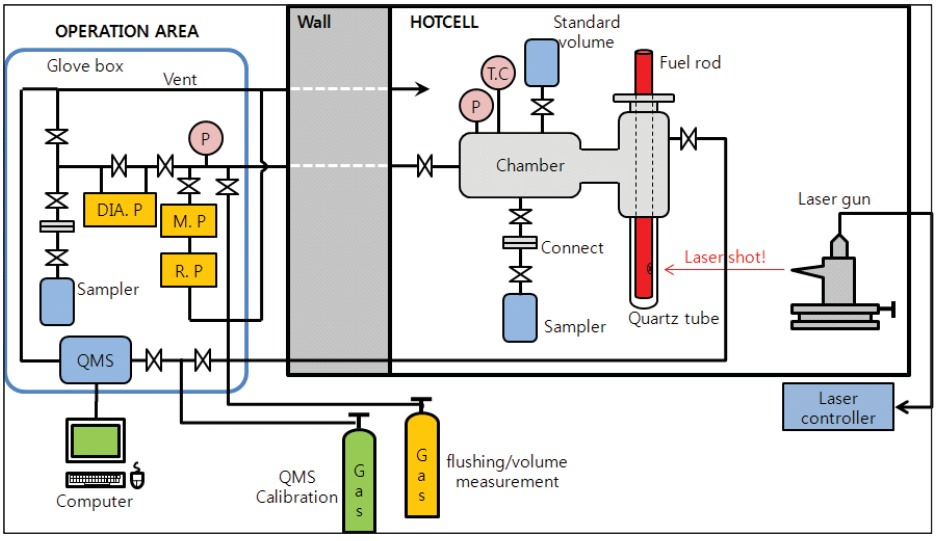


Fig. 2. System layout.

레이저는 1.5 kW의 펄스출력으로 핵연료봉의 피복관을 뚫을 수 있으며 두께 2 mm까지 천공이 가능하다[2]. 기체분석장치는 1~200 amu까지의 원소분석이 가능하며 약 $\sim 10^{-4}$ 이상의 고 진공도에서 측정가능하다[3].

2.2 성능 시험

본 기기의 성능시험은 레이저의 석영관을 투과 후 연료봉의 천공가능성과 측정 챔버내의 압력게이지 정확도 및 기체분석장치의 정확도를 시험할 필요가 있다. 석영관의 레이저 투과 및 핵연료봉 피복관의 천공시험은 Fig. 3과 같이 석영관의 직경 및 중심정렬을 통해 여러 금속 튜브를 넣어 실험한 결과, Fig. 4와 같이 모두 천공이 되었으며 석영관도 손상이 없었다.

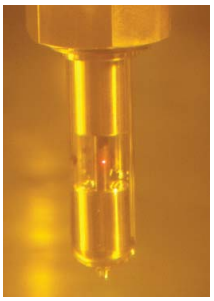


Fig. 3. Quartz tube before laser shot.



Fig. 4. Punctured Zry-4 tube by laser.

압력센서의 정확도를 알아보기 위해 용기 4개를 제작하여 내부 질소기체를 임의 압력으로 채워 장치에 부착하여 압력을 시험하였다. 그 결과, Table 1과 같이 거의 일치함을 알 수 있다. 아울러 제논과 크립톤기체가 섞여 있는 헬륨기체를 표준 기체로 제작하여 기체성분분석시험도 시행하였다. Table 2에서 보듯이 표준기체를 어떤 것으로 하느냐에 따라 다른 기체 측정시 오차를 보이고 있다. 따라서 실재 핵분열생성 기체를 측정하기 위해선 그 비율을 대략 파악하여 비슷한 표준기체를 준비하는 것이 오차율을 줄일 수 있을 것이다.

Table 1. Results of pressure measurement

용기	체적 (cc)	충진압력 (torr)	측정압력 (torr)	오차(%)
A	35.7	600.1	153.7	0.48
B	35.72	400.4	102.7	0.52
C	52.86	200.4	68.2	1.14
D	54.81	100.4	34.4	0.141

Table 2. Results of QMS tests with standard gases

Gases	Meas. of (Xe-5% & Kr-5%)	Meas. of (Xe-45% & Kr-5%)
Xe-5% & Kr-5%	5.12%(Xe) 4.9%(Kr)	40 %(Xe) 5.5 %(Kr)
Xe-45% & Kr-5%	7.7 %(Xe) 5.99 %(Kr)	44.5 %(Xe) 4.9 %(Kr)

3. 결론

연료봉내 방출된 핵분열생성 기체를 측정하기 위해 본 시설에서는 연료봉 천공 및 기체의 총량을 측정함과 동시에 기체의 성분과 그 비율을 알 수 있는 장비를 제작하였다. 레이저에 의한 우려했던 석영관 손상은 없었으며 압력센서도 오차율 1%이하의 좋은 결과를 보여주고 있다. 기체분석장치의 경우는 표준기체의 선택에 따라 결과가 다르므로 핵분열 생성기체의 예측 함량에 맞게 표준기체를 선택해야 할 것으로 판단한다.

4.참고문헌

[1] 원자력학회 추계학술발표회 논문요약집, “Technical Measurement of Small Fission Gas Inventory in a Fuel Rod with a Laser Puncturing System” (2012)

[2] Advice of Laser welding company(IPG Photonics)

[3] Manual of PrismaPlus QMG-220 F2, PFEIFFER vacuum Korea

핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치 개발

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

1. 서론

원자력발전의 안전성을 유지하고 경제적 이득을 극대화하기 위한 노력의 일환으로 핵연료의 연소도를 높이고 운전기간을 연장하기 위한 연구가 세계적으로 계속 진행되고 있다. 한국원자력연구원 조사후연료시험시설(PIEF)은 위 내용을 충족시키고 원자력발전소 및 원자로에서 연소한 사용후핵연료 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 등 에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 국내 유일의 시험 시설이다. 따라서 국내 상용 원자력 발전소에서 연소한 사용후핵연료의 구조부품 조사성능검사기술 개발 및 사용후핵연료의 건식저장 방식으로 장기 처분 할 수 있는 기술을 연구하는데 고해상도 핵연료피복관 표면 영상 분석 장치가 요구된다. 그래서 기존에 설치되어있는 영상장치보다 선예도와 해상도가 뛰어나며 흑백과 컬러로 동시에 투영이 가능한 핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치를 개발하였다.

2. 본론

Fig. 1은 핫셀 내부 및 외부에 설치가 완료된 영상장치 사진이다. 고방사선으로 부터 카메라의 방사선 피폭을 방지하고 CCD 센서의 손상을 막기 위해 렌즈부분 및 광원부분을 핫셀 내부에 설치하고 카메라는 핫셀 외부에 설치하였다. 왼쪽 그림이 핫셀 내부에 설치된 표면 영상 분석 장치 본체 사진이다. 렌즈군은 5군10매로 제작 되었으며 코팅처리를 하여 렌즈를 보호하였다. Surface mirror의 반사율은 98 % 이상을 유지시켜 선명한 영상을 얻게 하였다. 렌즈 하단부분은 시편관찰을 위한 LED 특수조명장치로서 시편의 표면상태에 따라 조명의 밝기를 조절할 수 있다. 또한 빛의 난반사 방지를 위하여 적색 LED를 사용하였다. 또한 시편 표면의 영상을 color로 얻기 위하여 흑백LED조명장치도 같이 부착하였다. 조명장치 윗부분에 있는 검정색 노브는 배율 변환을 위한 장치로서 앞쪽으로 당기면 4X, 밀어 넣으면 7X로 영상을 투영 할 수 있어 시편 크기가 16mm까지 영상투영이 기능하다. 오른쪽그림은 핫셀 외부에 설치된 흑백 IMAGING Q ICAM CCD Camera와 MICROSCOPY PLXELINK C-MOUNT COLOR Camera이며 이에 대한 사양은 해상도 1,628(H) × 1,236(V) pixel이고, pixel size는 4.4 μm(H)×4.4 μm(V)이다. Output Image size는 7.16(H) × 5.40(V)mm이며 Frame rate는 10fps다. Shutter speed는 1/18750 to1/12(sec), 이미지 포착 및 분석을 위해 INNERVIEW-iX software가 사용되었다. Software 주요기능은 Image and Data File Format Support. Auto save. Multi-Focus. Image Tiling 및 Auto calibration. Point, Distance, Circle, Polyline Measurement. Paticle Count. phase Analysis 등이다.

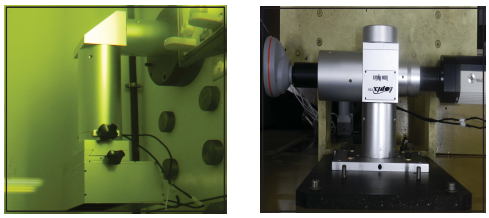


Fig. 1. Macroscopic visual examination system.

2.1 거시조직 사진 비교

Fig. 2 사진은 핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치를 통해 사용후핵연료(울진3호기.HA03-D16)와 ∮16 mm인 이중냉각환영핵연료의 표면을 투영한 거시조직사진이다. 왼쪽사진은 7X의 배율로 투영된 사용후핵연료 시편의 거시조직사진으로 전반적인 시편의 표면 상태를 잘 나타내고 있으며 오른쪽 사진은 이중냉각환영핵연료를 4X의 배율로 투영한 사진이다. 전체적으로 미세한 crack까지 선명하게 잘 나타내어주고 있다.

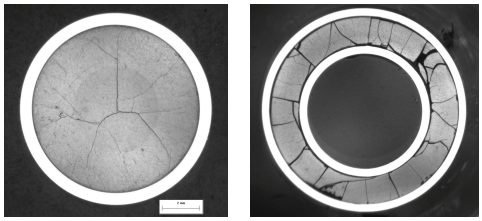


Fig. 2. Macroscopic inspection for PWR fuel sample and fuel cooled annular pellet fuel sample.

3. 결론

기존에 설치되어있던 거시조직사진 투영장치는 렌즈의 경화로 인한 성능저하로 인해 심도 및 해상도가 떨어져 시편의 파단면 및 결함부위에 대한 분석에 한계가 있었다. 그러나 이번에 개발된 핫셀용 Dualscope 표면영상 분석 장치는 기존의 거시조직사진 투영장치에 비해 뛰어난 선예도와 해상도를 갖추었다. Fig. 2 사진에서 보듯 미세한 크랙에 대해 선명한 영상을 나타내고 있다. 배율도 7X 및 4X 로 변환할 수 있어 직경이 16 mm 인 이중냉각환형핵연료를 포함한 피복관 결함부위에 대한 고준위 시편의 거시조직사진 투영이 가능해졌다. 또한 color 로도 투영이 가능하도록 조명장치 및 color카메라를 설치하여 영상을 흑백 및 컬러로 동시에 얻을 수 있게 하였으며 영상 투영 시 CCD 카메라에 직접 이미지 분석 장치를 연결하여 시편의 제원 및 크기도 측정할 수 있도록 하였다. 본 장치는 사용후핵연료 단면 및 피복관 결함부위에 대한 거시조직 영상 투영 및 시편 조직 분석에 활용 되고 있다.

4. 참고문헌

[1] 서항석 외 3인, “가변형 페리스코프를 활용한 이미지 분석기법 향상”, 한국원자력학회 추계학술 발표회 논문집, 2007

[2] 서항석 외 5인 ″핫셀용 거시시편 표면분석을 위한 영상장치 개발″ 한국방사성폐기물학회 춘계 학술 발표회 논문집. 2010

[3] 서항석 외 5인, “핫셀용 가변형 페리스코프 표면 영상장치 개발”, 한국방사성폐기물학회 추계학술 발표회 논문집, 2011

핵연료 골격체 연결부 강도 평가를 위한 조사시편 제작 및 인장시험

진영관*, 백승제, 김도식, 김길수, 유병옥, 안상복, 주용선
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ygjin@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 집합체의 구조부품들은 각 부품 간의 용접(TIG, spot) 및 나사체결에 의하여 전체 골격체를 구성한다. 따라서 용접연결부의 설계 해석 및 수명 말에서의 건전성 평가를 위해서는 중성자 조사 전·후의 기계적 시험을 통한 조사 특성 자료가 필수적이다. 이를 위해 집합체 용접부의 기계적 강도시험을 위한 시험기술을 개발하였으며, 중성자 조사 전과 후의 기계적 시험에 앞서 지지격자 점용접부 제거를 통한 조사 TIG 용접부 시편 제작 기술을 확보하였다. 인장시험을 수행하여 핵연료 집합체 용접부 및 나사체결부의 하중변위 선도, 용접하중 및 나사체결 하중에 대한 조사특성 자료를 얻었다.

2. 본론

2.1 시편 제작 장치 설계

조사 핵연료 골격체의 상부 플랜지-내부연결관 TIG 용접 및 나사연결부 시편을 제작하기 위해서는 Fig. 1과 같이 상부 지지격자의 하부 안내관에 점용접된 얇은 슬리브를 제거하고 상부 지지격자를 분리하여야 한다. Fig. 1의 조사 지지격자 점용접부 제거장치를 사용하여 비조사 지지격자의 슬리브에 대한 점용접부 제거작업을 수행하였다. 지지격자는 장치의 고정부에 지지격자의 안내관을 삽입/고정하여 설치하고, Fig. 1과 같이 연마숫돌을 사용하여 점용접부의 슬리브를 제거한다. 슬리브가 제거되면, 안내관 및 계측관과 조사 지지격자가 분리되어 원하는 용접부 시편을 얻는다.

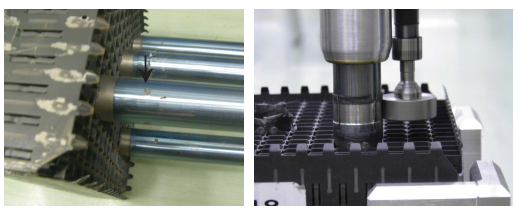


Fig. 1. Spot Weld of Guide Tube and Grinding Machine.

2.2 조사 TIG 용접부 시편 제작

성능시험을 완료한 비조사 지지격자 점용접부 제거장치를 사용하여 조사 상부 지지격자의 슬리브 점용접부에 대한 제거작업을 수행하고자 하였으나, Fig. 2의 조사 지지격자 절단장비를 활용할 경우 장치 제작으로 인한 시간을 단축할 수 있을 뿐만 아니라 점용접부 제거장치에 의한 시편 손상을 방지할 수 있어 조사 지지격자 정밀 절단장비를 사용하여 점용접부 제거작업을 수행하였다. Fig. 2와 같이 조사 지지격자의 예비 절단된 안내관의 끝에서 추가 정밀 절단하여 Fig. 1의 점용접부(화살표 표시) 및 슬리브를 제거할 수 있었으며, Fig. 2와 같이 조사 상부 안내관-플랜지 TIG 용접부 & 내부연결관-플랜지 나사연결부 시편 채취가 가능하였다.

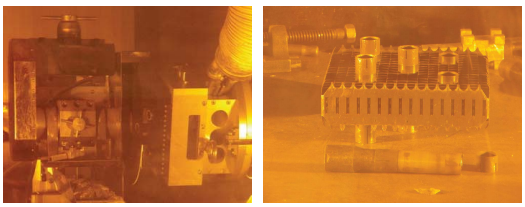


Fig. 2. Precision Cutting Machine and Specimen.

2.3 강도시험용 그립

용접부 및 나사연결부 강도시험용 그립은 볼트형 그립과 튜브 피팅 방식을 채택하였으며, 재질은 사용 중 그립의 변형이 발생하지 않도록 17-4 PH 스테인리스강을 열처리해 사용하였으며, 이때 표면 경도는 HRC>40이 되도록 하였다. 또한 그립 설계 시 핫셀 내에서 원격조종기에 의한 시편 장착 및 그립 조작의 용이성을 고려하였다.

그립의 성능을 검증하기 위하여 비조사 용접부 및 나사연결부 강도시험을 수행하였으나 시편과 그립의 미끄러짐(slippage)이 발생하였다[2]. 따라서 그립의 미끄러짐을 방지하고 성능을 개선하기 위해 그립 내의 후위 패럴(back-ferrule)에 슬릿(slit)을 가공하여 그립 체결시의 체결력을 상승시켰다. 또한 시편 끝단에 Swagelok 방식의 상/하

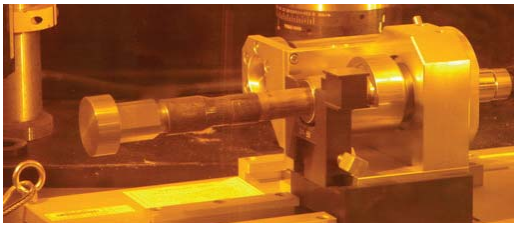


Fig. 3. Air Ratchet Wrench in a Hot Cell.

그립을 조립하고 Fig. 3과 같이 에어 라쳇 렌치(최대토크=170 N·m, 공압=6.2 bar)를 사용하여 그립을 체결하였다.

2.4 연결부 강도시험

한국원자력연구원 조사재시험시설의 핫셀에 설치 및 운영 중인 Fig. 4의 동적 만능시험기(INSTRON사 Model 8502)을 사용하였으며, 상온·대기 중에서 1 mm/min의 일정한 부하 속도로 시험을 실시하였다. 시편을 그립에 안착시키기 위하여 약 1 kN의 초기하중(preload)을 부하한 후 시험을 개시하였다. 시험자료(하중 및 액츄에이터 변위)는 시험기에 연결된 컴퓨터를 통하여 시험 중 연속적으로 취득하였다.

Fig. 5의 용접부 및 나사체결부 튜브형 인장시편의 하중-변위 곡선에서는 최대 하중점을 지나서도 시편의 파단이 발생하지 않는데, 이는 튜브형 인장시험용 그립부의 미끄러짐이 Fig. 6과 같이

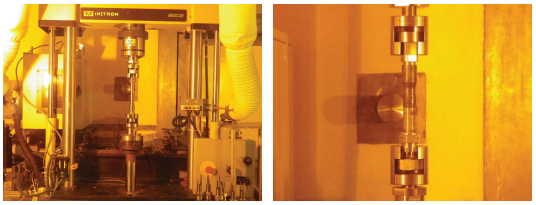


Fig. 4. Testing Machine and Specimen in a Hot Cell.

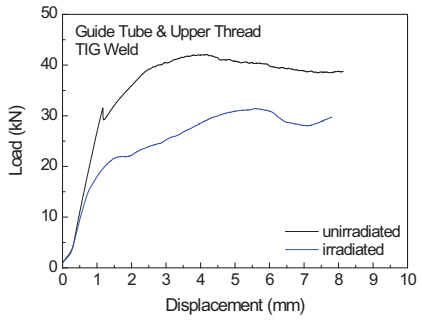


Fig. 5. Load-displacement curves of Tension Tests.

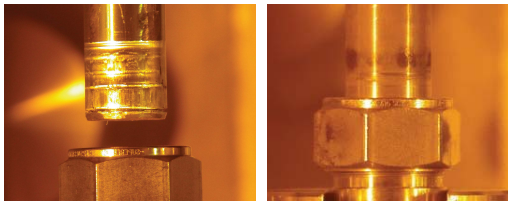


Fig. 6. Slippage of Swagelok Grip for Tension Test.

발생하였기 때문이다. 그러나 강도시험 중 시편에 가해진 최대하중 값은 핵연료 골격체의 조사후 건전성을 판단하는 기준 값인 설계강도 값보다 높으므로 조사후 골격체 연결부의 건전성을 확인할 수 있었다.

3. 결론

핵연료 집합체를 구성하는 다양한 구조부품들 중 지지격자의 신규 설계를 위한 해석 그리고 수명 말에서의 건전성을 평가하기 위하여 핵연료 골격체의 용접 및 연결부에 대한 중성자 조사 전·후의 기계적 시험 자료가 필수적이다. 조사 핵연료 집합체의 TIG 용접 및 지지격자와 안내관 연결부 기계적 강도 시험을 위한 시편 제작, 시험방법 및 그립을 개발하였다. 이를 바탕으로 비조사 및 조사 핵연료 집합체 지지격자 안내관에 대한 용접 및 연결부 인장시험을 수행하여 조사성능시험 기술을 확보하였다. 또한, 조사 지지격자에 대한 핫셀시험결과와 설계하중을 비교하여 핵연료 집합체의 용접 및 연결부에 대한 조사후 건전성을 검증할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 한전원자력연료(주), 한국표준원전용 개량핵연료 개발, 과학기술부, 2002

[2] 한국재료학회, 2011년 추계학술발표회 논문요약집, p.114, 2011

가압경수로 사용후핵연료 감마스캐닝 분석 소프트웨어 개발

권형문[1*], 이형권[1], 오완호[1], 김도식[1], 김상용[2], 조성래[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)네오시스코리아, 대전광역시 유성구 엑스포로 339번길 10-11
[*]django@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로 사용후핵연료의 방사능 붕괴 과정에서 방출되는 감마선은 핵연료 연소상태 및 성능에 대한 중요한 정보를 제공한다. 또한 사용후핵연료봉의 감마스캐닝 결과를 통해서 연료봉의 손상여부 확인, 연소도 추정 및 active length 및 소결체-소결체 간격 측정 등이 가능하다. 특정 핵분열생성물의 방사능량과 연관되어 있는 특정 에너지의 감마선 검출량은 연소도 지표로도 활용할 수 있다[1].

한국원자력연구원 조사후연료시험시설에서는 사용후핵연료봉에 대한 감마스캐닝 시험을 약 20년간 수행해왔다. 본 시설에서는 기존의 감마선 검출기 및 다채널분석기를 교체하면서 감마스캐닝 분석 소프트웨어를 개발하고 있다. 그 첫번째 과정으로 MCS(Multi Channel Scaling) 모드 관련 기능을 포함한 소프트웨어를 개발하였다.

2. 요건

이 연구개발의 최종 목표인 스캐닝 및 핵종분석까지 가능한 종합 소프트웨어의 핵심 기능은 다음과 같다.

- 비파괴시험 벤치와 연동된 MCS(Multi Channel Scaling) 모드
- 스펙트럼 피크 분석 기능을 포함한 PHA(Peak Height Analysis) 모드
- 연료봉 소결체 길이(active length) 측정[2]
- 소결체-소결체 간격 측정
- 연료봉 연소도 추정

현재는 MCS 모드의 기본 기능을 구현했으며, 연료봉의 축방향 길이에 따라, 다른 에너지를 갖는 감마선을 최대 5개까지 측정하도록 개발하였다.

2.1 PHA 모드

PHA 모드에서 감마선 에너지는 검출기의 펄스 시그널의 높이에 따라 구분된다. PHA 모드에서 채널은 입사되는 감마선의 에너지를 의미하게 된다. 일반적으로 스펙트럼에서 X축은 감마선 에너지를 Y축은 감마선 강도를 표시한다. PHA 모드에서는 피크 분석 기능이 포함되며, 이 기능을 통해 특정 핵종량의 상대비를 산출하게 된다. 최종적으로 핵종비와 연소도별 핵종량 계산값을 비교하여 연료봉의 연소도를 추정한다.

2.2 MCS 모드

MCS 모드에서 펄스 시그널의 크기는 판별할 수 없다. 단지 감마선 강도의 히스토램만을 얻을 수 있다. 각 채널은 dwell time 동안의 감마선 강도를 보여준다. 즉 채널은 경과시간을 의미한다.

이 소프트웨어에서는 pseudo-MCS 모드를 적용하였다. 이 모드에서 스펙트럼 데이터를 설정 시간동안 수집하고, 데이터 처리 후 동일한 설정 시간동안 스펙트럼 데이터를 반복 수집한다. 이 과정을 반복하여 MCS 모드를 모사하게 되는데, 이때 채널은 데이터 처리시간의 차이 때문에, MCS 모드에 비해 불규칙한 경과시간을 보여주게 된다.

3. 개발 내용

감마스캐닝 분석 소프트웨어는 시험조건을 설정하고, 스캐닝한 데이터를 그래프로 실시간 확인할 수 있는 주화면(그림 1)과 저장된 데이터를 확인할 수 있는 데이터뷰어 화면(그림 2)으로 구성된다. ROI(Region Of Interest)는 최대 5개까지 설정할 수 있도록 하였으며, 전감마를 포함하여 동시에 6개의 감마선 강도를 측정할 수 있다. 일반적으로 가압경수로 사용후핵연료봉을 측정할 때는 전감마와 Cs-134 605 keV, Cs-137 662 keV, Eu-154 723 keV 감마선을 측정한다.

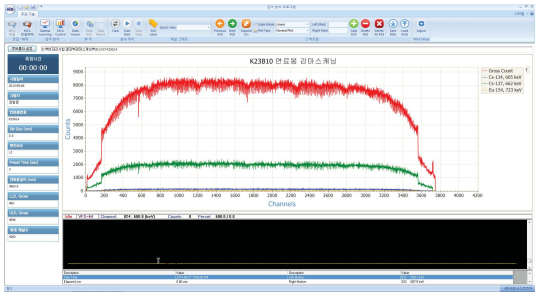


Fig. 1. Main screen of the gamma ray analysis program.

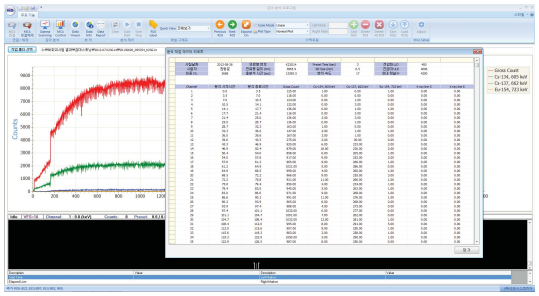


Fig. 2. Data viewer screen of the gamma ray analysis program.

Slit 크기를 0.5 mm로 두고 그림 3과 같은 위치에서 연료봉 측정을 시작하여 연료봉을 일정한 속도로 하향하면서 측정하면 각 채널의 측정위치는 다음과 같은 식으로 산출할 수 있다.

$$L_{Ch} = \left[\left(\frac{S_{Ch}}{B} - 0.25\right) + \left(\frac{E_{Ch}}{B} - 0.25\right)\right]/2 \quad (1)$$

L_{Ch}: 채널의 측정위치 (mm)
S_{Ch}: 채널의 측정 시작시간 (sec)
E_{Ch}: 채널의 측정 종료시간 (sec)
B: 벤치 속도 (mm/sec)

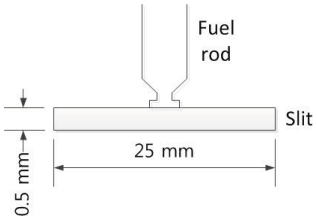


Fig. 3. Starting point of a fuel rod gamma scanning.

또한, 감마스캐닝 분석 소프트웨어는 검출기의 바이어스 전압 및 MCA의 기본적인 설정을 할 수 있으며, 시험조건을 포함한 측정결과를 자동 저장하여 측정데이터 관리를 용이하게 하였다.

4. 결론

가압경수로 사용후연료봉에서 방출하는 감마선을 측정하여 연료봉의 특성데이터를 수집하는 종합적인 감마스캐닝 분석 소프트웨어를 개발하고 있다. 현재 그 첫번째 단계로 pseudo-MCS 기능을 구현한 소프트웨어를 개발하였으며, 추후에는 피크 분석 기능, 연소도 추정, 소결체 제원측정을 종합적으로 수행하는 분석 소프트웨어를 개발할 예정이다.

5. 참고문헌

[1] L.A.A. Terremoto et al., Gamma-ray Spectroscopy on Irradiated MTR Fuel Elements, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, Vol. 450, p. 495, 2000

[2] 한국방사성폐기물학회, 2008년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.337-338, 2008

가압경수로형 핵연료의 봉내압 측정시험

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

1. 서론

사용후핵연료들에 대한 봉내압 및 핵분열기체측량시험자료는 새로운 핵연료를 개발하고 원자로를 운영하는데 기본 자료로 활용된다. 특히 핵연료의 수명을 연장하여 원자력발전의 경제성을 확보하기 위한 자료로 중요하게 이용된다. 핵연료의 봉내압 측정자료는 연소도가 높은 고연소도 핵연료에서는 더 중요하다. 핵분열기체는 연소도 증가함에 따라 생성량이 증가되며, 이로 인하여 연료봉내의 압력을 증가시키고 한계점에 도달하면 피복관이 파손되어 핵연료로써 그 기능이 상실된다. 그리고 핵분열기체의 누출은 원자로 안전성뿐만 아니라 주변 환경에도 영향을 미치게 된다. 그러므로 핵연료의 수명을 연장시키고 원자력발전의 안전성을 확보하기 위해서는 핵연료봉 내압 및 핵분열기체량 측정시험에 대한 자료가 반드시 필요하다. 또한 시험의 필요성은 연료설계, 원자로 운영뿐만 아니라 최근 대두되고 있는 사용후핵연료저장에도 필요한 자료로 활용된다.

2. 본론

2.1 실험

시험방법은 Fig. 1에서와 같이 연료봉을 천공용기의 연료봉홀더에 장전한 후 개스킷으로 밀폐를 한다. 장치의 밀폐가 완료되면 장치내부를 진공시킨다. 다음단계로 진공도가 시험조건에 다다르면 질소가스를 이용하여 각 압력별 천공용기체적을 측정한다. 그 이유는 천공용기를 구성하는 부품에 벨로우즈가 포함되어 있기 때문에 천공용기의 체적이 압력변화에 따라 변화하기 때문이다. 천공용기의 체적측정이 완료되고 실험에 적합한 진공도까지 도달하면 핵연료봉을 유압식펀치로 천공한다. 이때 천공된 핵연료봉에서는 핵분열기체가 천공용기로 방출되어 팽창하게 된다. 어느 정도의 시간이 경과되면 천공용기내의 압력이 평형된다. 이때 압력과 온도를 측정한다. 압력평형시간은 연료봉의 조건에 따라 각각 다르다. 다음단계로 천공용기의 핵분열기체를 표준용기로 팽창시켜 압력과 온도를 재측정한다. 이러한 과정에서 측정한 데이터로부터 사용후핵연료봉의 내압, 핵분열기체량 및 공간체적을 결정한다.

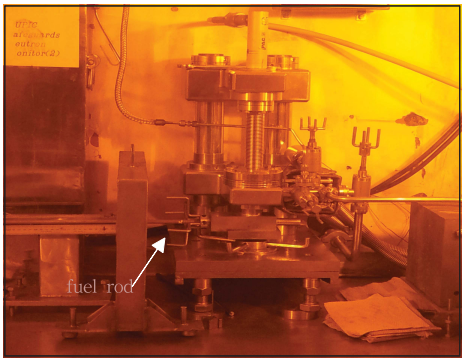


Fig. 1. Puncturing apparatus for PWR fuel rod.

2.2 실험결과 및 고찰

시험대상 연료봉들은 헬륨가스의 초기 충진압력이 20 MPa로 3주기 동안 원자로에서 연소되었다. Table 1은 시험 연료봉들에 대한 봉내압, 공간체적 및 핵분열기체량 등의 측정자료를 나타낸다.

Table 1. Results of puncturing test

연료봉 No.	봉내압 (MPa)	공간체적 (㎤)	기체량 (㎖)	Xe/Kr	연소도 (GWd/tU)
1	3.17	12.3	391	10.1	48.8
2	3.67	10.5	384	10.3	49.7
3	3.26	11.9	387	10.2	50.8
4	3.67	11.2	410	9.6	53.3
5	3.78	11.3	426	9.63	54.1

Fig. 2는 연소도 48.8 ~ 54.1 GWd/tU인 연료들의 봉내압측정시험 결과를 나타낸다. 일반적으로 연료봉의 내압은 연소도가 증가할수록 핵분열기체의 누출이 증가하여 연료봉 내압이 상승하는 것으로 알려져 있다. 시험연료봉에서 연소도의 차이는 그다지 크지 않지만 연소도가 증가할수록

내압이 증가하는 경향을 나타내었다. 연료봉의 내압은 핵분열기체 누출율과 관계되며 기체의 누출은 핵연료의 농축도, 연소도, 연료봉 중심온도 및 펠렛(pellet) 사이의 갭(gap)크기 등에 관련된다. 시험 대상연료봉들은 헬륨가스의 초기 충진압력이 20 MPa이며 3주기 동안 연소되었다. 시험결과 측정된 연료봉들의 내압은 3.2 ~ 3.8 MPa로 나타났다.

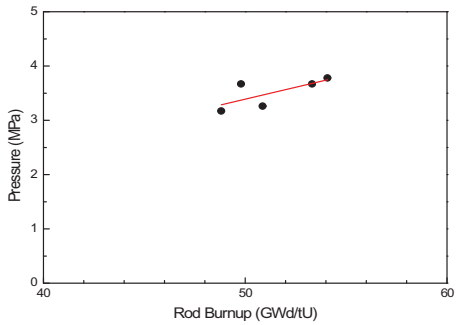


Fig. 2. Internal pressure of fuel rods as a function of rod burn-up.

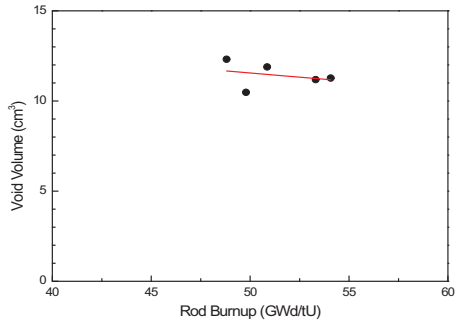


Fig. 3. Void volume of fuel rods as a function of rod burn-up.

사용후핵연료봉의 공간체적은 초기에 연소가 진행됨에 따라 펠렛의 고밀화(densification)에 의해서 증가하다가 어느 연소도에 다다르면 다시 팽윤(swelling)으로 인하여 감소하는 것으로 알려져 있다. 연소도가 약 28 ~ 39 MPa인 연료봉에서는 연소도가 높을수록 연료봉의 공간체적이 약 10 % 정도 감소하는 것으로 나타났다.[1] Fig. 3은 연소도가 48.8 ~ 54.1 GWd/tU인 연료봉의 공간체적 변화를 나타냈다. 연소도가 40.5 ~ 55.7 GWd/tU인 다른 집합체연료봉에서는 공간체적 약간씩 감소하거나 변화가 거의 없는 것으로 나타나기도 했다.[2] 실험적 결과를 고려할 때 연료봉 공간체적은 연소 초기에는 증가하다가 어느 연소도에 다다르면 다시 감소하기 시작한다. 그리고 또 다시 어느 연소도에 다다르면 공간체적 감소하는 폭이 작아지면서 공간체적이 거의 변화하지 않는 것으로 나타났다.

핵분열기체의 Xe과 Kr의 성분비는 연소도가 증가할수록 증가하며, 시험연료봉의 Xe과 Kr의 비는 기체성분 분석결과 9.58 ~10.48배로 나타났다.

3. 결론

가압경수로형 핵연료봉에 내압측정시험을 수행하였다. 시험결과 연소도가 약 48.8 ~ 54.1 GWd/tU인 연료들에서 봉내압은 3.2 ~ 3.8 MPa로 나타나고 연소도가 증가할수록 증가하는 경향을 나타냈다. 그리고 공간체적은 연소도에 따라 조금씩 감소하거나 변화가 없는 것으로 나타났다. 그리고 핵분열생성기체 Xe과 Kr의 비는 성분분석결과 9.58 ~ 10.48배로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 이형권 외, “PWR 사용후핵연료봉의 핵분열기체 평가”, 한국원자력학회 추계학술 발표회 논문집, 2003

[2] 이형권 외, “사용후핵연료봉의 천공시험 평가”, 한국방사성폐기물회 추계학술 발표회 논문집, 2011

금속 우라늄 분말 내 수소 동위원소 전달현상 모델링

박종철*, 이정민, 구대서, 정홍석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*pjclove49@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구실에서는 거시적인 크기에서 우라늄이나 ZrCo의 흡장 및 탈장에 대한 연구를 진행하였다. 하지만 금속 입자 각각에서 흡장과 탈장이 일어나는 메커니즘에 대한 연구는 아직 이루어지지 않은 상태로 남아있었다. 이에 이번 연구에서는 우라늄 입자를 대상으로 하여 입자 하나에서 이루어지는 흡장 및 탈장의 메커니즘에 대한 연구를 진행하여 보았다. 금속수소화물에 대하여 금속 입자 단위에서의 연구는 다른 합금들에서는 이루어졌지만, 우라늄에서는 아직 이루어진 것이 없다. 따라서 본 연구에서는 입자 단위에서의 수소 흡·탈장에 대한 modeling 및 simulation을 진행시켜 보았다. 흡장과 탈장 모두 총 5단계를 거쳐 이루어지는 것으로 설정하였으며, 각각에 단계마다 나타내는 수식이 다르기 때문에 이를 모두 비교하여 어느 단계가 흡장 및 탈장에 가장 큰 영향을 주는지를 modeling을 통해 알아보고자 하였다. 또한, 이를 거시적인 결과물과 연결시켜 어떤 상관관계가 있는지, 결과가 잘 들어맞는지에 대한 연구를 진행하여 보았다.

2. 본론

2.1 수소 및 중수소의 평형압력

우라늄의 흡장 및 탈장은 식 (1)과 같이 이루어진다.

$$U + 3/2H_2 \leftrightarrow UH_3 \qquad (1)$$

이때의 평형압력은 식 (2)와 같이 나타내어진다[1].

$$\ln P = 2/(3R) \cdot (\triangle H^{o}_{f}/T - S^{o}_{f}) \qquad (2)$$

Fig. 1. 은 수소와 중수소의 평형압력을 계산한 것을 나타낸 것이다. 그래프를 비교해보면, T=411.3K을 기점으로 이온도보다 높으면 중수소의, 이온도보다 낮으면 수소의 평형압력이 높은 것을 확인할 수 있다.

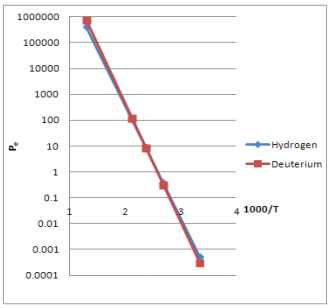


Fig. 1. P_{eq} of hydrogen & deuterium.

2.2 우라늄 입자에서의 수소 흡장

우라늄 입자에서 수소 흡장은 일단 2가지 상으로 나누어 그 메커니즘을 설명해야 한다 [2]. 우선 고체 입자로 된 α상과 고체와 기체의 계면상인 β상이 그것이다. 입자 하나에서 수소 흡장이 일어나는 과정을 5가지로 나누어 설명할 수 있는데 다음과 같다.

(1) 벌크 기체에서 β상 외부로 수소 분자가 흡장되는 물리흡장 과정 (physisorption), (2) β상의 계면에서 수소 분자의 해리가 발생하는 화학흡장 과정 (chemisorption), (3) 해리된 수소 원자가 β의 계면을 뚫고 지나가는 표면 침투 과정 (surface penetration), (4) 표면을 침투한 원자가 α상의 표면까지 확산되는 과정 (diffusion), (5) 마지막으로 금속 수소화물이 형성되는 수소화물 형성과정 (hydride formation) 이다. 이렇게 총 5단계에 걸쳐서 흡장이 이루어지게 된다.

각 단계마다 압력에 대한 식으로 나타낼 수 있다.

2.3 우라늄 입자에서의 수소 탈장

우라늄 입자에서 수소 탈장 역시 α상과 β상의 2가지 상으로 나누어 그 메커니즘을 설명해야 한다 [2]. 입자 하나에서 수소 흡장이 일어나는 과정 또한 흡장과 마찬가지로 5가지로 나누어 설명할 수 있다.

(1) 수소화물에서 수소와 금속이 분해되어 수소 원자가 떨어져 나오는 과정 (decomposition), (2) α상 표면에서 β상 경계까지 수소 원자가 확산되어지는 과정 (diffusion), (3) 확산된 수소 원자가

β상의 계면을 뚫고 지나가는 표면 침투 과정 (surface penetration), (4) 표면을 뚫고나온 수소 원자가 수소 분자로 다시 재결합하는 과정 (recombination), (5) 마지막으로 재결합한 수소 분자가 기체상으로 탈장되는 과정 (dehydriding to gas phase) 이다. 이렇게 총 5단계에 걸쳐서 탈장이 이루어지게 된다.

탈장 역시 각각의 단계를 압력에 관계된 식으로 나타낼 수 있다. 물론 압력뿐만 아니라 몰수나 다른 양으로도 나타낼 수 있다.

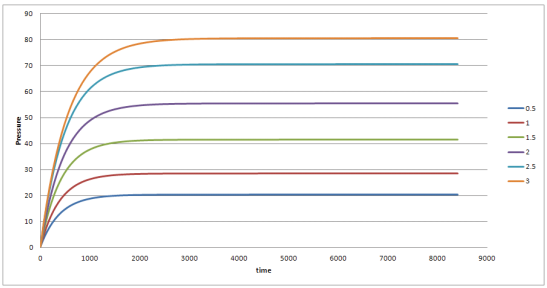


Fig. 2. Hydriding of UH_x.

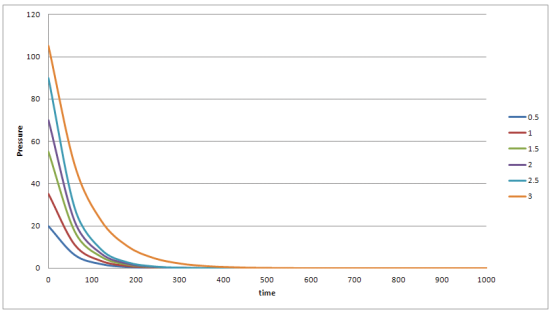


Fig. 3. Dehydriding of UH_x.

2.4 거시적인 스케일의 실험과의 비교

Fig. 2와 3은 흡장 및 탈장에서의 압력 변화를 나타내는 그래프이다. 입자에서의 흡장 및 탈장 메커니즘에서 어느 한 단계가 절대적인 것이 아니라 각 단계가 서로 영향을 미치게 된다. 하지만, 가장 큰 영향을 미치는 단계는 흡장에서의 chemisorption단계와 탈장에서의 recombination단계라고 할 수 있다. 이 단계에서의 속도식은 전체 속도식과 유사하며 따라서, rate-limiting step이라고 할 수 있다.

3. 결론

수소와 중수소의 평형압력은 UH_3의 형성 엔탈피와 엔트로피에 의해 결정되어진다. T=411.3K에서 수소와 중수소의 평형압력은 같아지며 이 온도보다 높으면 중수소의, 이 온도보다 낮으면 수소의 평형압력이 더 높아진다.

우라늄 입자에서의 흡장과 탈장을 총 5단계를 거쳐서 진행이 되며, 우라늄 고체인 α상과 우라늄 입자와 기체 사이의 계면인 β상의 두 상에 걸쳐서 진행이 된다. 여기에서 흡장에서는 chemisorption 과정이, 탈정에서는 recombination과정이 각각 rate-limiting step이 된다. 본 결과는 저자 등의 발표[3-5]의 심화 연구에 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업 (NRF 2013-000137) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] S. Imoto, T. Tanabe, K. Utsunomiya. "Seperation of Hydrogen Isotopes with Uranium Hydride." Int. J. Hydrogen Energy, 1982, Vol. 7, No. 7, pp. 597-601

[2] M. Martin, C. Gommel, C. Borkhart, E. Fromm, "Absorption and esorption kinetics of hydrogen storage alloys." Journal of Alloys and Compounds, 1996. 238. pp.193-201

[3] D. Chung, et al., Hydriding and dehydriding characteristics of small-scale DU and ZrCo beds, Fusion Eng. Des. (2013), http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.04.004

[4] H. Chung, D. Chung, J. Lee, D. Koo, J. Lee, C. Lee, K. Seo, J. Yoon, E. Lee, D. Lee, H. Kang, M. Chang, S. Cho, S. Yun, C. Kim, K. Jung, P. Camp, S. Willms, D. Ahn and H. Lee "Fusion Tritium Research Facilities in KAERI", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, 2012, pp. 448-453

[5] H. Chung, D. Koo, D. Chung, D. Jung, S. Paek, M. Lee, S. Yim, S. Lee, K. Seo, S. Kim, K. Hong, K. Jung, Y. Jung, J. Park, D. Ahn and S. Cho, "Tritium Research Activities in KAERI", Fusion Science and Technology, Vol. 60, 2011, pp. 1096-1100

파이로 공정 모니터링을 위한 LIBS 안전조치 적용 기술 개발

한보영[1*], 김연실[1], 최대웅[1], 박세환[1], 김호동[1], 이용훈[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]목포대학교, 전라남도 무안군 청계면 영산로 1666
[*]byhan@kaeri.re.kr

1. 서론

후행핵연료주기 공정인 파이로공정은 고방사선 차폐를 위해 핫셀 내에서 모든 공정이 이루어지기 때문에 원격으로 공정 통제/운영 정보를 확인하고 핵물질 흐름 정보를 실시간으로 모니터링하는 Process Monitoring (PM) 기술이 요구되어지고 있다. 또한 최근 국제 동향은 안전조치를 강화시킬 수 있는 방안 중에 하나로써 직접적인 핵물질 계량이 어려운 시설에서 공정 중요 변수 모니터링을 통해 특수핵물질의 오사용(misuse) 및 전용(diversion)을 감시하는 PM에 대한 관심이 높아지고 있다. 본 보고서에서는 현재 PM 기술 가운데 Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS) 방법을 이용한 공정모니터링 적용가능성 분석 및 기술 개발 연구 수행내용을 서술하였다.

2. 본론

2.1 Process Monitoring (PM) 개념

PM은 공정의 효과적인 운영 안정성 확보와 시설안전에 대한 효과 뿐만 아니라 안전조치를 향상시키는 관점에서 공정 데이터(operation data)와 안전조치 데이터(accounting and C/S data)를 실시간 모니터링 분석하는 기술을 말한다[1]. 따라서 PM 데이터를 효과적으로 활용하여 안전조치 검증 기능을 지원하므로 시설 공정의 투명성을 증진시키는 역할을 하여 안전조치성 및 핵확산저항성 평가를 위한 중요한 인자로서 고려될 것이다.

2.2 파이로 시설을 위한 LIBS 기술 개발 개요

LIBS 기술은 플라즈마 분광 분석, 환경 시료 분석 등 다른 많은 분야에서 검증된 기술로서 파이로 시설 모니터링 기술로써 기대를 받고 있다. LIBS 기술의 장점은 시료제작에 많은 시간과 예산이 소요되지 않고 현장에서 실시간으로 분석이 가능하며, 핫셀과 같은 원격 환경에서도 장비 설치가 비교적 간단하며, 수 ppm 단위 측정민감도를 예상하고 원소들 간의 비율 측정(예 Pu/Cm, U/Cm)에 효과적이라는 것이다. KAERI 안전조치 R&D 분야에서는 우라늄, 플루토늄 스펙트럼 측정 분석을 한미원자력연료주기 공동연구로 진행중에 있으며, 추후 ACPF 시설 개조시 핫셀 내 LIBS 실험 장치를 설치하여 사용후핵연료 및 전해환원 장치로부터 생성된 공정물질에 대한 측정 실험을 계획하고 있다. 파이로 공정모니터링 기술로써 LIBS 기술을 활용하기 위해서는 고방사선 핫셀 내 원격 측정 분석이 가능한 시스템 개발과 공정물질 내 핵물질 농도를 결정하는 정량 분석 오차를 향상시켜야만 한다.

2.3 LIBS 정량 분석 실험

LIBS를 이용한 대부분 정량분석은 표준시료의 검정곡선(Calibration curve) 방법을 통해 이루어진다. 이 검정곡선 방법은 측정 실험 조건과 분석 조건에 전적으로 의존하며 측정오차에 영향을 주는 많은 변수들을 가지고 있다[2]. LIBS 측정에서 오차를 발생시키는 가장 중요한 요소는 시료의 균질성, 플라즈마 온도조건의 유지에 있다. 현재 실험 방법은 시료의 균질도의 영향을 줄일 수 있도록 샘플을 이동하여 많은 표면을 측정하였으며, 내부표준선을 사용하여 동일하게 발생될 수 있는 오차를 상쇄하도록 하였다.

2.3.1 우라늄 측정 정밀도 분석

우라늄 메탈(U)에 대한 우라늄 스펙트럼을 분석하였다. 355 nm 파장의 10 mJ 에너지 레이저 빔을 통해 유도된 플라즈마 분광 현상을 Echelle 분광기와 ICCD 카메라를 이용하여 측정하였다. 측정정밀도(RSD)를 낮추기 위해 측정조건, 레이저 빔 안정도, 샘플과 렌즈거리, 측정 펄스수, 기압 및 분위기 조건, 그리고 검출기 변수(Gate width, delay)등을 조사하여 최적조건을 찾아 12번 반복 실험을 통해서 우라늄 메탈의 13개 방출선들의 신호세기비의 측정 정밀도를 결정하였다. 417.159 nm 방출선에서 3.6%의 최저값과 358.488 nm 방

출선에서 8.1%의 최고치를 보였다. Fig. 1는 우라늄스펙트럼과 각 방출선의 측정정밀도를 보여주고 있다.

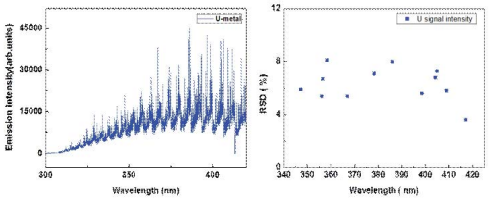


Fig. 1. Uranium spectrum and relative standard eviation of the spectrum measurement.

2.3.2 LiCl-KCl 고체 내 희토류 원소 측정

한미원자력연료주기 공동연구에서는 전해정련 공정의 용융염 내 측정의 예비단계로 고체 LiCl-KCl 내 희토류(Eu, Nd, Pr) 측정이 이루어졌다. 또한 전해환원 염폐기물 내 U, Cs, Sr 정량을 분석하기 위한 실험을 진행하였으며 자세한 내용은 본 학회 관련 발표논문을 통해 보고되고 있다[3].

2.4 원격 LIBS 시스템 개발

현재 사용되고 있는 원격 측정 방법은 주로 광섬유(Fiber-Optic)와 망원렌즈를 사용한 Stand-Off 방식이 고려되고 있다.

2.4.1 Fiber-Optic LIBS (FO-LIBS) 설계 제작

광섬유(Fiber-Optic)를 통해서 빛을 송,수광하고 시료 쪽 광섬유 끝 단에 2개의 렌즈를 두어 레이저를 포커싱하여 플라즈마 발광을 수광하도록 제작되었다. 현재 한국원자력연구원 내 ACPF 핫셀 개조와 함께 설치 중이며, 설치 후 사용후핵연료 및 전해환원 물질에 대한 Pu, Cm 성분비 측정 분석이 이루어질 예정이다.

2.4.2 Stand-Off LIBS 제작 및 성능평가

FO-LIBS 방식은 Feedthrough를 통해서 광섬유 Probe를 핫셀 내부로 넣어야 하므로 번거로움과 광섬유 케이블의 레이저 빔 전송 에너지 한계를 가지고 있다. 이를 피하기 위해서는 직접 레이저 빔을 전송하고 망원렌즈를 통해 수광하는 Stand-Off LIBS 방식을 고려한다. 현재 한국원자력연구원 PRIDE 시설을 대상으로 샘플 측정을 위해 설계하여 성능평가를 진행하고 있다[4].

2.4.3 Hybrid Stand-Off LIBS 제안

FO-LIBS는 광섬유를 통해서 높은 파워 밀도의 레이저를 전송하는 것이 광섬유에 손상을 야기할 수 있어 어려움이 있고 이로 인해 검출한계가 제한된다. ST-LIBS는 1064 nm의 레이저 파장을 사용할 경우 radiation shield window 통과 시 투과도가 좋아 높은 에너지를 시료 표면에 전달할 수 있으나 수광하고자 하는 파장이 500 nm 보다 단파장인 경우 radiation shield window를 통과하면서 수광 효율이 크게 저하되는 문제점이 있다. 따라서 송광은 ST-LIBS 방식으로 하되, 수광은 FO-LIBS 방식으로 하면 분석 성능 면에서 가장 좋은 조합이 될 수 있다. 이 경우 원격제어를 통해서 샘플의 위치까지 레이저 beam path와 광학계 probe의 배열에 대한 고려가 요구된다.

3. 결론

KAERI는 파이로 시설의 공정 모니터링 기술로써 LIBS 기술 활용을 위해 정량 분석 검출한계와 측정 오차 향상을 위한 연구를 진행하고 있으며, 시설 현장 적용을 위해 FO-LIBS와 ST-LIBS 시스템에 대한 최적화 연구도 병행하고 있다.

4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] Use of Process Monitoring Data for the Enhancement of Nuclear Material Control and Accounting, J. C. Miles, J.E. Glancy, S.E. Donelson, NUREG/CR-1013

[2] David A. Cremers, Leon J. Radziemski, "Handbook of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy", John Wiley & Sons, Ltd (2006)

[3] “레이저유도 파열 분광학을 이용한 파이로 염폐기물 내에 우라늄 분석”, 김연실 외 4명, 2013년 추계 한국방사성폐기물학회.

[4] “PRIDE 시설에서 핵물질 분석을 위한 원격 LIBS 장치 제작과 성능평가“, 최대웅 외 3명, 2013년 추계 한국방사성폐기물학회

파이로 건식공정 사용후핵연료 산화처리장치 개량

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

1. 서론

경수로 사용후핵연료(Spent Fuel : SF) 를 재활용할 수 있는 파이로 프로세스(Pyro-process) 공정의 전처리를 위해서는 절단연료봉을 산화 처리하는 공정이 선행되어야 한다. 산화처리 장치는 전기금속 환원 장치에 원료물질을 공급하기 위하여 U3O8의 미세 분말을 만들어 원료물질 성형기에 공급하기 위한 장치다. 기존의 산화처리장치는 사용후핵연료의 무게 변화량에 따라서 반응기 볼륨을 예측할 수 있는 이론식을 도출하고 제작되었다. 그러나 실제로 핫셀 적용을 위해서는 분석과 실험을 수행을 통하여 개선이 필요하다. 이를 위해 산화처리장치를 대상으로 COSMOSMotion®을 사용하여 열 해석를 수행하였다. 특히 해석은 온도 조건과 재질의 특성 및 구조적 특징을 고려하여 반응부 내부온도 변화 측정을 하였다. 또한 제작한 장치를 이용하여 폐피복관 회수 성능시험을 수행하였다. 폐피복관 용량은 사용후핵연료 기준 50 kg HM/batch까지 변화를 주어 피복관 회수율 실험을 수행하여 최적의 Scale-up된 산화처리 장치를 개량하였다.

2. 본론

2.1 반응기 볼륨 예측 식 검증

사용후핵연료 무게 변화량과 로드컷(rod-cuts : 절단연료봉)의 길이에 대한 변화량에 따라서 로드컷이 차지하는 볼륨을 예측할 수 있는 이론식을 식1과같이 도출하고, 이론적으로 도출된 결과 값에 대해 검증실험을 수행하였다. S/F 무게별, 로드컷 길이별로 볼륨을 측정한 결과, Fig. 1과 같이 이론값과 실험값의 오차율은 0.3%으로 잘 일치됨을 알 수 있었다.

$$V_t = f_i \times L \times n \times \frac{\pi}{4} d^2 \qquad (1)$$

(Vt : 이론볼륨, fi : 벌크 팩타, d : 로드컷 직경, L : 로드컷 길이, n : 로드컷 수)

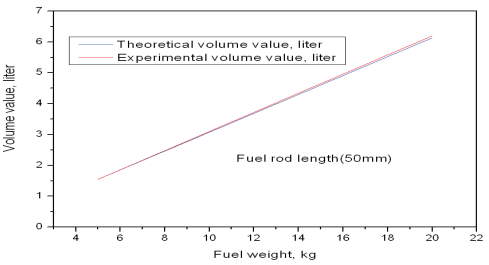


Fig. 1. Theoretical and experimental results.

2.2 기존 산화처리장치

장치를 설계하기 위하여 파이로 건식공정 분석, 산화처리장치 적용 분석 및 장치의 성능 요건인 규격/용량 등을 도출하여 설계, 제작을 하였다. 장치의 제작품은 크게 몸체, 가열기, 메시 반응기, 진동기(Vibrator), 온도센서, 배관 시스템, 분말 용기, 제어부 등으로 구성된다. 이 장치는 반응기 내부로 열과 산소를 공급하여 UO_2 펠렛을 U3O8으로 분말화 할 수 있도록 하였으며, Fig. 2에서 보는 바와 같다.

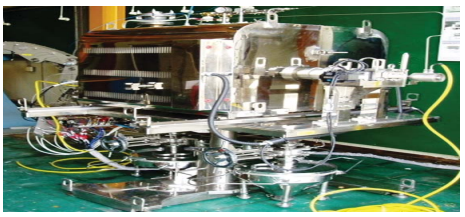


Fig. 2. The existing vol-oxidizer.

2.3 반응부 열적 특성 해석

고정조건으로 외기온도 800℃, 히터와 반응기 간격 35 mm 에서 반응부 내부 온도 특성을 파악하고자 한다. 반응부는 반응기, 회전축, 회수부 등으로 이루어진다. 해석 수행을 수행하기 위해서 재질은 SUS 304를 사용하며 내부온도 조건은 500℃로 한다. 유체는 공기로 대기압을 적용하고, CFD 해석을 위한 형상을 단순화하여 적용하였다. 외부온도(800℃)에 의한 반응부의 내부온도 변화 해석 결과는 다음과 같다. 내부 온도는 300~750℃의

분포를 나타내고 있다. 최대 온도는 주 반응기 내부의 상부 온도로 약 750℃이다. 반응기 중심부는 500℃로서 안정적이나, 회전축에 실링(sealing)재들이 온도에 불안정적으로 보여주고 있다. 또한 반응기 하단부의 온도가 반응온도 조건인 500℃에 못 미치는 300℃부근이다. 따라서 반응기 하단부와 회전축에 대한 개선이 요구된다.

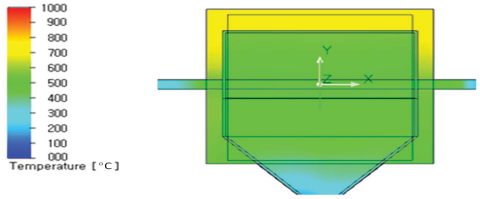


Fig. 3. Thermal analysis result of reactor part.

2.4 피복관 회수율 검증 시험

제작한 장치를 이용하여 피복관 회수 성능시험을 수행하였다. 피복관 용량은 모의 사용후핵연료 기준 10 kg, 20 kg, 30 kg, 40 kg, 50 kg HM/batch까지 변화를 주어 피복관 회수율 실험을 수행하였다. 피복관 투입부터 배출까지 장치 회전수는 3~10 RPM까지 변화를 주었으며, 피복관 투입 대비 배출 무게를 로드 셀(load cell)에 의해 그램 단위로 정량적으로 측정하였다. Fig. 4와 같다. 실험결과 연료봉 무게가 10~40kg 범위에서 회수율은 100%로 양호하였으나 10 RPM에서 40kg이상일 경우회수율은 99%였다. 따라서 무게가 증가함에 따라 회수율이 감소하는 것을 방지하기위하여 개선하는 것이 필요하다.

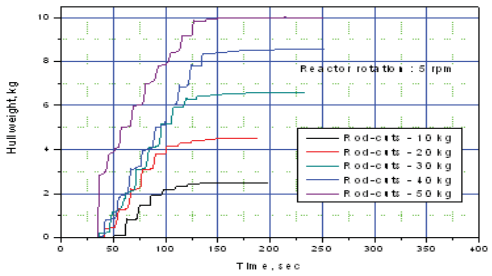


Fig. 4. Recovery rate of hulls at 5 RPM.

2.5 프라이드 산화장치의 개선

피복관이 45°의 경사진 투입구를 통과하여 반응기 초입에 도착할 때 가속도와 작용과 반작용의 힘에 의해서 미 반응상태에서 피복관이 용기로 떨어지게 된다. 이를 방지하고 회수율을 높이기 위해 반응기 초입에 충격 흡수 판을 보완하였다. 회전축 과열을 방지하기 위하여 축 내부에 중공 핀 홀을 만들어 공기를 흘려보내는 메커니즘을 설계하였으며, 핵연료 분말 누출을 방지하기 위하여 흑연 가스켓, 칼레츠 오링, 바이톤 오링 등의 6 겹의 씰링 재로 회전축을 보강하였다. 또한 산화 반응 존(Zone)은 500℃ 이상으로 유지하여 산화하여야 한다. 이를 위해서 메시 반응기 20 cm 하단부에 개폐시스템의 나이프밸브를 만들었다. Fig. 5는 개량된 장치이다.

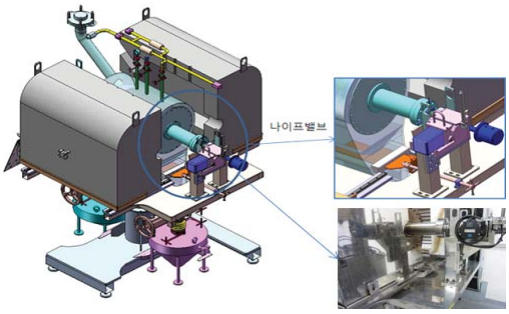


Fig. 5. The improved vol-oxidizer.

3. 요약

파이로 건식공정 사용후핵연료 산화처리장치 를 개량하기위하여 열해석 프로그램을 이용하여 대상부품에 대한 열적 특성을 분석하였다. 또한 제작한 장치를 이용하여 모의 폐피복관 회수 성능시험을 수행하였다. 상기의 열적분석과 회수시험 결과를 이용하여 산화처리장치를 보완/설계하고, 개량(산화처리 장치 처리용량 : 50 kgHM/Batch)하였다. 투입구 개선을 위해 반응기 초입에 로드컷의 충격을 완화시켜줄 수 있는 충격 흡수 판을 추가하였다. 또한 회전축 실링(Sealing) 보강을 위해 축 내부에 중공 핀 홀을 만들어 공기를 흘려보내 주어 회전축의 과열을 방지하게 설계하였으며, 산화 반응향상을 위해 반응 존(Zone)을 개선하였다. 상기 분석결과들은 파이로 건식공정의 전처리 설계에 활용할 수 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

소결(CO_2)-냉각-환원(H_2)의 처리에 의한 다공성 UO_2 소결펠렛 제조

나상호[1*], 신희성[1], 김호동[1], 박세환[1], 송대영[1], 한보영[1], 서희[1], 원병희[1], 유명준[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 덕진동 493
[*]shna@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 저장 부담을 해소하고 핵확산 저항성이 있는 건식방법에 의한 사용후핵연료의 재활용 기술에 대한 연구가 많이 수행되고 있다. 건식 방법은 사용후핵연료를 질산에 용해시키는 습식 방법과는 달리 시작물질이 사용후핵연료를 fragment 또는 분말 등이 있다. fragment는 사용후핵연료를 기계적 방법으로 파쇄시킨 것으로 공정이 비교적 단순하나 균질성을 확보하기가 어려우며 핵분열생성물을 제거하기가 용이하지 않다. 반면에 분말은 사용후핵연료를 산화시켜 U_3O_8 분말로 만드는 방법으로 펠렛을 제조하기 위해서는 성형 및 소결시키는 공정이 첨가되어야 하므로 공정이 비교적 복잡하나 균질성 및 핵분열생성물 제거가 보다 용이한 장점이 있다.

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은(unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, 제조된 U_3O_8 성형체를 이산화탄소(CO_2) 분위기에서 소결시킨 후 실온으로 냉각시켰다. 이러한 소결체를 UO_2 소결펠렛으로 환원시키기 위하여 수소(H2) 분위기에서 가열하여 환원처리시키는 즉 소결 및 환원처리를 독립적으로 처리하는 방법으로 수행하였다.

성형압력 및 소결온도에 따라 소결시킨 후 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 기하학적 방법으로 측정하였으며, 100 , 300 그리고 500MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 58~59%T.D., 67~68%T.D. 그리고 71~73%T.D.로 측정되었다. U_3O_8와 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 3조건의 소결온도(1200, 1400 & 1600℃)로 소결한 후 냉각시켰다. 그리고 나서 수소 가스로 교체한 후, 1200℃로 소결한 경우에는 1400℃로 그리고 1400 및 1600℃로 소결한 경우에는 1000℃로 환원처리하였다. 소결 및 환원처리 유지시간은 모두 2시간이며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4℃로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 파단면은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

1) O/U 비

CO_2 가스 분위기 소결한 소결펠렛과 이를 다시 가열하여 환원시킨 소결펠렛의 O/U를 Fig. 1에 나타내었다.

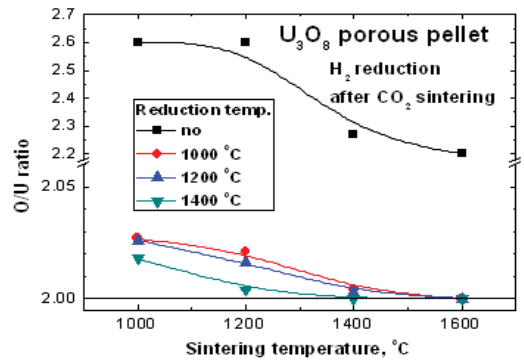


Fig. 1. Sintering temperature vs. O/U ratio.

그림에서 보는 바와 같이 U_3O_8 성형체를 CO_2 가스 분위기에서 1400℃ 이상의 소결온도로 소결하고 나서, 다시 환원처리할 때는 1200℃ 이상에서, 그리고 1400℃ 미만의 온도에서 소결할 경우, 환원처리는 1400℃ 이상의 온도에서 할 때 소결펠

렛의 O/U 비는 2.00으로 측정되었다.

2) 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 2에 CO_2 가스 분위기에서 1400℃로 소결한 후 냉각하였다가 다시 수소분위기에서 환원처리한 소결체의 소결밀도를 성형압력 별로 도시하였다. 그림에서 보는 바와 같이 성형압력이 증가하면 소결밀도 및 환원밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 그러나 동일한 성형압력에서 소결밀도보다는 환원밀도가 작게 나타나는 경향을 보여준다.

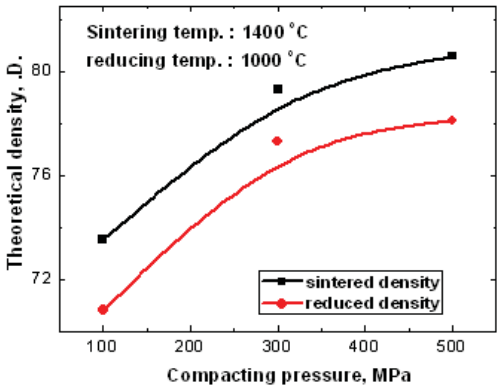


Fig. 2. Compacting pressure vs. theoretical density.

Fig. 3에는 성형압력 300 MPa로 성형한 성형체를 CO_2 가스 분위기에서 온도별로 소결한 후 환원처리(1200℃; 소결은 1400℃ 환원처리, 1400 & 1600℃ 소결은 1000℃ 환원처리)한 것이다.

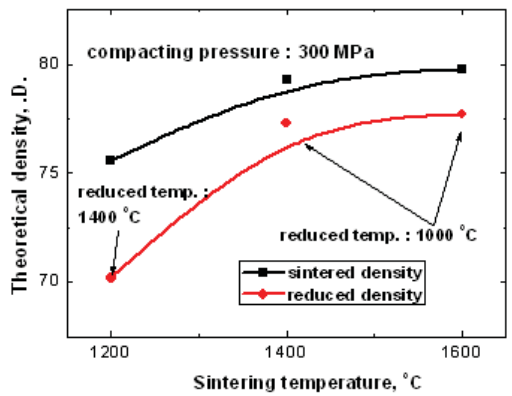


Fig. 3. Sintering temperature vs. theoretical density.

그림에서 보는 바와 같이 동일한 성형압력하에서 소결온도가 증가할수록 소결밀도 및 환원밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 그러나 소결밀도보다는 환원밀도가 동일한 소결온도에서 작음을 보여준다. 이러한 원인은 소결에 따른 O/U 변화 즉, UO_{2+x}가 UO_2로 환원되는 과정에서 기공의 형성 등에 의한 밀도의 감소에 기인된 것으로 사료된다.

3) 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 4에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 CO_2 가스 분위기하에서 1400℃소결한 소결펠렛의 파단면과 이러한 소결체를 다시 수소분위기에서 1000℃로 환원처리한 UO_2 소결펠렛의 파단면을 SEM으로 관찰한 사진이다.

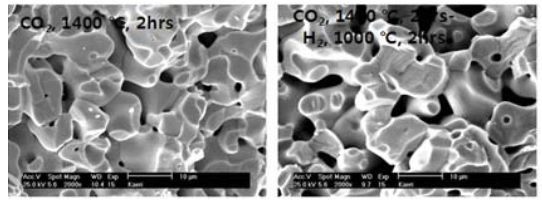


Fig. 4. Fracture surface of UO_2 sintered pellet (left ; CO_2 gas sintering only, right ; reduction after sintering and cooling).

사진에서 보는 바와 같이 소결만 하였을 때보다 소결-냉각 후 다시 환원시켰을 때 기공이 많이 형성된 것으로 나타난다.

3. 결론

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

- 소결펠렛의 O/U비는 2.00이 되기 위해서는 환원온도는 소결온도에 영향을 받는 것으로 나타남.
- 소결밀도 및 환원밀도는 성형압력 및 소결온도에 증가하나 소결밀도보다는 환원밀도가 낮게 나타남.

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

산소농도 변화에 따른 UO_2 펠렛 산화 및 분말 특성

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

1. 서론

고온열처리에 의해서 원료물질을 제조하는 동안 휘발성 및 준휘발성 핵분열생성물을 휘발제거하면 후속 전해공정에 핵분열생성물에 의한 부담을 감소시킬 수 있다. 특히 고온열처리에 의해서 핵연료물질로부터 Cs과 I와 같은 핵종을 제거하면 전해환원공정에서는 I과 상호작용을 하는 Pt 양극을 보호하며, 전해환원시에 염내에 Cs 축적율이 매우 낮기 때문에 염 교체주기가 길어지게 된다[1,2]. 또한 박막결정화법[3]에 의해 전해환원공정에서 발생되는 염폐기물로부터 Sr과 Ba과 같은 핵종을 분리할 수 있기 때문에 염폐기물양을 감소시킬 수 있으며, 정제염은 전해환원공정에 재활용 될 수 있다. 산화탈피복 방법은 균열이 생성된 펠렛과 피복관으로 구성된 절단연료봉으로부터 연료물질을 99.9% 이상 회수할 수 있기 때문에 연료물질 회수기술로 고려되고 있다. 산화탈피복 동안 U_3O_8 분말은 UO_2 연료파편으로부터 제조된다. 전해환원공정은 회분식으로 운전되기 때문에 처리용량을 증대시키기 위해서는 고밀도의 펠렛을 제조하기 위한 열처리 조건이 요구된다. 본 연구에서는 산화처리속도에 가장 큰 영향을 미치는 산소농도에 따라 U_3O_8의 생성속도와 이에 따른 분말특성을 분석하였으며, 성형 압력 및 열처리 조건에 따른 다공성 펠렛의 밀도특성을 조사하였다.

2. 실험

산소농도를 20-100%로 변화시키면서 CANDU형 UO_2 펠렛 1 kg을 500℃에서 산화하였다. 산화처리장치는 회전형 voloxidizer를 사용하였으며, 배기라인에 산소농도 측정기를 사용하여 산화반응에 따른 산소소모 농도를 측정하여 전환율을 계산하였다. U_3O_8 분말에 대해 벌크 및 탭 밀도, 비표면적과 같은 특성을 분석하였다.

펠렛은 20% 산소농도에서 얻은 U_3O_8 분말을 사용하여, 100-300 MPa에서 성형하여 2개의 열처리 공정에 의해 제조하였다. 열처리 조건 (a)는 Ar분위기하에서 1500℃, 10시간 열처리 후 4%H_2-Ar 분위기하에서 1500℃, 2시간 환원열처리를 하였으며, 열처리 조건 (b)는 20%O_2-Ar 분위기에서 1000℃, 5시간, Ar분위기하에서 1500℃, 10시간, 4%H_2-Ar 분위기하에서 1500℃, 2시간으로 하여 연속적으로 열처리를 하였다. 열처리 조건 (b)에서 산화분위기 유지는 산화탈피복 단계에서 Tc 및 Mo가 Tc_2O_7(비점 : 312℃) 및 MoO_3 (융점 : 802℃)로 전환된 것을 휘발제거를 위한 단계로 설정한 것이다.

펠렛의 소결밀도 및 SEM 형상과 같은 특성 분석을 하였다.

3. 결과 및 토의

산소소모 속도 자료를 이용하여 산소농도 및 시간에 따른 UO_2가 U_3O_8로의 전화율을 계산하여 Fig. 1에 나타내었다. 산소농도가 증가함에 따라서 약 4배 정도 반응시간이 단축되었다.

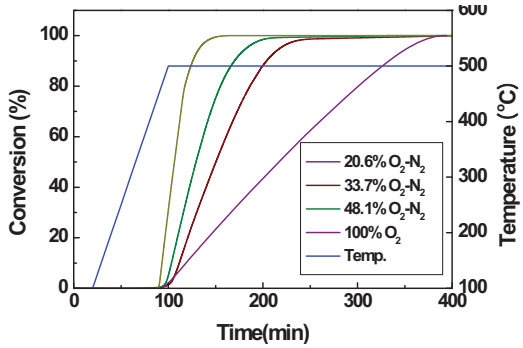


Fig. 1. Conversion ratio with O_2 concentration.

소결의 추진력이 되는 비표면적을 측정한 결과 (Fig. 2), 비표면적은 산소농도가 증가함에 따라 다소 감소하였으나 0.4-0.7 m^2/g으로 소결성에 큰 영향을 미치지 않을 것으로 추정된다. U_3O_8 분말 입자의 상당직경은 비표면적 측정 자료와 이론밀도를 이용하여 계산한 상당직경은 1-2 ㎛ 범위로 미세하였다.

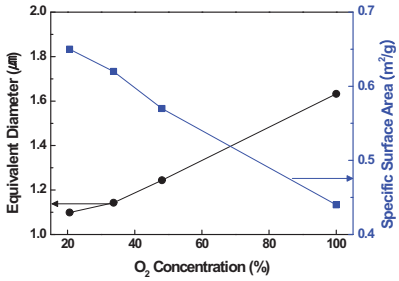


Fig. 2. Equivalent diameter and specific surface area with O_2 concentration.

산소농도에 따라 생성된 U_3O_8 분말의 밀도를 측정한 결과(Fig. 3), 분말의 밀도는 산화시 산화농도의 증가에 따라서 약간 증가하였다. 이는 분말의 비표면적의 감소에 의해 분말 입자간의 마찰저항이 낮기 때문인 것으로 여겨진다. 분말의 충진성이 매우 좋아서 성형압력에 따라서 압분체의 밀도도 59-67% TD(이론밀도)로 매우 높았다(Fig. 4).

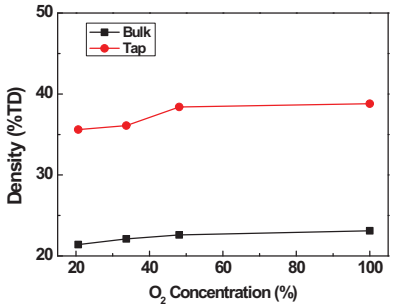


Fig. 3. Bulk and tap densities.

본 실험의 열처리 조건에서 다공성 UO_2 펠렛의 밀도는 열처리 조건에 따라서 거의 영향을 받지 않았다(Fig. 4). 이는 U_3O_8 압분체가 U_4O_9에서 UO_2로 동일한 상변화의 경로로 소결되기 때문인 것으로 여겨진다.

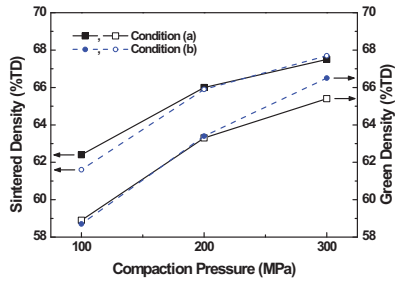


Fig. 4. Sintered densities with compaction pressure and thermal pretreatment conditions.

펠렛의 SEM 형상 분석 및 비표면적 측정결과에 의하면 열처리 조건 (b)가 (a)보다 결정립이 크며, 비표면적이 낮았다.

4. 결론

산소농도가 증가함에 따라서 약 4배 정도 반응시간이 단축되었으며, 소결성 및 충진성에 영향을 미치는 분말특성도 큰 차이가 없었다. 본 실험의 열처리조건은 소결밀도에 영향을 주지 않았는데 U_3O_8 압분체가 U_4O_9에서 UO_2로 동일한 상변화의 경로로 소결되기 때문인 것으로 여겨진다.

5. 감사의 글

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

6. 참고문헌

[1] Y. Sakamura, J. Nucl. Mater., 412, 177 (2011)
[2] S. D. Hermann and S. X. Li, Nucl. Technol., 171, 247 (2010)
[3] Y. Z. Cho, G. H. Park, H. S. Lee, I. T. Kim, and D. S. Han, Nucl. Technol., 171, 325 (2010)

TG를 이용한 분위기(CO_2) 소결펠렛의 환원시 O/U비 변화

나상호[1*], 이윤지[1], 민병연[1], 이기원[1], 문제권[1], 유명준[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 덕진동 493
[*]shna@kaeri.re.kr

1. 서론

기존의 사용후핵연료의 재활용 방법은 주로 핵연료물질만 추출하는 습식 방법으로 수행되어 왔지만, 핵비확산 관점에서 바람직하지 않아 새로운 재활용방법이 강구되고 있다. 이러한 방법 중 하나가 파이로 프로세싱(pyroprocessing)과 같은 건식 방법으로 사용후핵연료의 성분을 그대로 사용하기 때문에 핫셀과 같은 특수 시설에서 취급해야 하므로 핵확산 저항성이 큰 것이 장점이다.

파이로 프로세싱 공정은 크게 사용후핵연료 전처리, 전해환원, 전해정련 그리고 전해제련 등의 공정으로 구성된다. 전처리과정은 사용후핵연료를 산화탈피복시켜 UO_2 펠렛을 U_3O_8 분말로 만든 후, 다시 성형 및 소결하여 UO_2 펠렛으로 만든다. 전해환원은 세라믹인 이산화우라늄(UO_2)을 금속우라늄(U)으로 변환시키는 공정이므로 가능한 한 잉여 산소가 없어야 한다. 따라서 전처리 과정에서 잉여 산소를 제거해주기 위해서 분위기 조건에 따라 제조된 소결펠렛을 환원시켜 UO_2 상태로 만들어 주어야 한다.

여기에서는 모의물질을 사용하여 CO_2 분위기에서 소결한 UO_{2+x} 펠렛을 열중량(TG, Thermogravimetry)법을 이용하여 수소분위기하에서 환원하였을 때 무게감량에 따른 오유비 및 UO_2로의 환원처리 온도를 구하고자 하였다.

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 300 MPa의 성형압력으로 원통형의 성형체를 제조한 후 CO_2 분위기에서 4조건의 소결온도(1000, 1200, 1400 & 1600℃)로 소결하였다.

제조된 소결펠렛을 TG기기(Cahn TG)를 이용하여 수소 분위기에서 1200℃까지 승온하여 2시간 유지시켰으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4℃로 하였다.

소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였고, O/U비는 TG의 무게감소율로부터 구하였고, 소결펠렛의 파단면은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

1) 무게감소율

CO_2 가스 분위기 소결한 소결펠렛과 이를 다시 가열하여 환원(수소, 1200℃, 2 시간)시켰을 때 무게 감소율을 Fig. 1과 Table 1에 나타내었다.

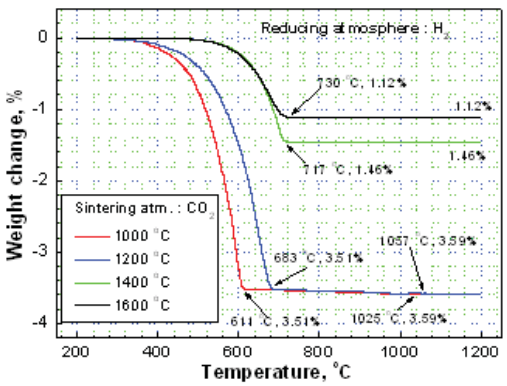


Fig. 1. Reducing temperature vs. weight change.

Table 1. Reducing characteristics after CO_2 atmosphere sintering

소결 온도 (℃)	소결 밀도 (%T.D.)	O/U	무게 감소 율(%)	무게감소 온도(℃)	
				시작	중간/ 종료
1000	70.3	2.60	3.59	287	611/1025
1200	75.6	2.60	3.59	257	683/1057
1400	79.3	2.27	1.46	456	717
1600	79.8	2.20	1.12	446	730

그림과 표에서 보는 바와 같이, CO_2 가스 분위기하에서 온도에 따라 소결한 후 소결펠렛(UO_{2+x})

을 수소 분위기하에서 환원시켰을 때 소결된 펠렛의 환원 즉, UO_2로 되기까지 온도증가에 따라 무게감소율은 줄어드는데 이것은 소결온도에 따라 O/U비 차이에 기인된다. 그리고 소결온도 증가에 따라 소결밀도는 증가하며, 또한 무게감소 시작 온도와 종료 온도가 높아지는 경향을 보여준다. 이것은 소결온도 증가에 따라 소결밀도 증대로 인해 기공이 적어져 수소 침입의 용이성과 상관되는 것으로 판단된다.

2) 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 2에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 CO_2 가스 분위기하에서 여러 온도조건에서 소결한 소결펠렛의 파단면을 SEM으로 관찰한 사진이다(1000℃; 5000×, 1200℃; 3000×, 1400℃ ; 2000×, 1600℃; 1000×).

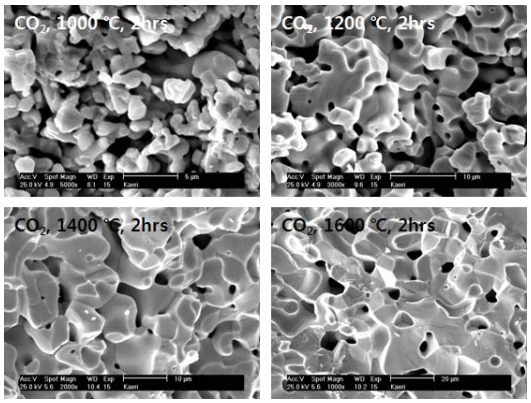


Fig. 2. Fracture surface of UO_{2+x} sintered pellet under the CO_2 gas atmosphere at various sintering temperature.

그림에서 알 수 있는 바와 같이 소결온도가 증가할수록 파단면에 나타나는 기공의 수나 크기는 감소하는 경향을 보여준다. 이러한 기공의 수나 크기가 환원시 수소의 침입의 용이성을 나타내는 것으로 사료된다.

3. 결론

U_3O_8 분말로 성형한 성형체를 CO_2 가스 분위기에서 소결된 소결펠렛을 TG를 이용하여 수소 분위기하에서 환원처리하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가함.
- 소결펠렛의 무게감소율은 소결밀도가 높을수록 작아짐.
- 무게 감소 시작온도 및 종료온도는 소결밀도 증가에 따라 증가함.

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

디지털목업기술을 이용한 전처리공정 모듈화 및 연계성 설계

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

1. 서론

사용후핵연료를 전기화학적인 방법으로 핵연료 물질을 분리하는 파이로프로세싱은 핵연료집합체를 해체 후 탈피복한 후 전해환원과 전해정련 그리고 전해 제련 과정을 거쳐 U 및 TRU(초우란원소)원소 들의 핵연료물질을 회수하는 기술이다. 이 중 전처리공정에서는 핵분열 생성물의 부하를 감소시킬 수 있는 연료파편(파쇄 펠렛)과 다공성 펠렛형 연료물질을 제조한 후 전해환원 공정에 이들 원료물질을 제공하는 역할을 하고 있다. 전처리공정은 핵연료 집합체의 해체/인출/절단장치와 산화탈피복장치, 성형기와 고온열처리장치와 같은 다수의 공정장치로 구성되어있다.

전처리 공정 파이로공정에서 전초적인 기능을 성공적으로 완수해야 할 전처리 공정은 원격 운전과 유지보수 단계를 실험할 수 있는 핫셀이 없으며, 전처리공정의 주요 장치들 간 인터페이스를 분석할 수 있는 시스템이 없고, 또한 설계 제작된 장치들을 검증 및 확인할 수 있는 도구가 없는 현실이다. 이러한 문제를 해결하기 위한 방법으로 디지털 목업을 소개한다. 디지털목업은 물리적인 핫셀 대신에 물리적인 핫셀과 동일한 환경을 만든 후(가상의 핫셀), 현실과 동일한 가상의 핫셀 내에서 3D 모델링과 시뮬레이션을 통해 장치들의 기계적인 문제와 물리적이고 화공적인 문제들을 분석하고 해석할 수 있는 기능을 제공하고 있다.

본 보고서에서 소개된 모듈화 및 연계성은 핫셀 내에서 원격 접근성과 운전성을 시험하는데 기초자료로 활용될 것이다.

2. 본론

2.1 전처리공정 핵심장치 모듈화 설계

전처리 핵심공정장치 운영 중 고장이나 사고 발생 시 해당 구성품을 교체하거나 수리하는 경우를 대비하여 주요 공정장치의 핵심 구성품들에 대하여 모듈화를 설계하였다. Fig. 1은 모터/감속기 등의 구성품에 장/탈착 효율성을 고려 한 "인양고리, One-Touch Connector, 체결용 부품" 등이 포함 된 Block들을 모듈화한 사례를 보여주고 있다. 모듈의 유지/보수를 위해서는 구성품의 분해 및 조립 과정과 보수 공간 및 시계확보를 분석할 수 요건이 갖추어져야 한다. 이를 바탕으로 모듈들이 설계가 되어야 하며, 모듈화에 대한 일반 요건들이 정립되어야 한다[1]. 전처리공정 중 분말화 장치의 운전 및 유지보수를 위한 모듈화 대상은 다음과 같다.

- o 분해 조립 시 간섭 방지
- o 시계 확보
- o 공구 및 장비
- o 인양 고리
- o 볼트
- o 안내 장치
- o 공기 흡·배기 커넥터
- o 브라켓
- o 토글 클램프

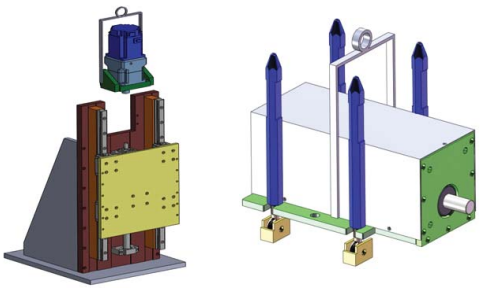


Fig. 1. Modularization of lifting lug and fastening bolt.

2.2 전처리공정 핵심장치 간 연계성

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. 현재 시설이 없는 관계로 전처리 공정 핫셀 개념도와 장치 개념도(Fig. 2)를 설계하였다.

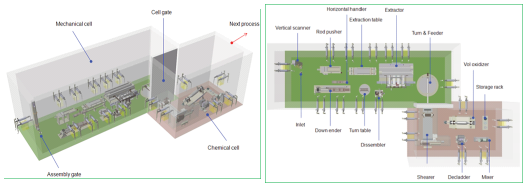


Fig. 2. Conceptual diagram of hotcell of head-end process.

전처리공정 디지털목업(가상 핫셀) 내에서 연료봉 인수부터 원료물질 생산까지 일련의 공정이 one-stream으로 이루어질 수 있도록 공정장치들의 배치를 설계하였다. 전처리 공정의 흐름은 수평 이송장치로 집합체 이송→Turn Table에 집합체 안착→해체장치에서 Nozzle 및 Spring 구조물 제거→인출장치로 집합체 이송→연료봉 인출(Skeleton 분리)→절단장치로 이송→연료봉 절단으로 이어진다. 절단장치로부터 절단된 연료봉은 산화탈피복장치로 투입되어 500℃ 산화분위기에서 분말이 이루어지게 된다. 분말은 성형기에서 다공성 펠렛을 만들기 위한 압분체를 만들게되며, 마지막으로 고온열처리로에서 다공성 펠렛형 원료물질이 만들어지게 된다. 전처리공정의 연계성을 Fig. 3에 나타내었다.

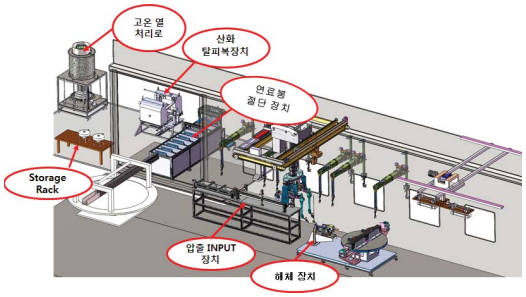


Fig. 3. Connection of the head-end process.

2.3 원격 운전을 통한 모듈화 실험

전처리 디지털목업에서 주요 공정장치 중 해체장치를 선정한 후 설계된 모듈화가 정상적으로 이루어졌는지를 확인하기 위한 실험을 수행하였다. 실험 결과 분해 조립 시 간섭을 방지하기 위한 모듈화 요구조건에서 해체 장치의 몸체부 모듈의 인양고리 측의 크레인과 조작기 분해 시 간섭이 없음을 확인함으로써 설계요구조건을 충족시키고 있음을 확인할 수 있었다. Fig. 4는 모터의 체결부를 분리하는 과정과 인양고리를 체결하는 과정 그리고 모터 모듈을 분리하고 인양하는 과정을 보여주고 있다.

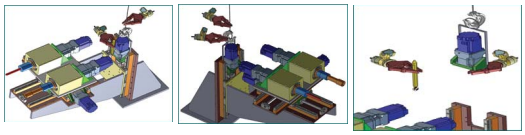


Fig. 4. Modularization verification of dissembling devices of head-end process.

3. 결론

모듈화 설계는 원격 조작기를 이용하여 핫셀 내에 위치하고 있는 핵심장치들을 운전 및 유지보수하는 환경에서 매우 중요한 기술 중 하나이다. 주요 구성품의 모듈을 정상적으로 유지/보수하기 위해서는 분해 및 조립 과정과 보수 요건을 분석할 수 있는 조건들이 갖춰져야 한다. 또한 이를 바탕으로 모듈들이 설계되어야 하며, 모듈화에 대한 일반 요건들이 정립되어야 한다.

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

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(원자력기술개발사업, No. 2012M2A8A5025696)

5. 참고문헌

[1] 김영환, 윤지섭, 홍동희, 정재후, 박기용, 진재용, "종합공정장치의 모듈화 요건 설정". KAERI/TR-2080/2002

LiCl 용융염에서 $NiO-Nd_2O_3$ 복합산화물의 환원특성 평가

지현섭, 류효열, 정상문*
충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 내수동로 52
*smjeong@chungbuk.ac.kr

1. 서론

대표적인 사용후핵연료 금속전환 공정으로는 Li 환원공정과 전해환원 공정이 있다. Li 환원 공정은 고온의 LiCl를 650℃의 용융된 상태에서 수행되며, 전기화학적으로 생성된 Li을 이용하여 산화물을 금속으로 전환하는 방법이다. 고온 용융염 전해 환원 공정은 용융염을 전해질로 사용하여 다양한 금속 산화물로부터 고순도 금속을 제조하기 위한 방법이다. 또한 전해환원 공정에서 LiCl는 현재 연구되고 있는 대표적인 염으로 실험 온도는 650℃에서 진행된다[1]. 파이로프로세싱에 의한 사용 후 핵연료처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄 금속산화물들은 금속환원반응에 의해 금속으로 환원된다[2]. 고온상태의 용융염을 사용하여 고방사성 악타나이드 및 란타나이드 물질을 취급하는 공정이기 때문에 안전성이 매우 중요하다[3]. 이전에 $CaCl_2$염은 희토류 산화물과 반응 및 용해도를 갖고 있기 때문에 전해환원에 적합하지 않음을 확인 하였다. 본 연구에서는 환원이 어려운 희토류 산화물에 환원이 잘되는 다른 산화물을 첨가하여 합금을 만드는 연구를 진행하고, 반응 메커니즘을 규명하였다.

2. 본론

2.1 실험

LiCl 염 및 Nd_2O_3, NiO, Zinc stearate등의 시약은 Samchun, Alfa Aesar 및 Aldrich에서 구매하였다. LiCl 무수물을 구매 후 혹시 모를 수분을 대비해 소성 하여 사용 하였다. 모든 실험은 고순도의 글로브박스에서 하였으며, 전해환원 실험은 LiCl 염에서 수행 하였다. 양극은 graphite rod, 음극은 제조한 복합 산화물 pellet을 사용하여 전압을 가해 주면서 전해 환원 실험을 하였다.

본 연구에서 희토류 산화물의 환원 거동을 파악하기 위해 환원 실험을 진행하였다. 순수 희토류 산화물은 환원이 어려운 점을 확인하여, 다른 금속 산화물을 첨가하고 복합 산화물을 만든 뒤 전해환원법을 이용하여 합금을 제조하는 연구를 수행하였다. Nd_2O_3와 NiO를 (Nd:Ni=1:5 atomic ratio)의 비율로 제조된 pellet을 일정전압을 가해주면서 LiCl염에서 전해환원 실험을 하였다. 용융염의 온도 영향을 보기위해 650 및 750℃에서 전해환원 실험을 하였다. Fig. 1은 실험에 사용된 고순도 아르곤 글로브박스와 그 외 장치의 사진이다.

2.2 결과 및 고찰

공급한 전하량에 따른 시료의 환원 정도를 알아보기 위한 실험결과, LiCl에서 $NiO-Nd_2O_3$의 복합산화물 pellet은 200%의 전하량으로 완벽하게 환원 되었다. NiO가 먼저 Ni로 환원되고 환원된 Ni과 Nd_2O_3이 환원되어 $NdNi_5$ 합금이 생성됨을 관찰 하였다. 또한 용융염의 온도에 따른 환원 영향을 알아보기 위한 실험에서는 용융염의 온도가 높을수록 산소 이온의 확산이 더 잘되기 때문에, 더 낮은 전압조건에서도 환원이 이루어지는 것을 확인 하였다. $NiO-Nd_2O_3$ 복합산화물의 전해환원 반응식은 아래와 같이 제안할 수 있다.

$$NiO + 2e^- \rightarrow Ni + O^{2-} \quad (1)$$

$$9Ni + NiNd_2O_4 + 8e^- \rightarrow 2NdNi_5 + 8O^{2-} \quad (2)$$

$$10Ni + Nd_2O_3 + 6e^- \rightarrow 2NdNi_5 + 3O^{2-} \quad (3)$$

순수 희토류 산화물을 직접 환원하는 것은 어렵지만 환원이 잘되는 다른 금속과 함께 환원되는 것으로 확인 하였다. Fig. 2는 SEM 사진으로 Fig. 2 (a)는 환원 전 pellet의 단면 SEM 사진이고, Fig. 2 (b)는 환원 후 pellet 단면의 SEM 사진이다. 환원 후에는 결정크기가 증가하는 것을 알 수 있다.

3. 결론

NiO가 Ni 금속으로 먼저 환원이 되고, $NiNd_2O_4$

와 Nd_2O_3이 환원된 Ni과 같이 환원되며 $NdNi_5$합금을 생성한다. 생성된 $NdNi_5$합금은 수소 저장합금에 사용될 뿐 아니라 다른 금속 산화물을 이용해 희토류 합금을 제조하기 위한 연구에도 도움이 될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국지질자원연구원에서 주관하는 기술혁신 사업의 지원으로 수행 되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술대회 논문요약집, p332, 2009
[2] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술대회 논문요약집, p31, 2013
[3] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술대회 논문요약집, p27, 2013

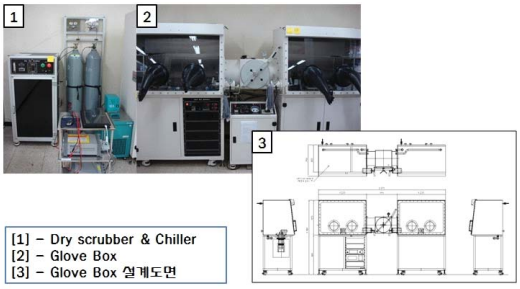


Fig. 1. Schematic diagram of glove box.

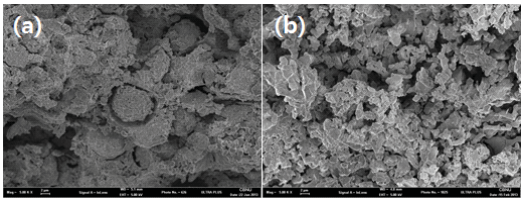


Fig. 2. SEM images of before reduction (a), after reduction (b).

선택용해법에 의한 SIMFUEL 파이로공정 전해환원 공정시료 환원율 측정법개발

조영환*, 권혜정, 최은영, 이재원, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kaerisan@gmail.com

1. 서론

파이로프로세싱공정에 의한 사용후핵연료처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄금속산화물들은 금속환원반응에 의해 해당 금속으로 환원된다. 사용후핵연료 파이로 금속전환공정에서 환원율 측정이 매우 중요하다. 우라늄 단일성분계에 대해서는 고온중 공기산화에 의한 무게증가를 측정하는 열중량측정법(thermogravimetric analysis, TGA)이 알려져 있지만. 사용후핵연료처럼 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] 다성분계인 SIMFUEL 에 대해서는 그 정량방법이 알려진 바 없다.

본 연구에서는 SIMFUEL의 파이로프로세싱의 환원공정의 금속전환율 결정을 위한 화학분석법 개발을 위해 금속전환체의 브롬-에틸아세테이트 용매에 대한 최적 용해방법을 도출하고, ICP 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. 란탄족 금속 및 산화물의 브롬-에틸아세테이트에 의한 용해특성을 확인하는 것이 금속과 산화물이 공존하는 파이로공정 금속전환체에 대한 적용성확인의 요체다. 환원율 측정 실험은 환원금속의 선택용해, 용해금속 회수 및 ICP 측정을 위한 시료 전처리의 3단계를 거쳐 진행된다.

본 연구에서는 Br_2-EtOAc 용액에서 SIMFUEL의 용해반응을 조사하였다. SIMFUEL 의 화학조성을 표 1에 타나내었다. 이는 연소도 55 GWd/tU, 10년 냉각한 사용후핵연료를 기준으로 한 것이다. 용해방법은 금속 우라늄에대해 적용된 문헌 [1,2]을 참고로 하여 SIMFUEL에 적용이 가능하도록 수정된 방법을 개발하였다.

Table 1. Chemical Composition of SIMFUEL used for this experiment

원소	함량(wt%)
U	95.549
Y	0.077
La	0.213
Ce	0.418
Pr	0.195
Nd	0.711
Sm	0.144
Eu	0.024
Gd	0.029
Sr	0.128
Zr	0.633
Ba	0.325
Mo	0.590
Ru	0.538
Rh	0.074
Pd	0.269
Te	0.083
SUM	100.000

2.2 실험방법

선택용해반응: SIMUEL을 전해환원한 시료를 Ar 분위기에서 무게를 측정 한 후 (1) 40 mL 에틸아세테이트에 3 mL 진한 브롬수용액을 넣어준다. (2) 0.2~0.5 g 의 공정시료를 넣는다. 0.3 g 의 MgO 를 함께 넣어준다. (3) 약 2시간 교반하여 선별용해반응을 진행시킨다.

회수 및 화학적처리: (4) 반응용액을 ~3,500 rpm에서 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 건조하지 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 우라늄에 비해 용해도가 현저히 낮다. (9) 성형과정에 SIMFUEL에 생성된 일부 Ru-Mo-Pd 합금은 이상의 과정을 거쳐도 녹지않는 것으로 나타났다. 이를 걸러내어 마이크로파 acid digestion 방법으로 용해한다. 이 전과정을 Fig. 1에 나타내었다.

브로민법 선택용해 실험에 사용한 주요 시약은 다음과 같다.

Ethyl acetate, ≥99.5% ACS reagent 제조회사: SIGMA-ALDRICH, Bromine ≥99.5% ACS reagent 제조회사:

2.3 결과 및 토의

전해환원공정에 의해 환원된 SIMFUEL 시료는 bromine-ethyl acetate 용매에 선택적으로 녹음을 확인하였다. 우라늄은 물론 란탄족 금속 및 일부 Ru-Mo 합금까지도 브로민에 의해 용해됨을 확인하였다. Np, Pu 같은 악틴족 금속은 우라늄처럼 란탄족 금속보다 브로민용해법을 적용한 선택용해가 훨씬 용이할것으로 예상된다[4].

본 연구를 통해서 개발된 파이로공정시료 화학측정법을 활용해 향후 예상되는 파이로 환원공정에 의한 금속전환체의 악티나이드, 란타나이드 족 금속의 환원율 측정이 가능함을 확인하였다. 아울러, 선택용해, 완전용해, 시료전처리 기법을 응용한 선별용해처리 및 정량화 기술은 금속전환 공정효율의 정확한 측정 뿐만 아니라 파이로공정에서 발생되는 고방사성 폐기물의 제염, 재활용에도 핵심기술로 활용 가능할 것으로 예상된다.

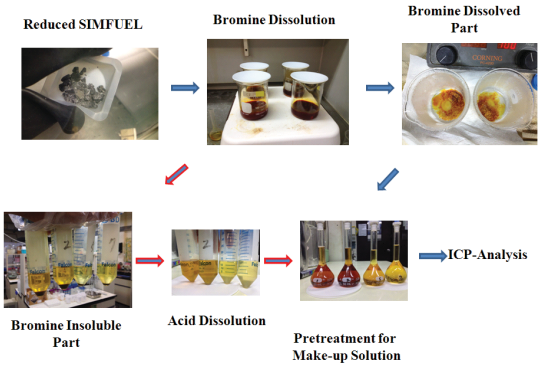


Fig. 1. Chemical Proesses for selective dissolution of metallized SIMFUEL obtained by pyroprocess in bromine ethyl-acetate solvent.

3. 결론

사용후핵연료의 경우처럼 악티나이드-란타나이드-전이금속-알칼리금속 등 다성분 복합체 SIMFUEL 공정시료의 금속전환시료의 경우, 산용매에서의 완전용해, 브롬-에틸아세테이트 용매를 사용한선택용해법을 동시에 적용함으로써 각 성분별로 환원율 측정이 가능함을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 창조과학기술부의 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

전해환원 공정의 우라늄 금속전환체 잔류염 제거 특성

김익수*, 박승국, 최윤동, 조운형, 허진목
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

전해환원 공정에서 생산되는 사용후핵연료의 금속전환체에 잔류하게 되는 LiCl-Li_2O 용융염의 제거를 위해 용융염 증발장치(음극처리장치)가 개발되었다. 이 장치를 이용한 LiCl 용융염의 증발제거 시 온도 및 압력 등의 조업변수들이 LiCl 증류속도에 미치는 영향을 조사하였고, LiCl 용융염의 증발률과 회수율에 주안점을 두고 공정의 적용성이 평가되었다[1]. 전해환원 음극처리장치에서 증발시키고자 하는 물질은 전해환원공정에서 제조된 금속전환체에 잔류하는 용융염으로, 이 잔류염의 함량은 금속전환체의 20~25wt%에 달하는 것으로 알려져 있으나[2], 이 값에 대한 이론적 또는 실험적 근거는 구체적으로 알려져 있지 않으며, 또한 음극처리장치의 조업 조건에 따른 용융염의 함량 변화 및 Li_2O의 농도변화 등에 대한 자료도 없는 실정이다. 따라서 우라늄산화물 UO_2를 Li_2O-LiCl 용융염계에서 전해환원하여 만든 우라늄 금속전환체를 대상으로 잔류염의 함량과 음극처리장치에서의 증발을 전후한 용융염의 농도변화에 대한 정량적인 자료를 구하고자 하였다. 이를 위하여 UO_2 펠렛을 전해환원한 금속전환체를 이용하여 용융염 증발장치에서 증류실험을 수행하였으며, 용융염의 증류 전후에 금속전환체를 세척 건조하여 잔류염의 무게를 측정하고, 현미경에 의한 morphology의 변화, TGA에 의한 금속전환체 환원률의 변화 등을 관찰하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

진공에서의 증발 실험을 위한 용융염 증발장치는 용융염 증발용기(Glassy carbon)와 가열로, 증발용융염 분말 포집기(Receiver & Condenser), 그리고 배기시스템(미세분말 trap & 진공펌프) 등으로 이루어져 있으며, 용융염과 접촉되는 주요 구성품은 내식성이 강한 인코넬 재질로 제작하였고, Ar 분위기의 글로브박스 내에 설치되어 조작되므로 가능한 간단하게 제작하였다. 증발용기로 사용한 Glassy carbon crucible 의 크기는 직경 3 cm, 높이 6 cm이며, 이를 직경 8 cm, 높이 20 cm의 외통에 넣고 글로브박스 하단부에 조립하고 외부에 원통형의 가열로를 설치하였다. 증발된 용융염 기체는 유로를 따라 냉각부(Condenser)로 상승하며 응축 고화되는데 이를 포집하기 위한 리시버가 있으며, 미세분말이 계 외로 배출되는 것을 방지하기 위하여 필터를 설치하였다. 온도를 측정하기 위한 열전대를 증발조(evaporator) 외벽과 리시버의 바닥면 두 곳에 설치했고, 진공압력계를 배기라인에 설치하여 계 내의 감압 압력을 측정할 수 있도록 하였다.

진공에서의 증발실험은 다음과 같은 방법으로 수행하였다. 잔류용융염을 포함한 금속전환체를 주입한 증발용기를 증발조에 넣고 장치를 조립한 후 기밀 유지를 확인한다. 기밀이 유지되면 가열로를 작동하여 증발조를 가열하기 시작한다. 이때 승온 속도가 100 ~ 200℃/hr가 되도록 온도조절기를 program하여 증발조 내부의 온도가 염화리튬의 융점(605℃) 이상의 조업 희망온도까지 가열되도록 한다. 증발조의 온도가 원하는 온도로 일정하게 유지되면 진공펌프를 작동하고 밸브를 열어 증발조 내에서 용융염이 증발되도록 한다. 일정한 시간이 경과한 후 진공펌프 밸브를 닫고 가열로와 진공펌프의 전원을 차단하여 작동을 중지한 후 자연냉각이 되도록 한다. 상온까지 냉각이 된 후 콘덴서와 리시버를 해체하고 증발용기를 꺼내어 무게를 측정하여 미증발된 용융염의 무게를 측정하고, 필요시 성분분석을 한다. 용융염을 취급하는 본 실험 시 글로브박스 내부의 산소 및 수분의 농도는 각각 50 ppm 이하를 유지하도록 하였다.

2.2 결과

Fig. 1은 우라늄 금속전환체의 증발 전후의 모습을 나타낸 사진이다. 왼쪽 사진(a)에 보이는 증발 전의 금속전환체 표면에는 흰색의 고체상 LiCl 용융염이 존재하는 것을 볼 수 있으나, 증발 후인

오른쪽 사진(b)에서는 용융염이 모두 증발 제거되어 보이지 않는다. 육안에 의한 관찰에서는 이같이 용융염이 제거되고 색깔이 약간 짙어진 변화를 볼 수 있으나, 증발을 전후하여 금속전환체의 형태는 거의 변화하지 않은 것을 볼 수 있다. 또한 각각의 펠렛에 일정한 크기의 충격을 가했을 때 모두 부스러지지 않았는데, 증발을 전후하여 강도의 변화는 크게 없는 것으로 보인다.



(a) before distillation (b) after distillation

Fig. 1. Photographs of the reduced metal.

증발 전후의 금속전환체에 존재하는 용융염과 금속의 무게를 측정하고 용융염의 함량을 계산하여 Table 1에 나타내었다. 증발 전후에 금속전환체의 일부를 샘플링하여 무게를 측정한 후, 이를 물에 넣어 충분히 녹여서 용융염을 제거하고 건조하여 다시 무게를 측정하여 각각의 금속과 용융염 함량을 계산하였다. 용융염의 증발에 따른 금속전환체의 무게 감량은 대략 13~15wt%였으며, 음극처리 증발에 의해 증발되는 용융염의 양도 대략 같은 값을 보였다. 이 값들은 서로 약간 차이가 나기는 하지만, 지금까지 알려진 25wt% 보다는 상당히 적은 것으로 나타났다. 증발 후의 시료에 잔류하는 용융염의 함량은 0.01wt% 이하의 아주 적은 양으로 측정되었으므로 음극처리 공정에서 금속전환체의 잔류염이 제거되었다고 할 수 있다.

Table 1. Pre-/post-distillation sample results

Exp No.	Temp (℃)	Mass loss (wt%)	Weight increment in TGA (wt%)*	
			Pre-sample	Post-sample
1	850	14.9	19.9	23.9
2	900	15.5	16.3	17.1
3	1,000	12.7	18.6	17.0
4	1,000	15.2	17.8	17.2

각 시료들의 TGA 분석에서 용융염 증발 전의 원시료는 800℃ 이상에서 무게가 감소하는데, 이는 잔류하는 LiCl 용융염이 증발되기 때문이다. 염을 증발 제거한 나머지 시료들은 모두 우라늄 금속의 산화 시에 나타나는 것과 동일한 형태의 TG 무게 증가곡선을 보여주고 있으며, 무게 증가량이 순수 우라늄 금속이 산화할 때와 같이 17% 정도 되므로 음극처리 증발에 의한 우라늄 금속의 재산화는 없는 것으로 관찰되었다. 금속전환체를 세척하여 측정한 잔류용융염의 함량은 평균 15wt%였으며, 음극처리 증발에 의해 증발되는 용융염의 양도 대략 같은 값을 보였다. 음극처리 증발 후의 금속전환체를 세척하여 측정한 잔류용융염은 없는 것으로 나타났으므로 음극처리 공정에서 금속전환체의 잔류염이 모두 제거된다는 것을 확인할 수 있었다.

한편, 음극처리 증발공정에서 금속전환체 잔류용융염(LiCl - 1wt% Li_2O) 중의 Li_2O의 증발 거동을 알아보기 위하여 증발 전후의 금속전환체의 잔류염 및 증발된 용융염을 회수하여 산-염기 적정법에 의한 Li_2O농도를 측정하였다. 0.1 N HCl 용액으로 적정하여 구한 금속전환체 잔류 용융염 중의 Li_2O의 농도는 증발 전의 금속전환체에서는 0.03~0.21wt%였는데, 증발 후의 금속전환체에서는 Li_2O가 없는 것으로 나타났다. 증발 회수한 용융염 분말의 적정에 의한 측정 및 XRD 분석에서도 LiCl 만이 검출되고 Li_2O는 없는 것으로 나타났다. Li_2O가 함유된 Li_2O-LiCl 혼합용융염은 진공 증발 시 Li_2O가 증발되지 않기 때문에 증발 후의 금속전환체에는 Li_2O가 존재해야 하지만, Li_2O가 검출되지 않은 이유는 금속전환체의 증발 전에 함유된 Li_2O의 초기량이 아주 작은 양이기 때문에 나타나는 분석 오차인 것으로 생각한다.

3. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

[1] I.S.Kim et al., KAERI/TR-4443/2011

[2] S. D. Herrmann et al., “Development of Head-end Pyrochemical Reduction Process for Advanced Oxide Fuels”, I-NERI Project Report No. 2005-004-K (2008)

U-dendrite를 이용한 연속식 잉곳주조장치 개발

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 전체 파이로 공정의 생산성 및 경제성을 결정짓는 중요한 공정이다. 전해정련공정은 전기화학을 이용하여 우라늄을 LiCl-KCl 용융염 속에서 음극전극 표면에 석출시킨다. 이렇게 회수된 우라늄 전착물은 염증류공정을 거쳐 순수한 우라늄만 회수된다.

회수된 우라늄 전착물은 염증류공정을 거쳐 순수한 우라늄만 회수된다. 이때 얻어진 순수한 우라늄 전착물은 수백㎛~수㎜ 크기의 dendrite 형상을 띄게 된다. 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 필수적이다.

본 연구진은 잉곳주조의 효율성을 극대화하기 위하여 연속식 우라늄 잉곳주조공정을 개발하였고, 50 kgU/batch 용량의 공학규모 우라늄 잉곳주조장치에 적용가능성을 평가하고 있다 [1,2]. 효율적인 U-dendrite의 용해를 위하여 분급방식을 채택하였고, 연속식 조업을 위하여 경동형 도가니를 설계하여 제작하였다. 본 연구에서는 이와 같은 연속식 잉곳주조공정의 우라늄 적용성을 실험실규모의 장치에서 평가하고, 공학규모의 장치에까지 확대 적용하고자 하였다. 그 결과들을 바탕으로 공학규모 연속식 잉곳주조장치의 효율성 및 생산성을 평가해 보았다.

2. 본론

2.1 U-dendrite 분급장치

일반적으로 Bulk 형태의 재료는 용해가 용이하나, 입자형태의 재료는 피가열체의 열전달이 어려워 직접 용해하기 쉽지 않은 것으로 알려져 있다. 또한 U-dendrite의 산화성이 매우 강하여 입자형태로 직접 용해 시, 표면산화로 인하여 용해가 매우 어려운 현실이다. 이에 동일한 금속의 용탕을 미리 준비한 다음 금속 입자 또는 분말을 추가로 용탕에 공급하는 분급용해방식을 도입하였다. Fig. 1은 실험실규모(Fig. 1(a))와 공학규모(Fig. 1(b))의 우라늄 분급장치를 보여주고 있다.

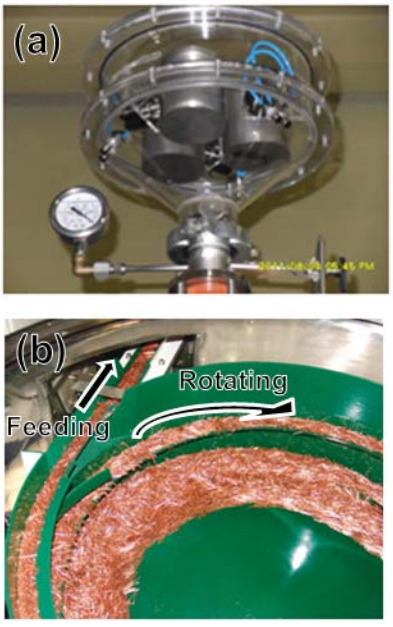


Fig. 1. A U-dendrite feeder
at (a) Laboratory scale and (b) Engineering scale.

실험실규모의 분급장치를 이용하여 U 용탕에 U-dendrite를 장입하여 용해실험을 수행한 결과, 성공적으로 U-ingot을 제조할 수 있었다. 이러한 결과는 공학규모 U-dendrite 분급장치의 우라늄에 대한 높은 적용가능성을 보여주고 있다. 또한 공학규모의 장치는 Cu-chip을 이용하여 성능을 성공적으로 평가하였다.

2.2 경동형 도가니

연속적인 잉곳주조공정을 위하여 앞선 U-dendrite 분급장치와 함께 경동형 도가니를 제작하였다. Fig. 2는 실험실규모(Fig. 1(a))와 공학규모(Fig.

1(b))의 경동형 도가니를 보여주고 있다. 실험실 규모의 경동형 도가니를 이용하여 U 용탕을 제조, 주형에 성공적으로 출탕함으로서 경동형 도가니의 우라늄 적용성을 확인하였다. 뿐만 아니라 공학규모장치에서는 Cu 용탕을 제조, 성공적으로 출탕함으로서 장치성능을 성공적으로 확인하였다.

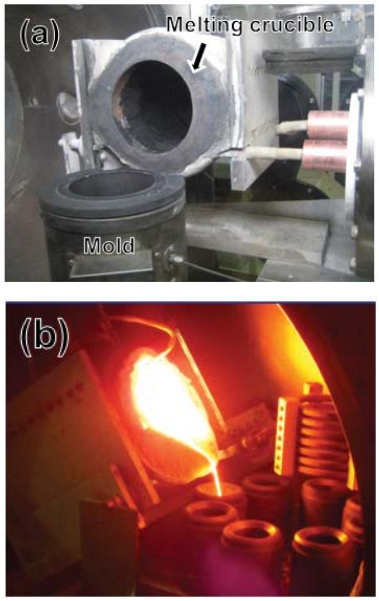


Fig. 2. A tilting-type melting crucible at (a) Laboratory scale and (b) Engineering scale.

공학규모의 U-dendrite 공급장치와 경동형 도가니를 사용하여 연속공정으로 U-ingot을 생산 시 약 50 kg-U/batch의 잉곳을 생산할 수 있다. 이 처리용량은 INL의 batch-type에 비해 월등히 높은 수치이다.

3. 결론

본 연구에서는 연속식 잉곳주조공정의 우라늄 적용성을 실험실규모의 장치에서 평가하고, 공학규모의 장치에까지 확대 적용하고자 하였다. 다음과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

- U-dendrite 분급용해방식를 이용하여 성공적으로 U-ingot을 생산함으로서, 분급용해방식의 우라늄 적용성을 확인하였다.
- Cu-chip을 이용하여 공학규모 분급장치의 성능을 성공적으로 확인하였다.
- 실험실규모 경동형 도가니를 이용하여 성공적으로 주형에 출탕함으로서, 경동형 도가니의 우라늄 용해 적용성을 확인하였다.
- 공학규모 경동형 도가니를 이용하여 성공적으로 Cu 용탕을 제조 및 출탕함으로서 장치성능을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력 연구개발사업의 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

LiCl-KCl 용융염에서 Mg 환원전극의 전기화학적 특성

류효열, 지현섭, 정상문*
충북대학교, 청주시 흥덕구 내수동로 52
*smjeong@chungbuk.ac.kr

1. 서론

고온 용융염 전해법은 다양한 금속염화물 및 산화물로부터 고순도 금속을 제조하기 위해 적용되고 있다[1]. 특히 사용후핵연료로부터 우라늄(U)을 회수하는 전해정련공정(Electrorefining)에서는 LiCl-KCl 용융염에서 전기화학적 반응을 이용함으로서 고체 우라늄에 덴드라이트 형상의 우라늄 전착물을 생성한다.

전해정련공정의 경제성 및 효율성을 증가시키기 위해서는 고온용융염 전해정련공정에 대한 전기화학적 거동 분석 및 시료에 대한 분석이 매우 중요하다. 따라서 본 연구에서는 LiCl-KCl 용융염에서 Mg 환원전극의 전기화학적 산화, 환원 특성을 파악하고, Mg-Li 합금을 형성하여 제조한 시료에 대해서 XRD 및 ICP 분석을 하였다.

2. 본론

2.1 시료 및 실험장치

본 연구에서는 용융염 매질로 무수화물 LiCl (순도 98.2%, SAMCHUN), KCl (순도 99%, SAMCHUN)를 사용하였다. 고온용융염 전해반응 시 용융염 매질로 사용되는 precursor인 LiCl은 흡습성이 매우 크기 때문에 고순도의 아르곤 분위기가 형성된 글로브박스 안에서 보관하여 수분과 공기와의 접촉을 철저히 차단하였다. Fig.1은 글로브박스의 설계도와 사진을 보여준다. 글로브박스는 전기분해 셀과 온도조절기, 아르곤 가스 유입구와 아르곤 및 염소 가스 배출구, 냉각수 장치로 구성된다.

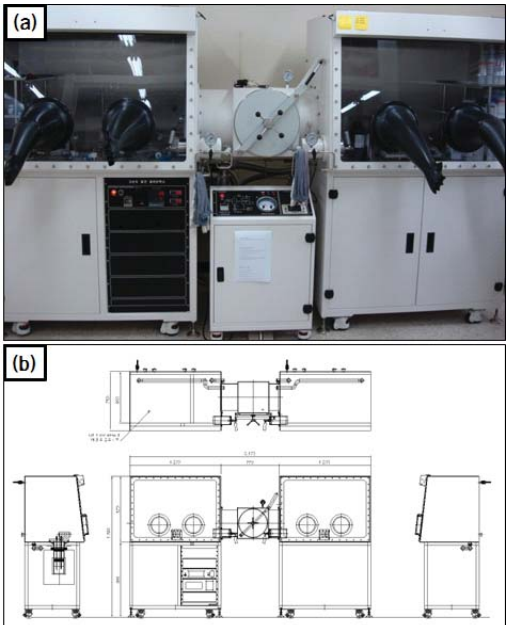


Fig. 1. (a) Photograph and (b) blueprint of glove box.

2.2 실험결과 및 고찰

LiCl-KCl 용융염에서 Mg 환원전극의 전기화학적 산화, 환원 거동을 분석하기 위해서 Cyclic voltammetry를 측정하였다. Fig. 2는 Magnesium wire 작업전극을 이용하여 2, 5 및 10 mV/s의 주사속도에서 측정한 CV 그래프이다. 전위가 주사되면서 약 -2.2V (vs.Ag/AgCl)에서 환원전류가 크게 증가하였다. 환원전류는 Mg wire에서 리튬이온이 전기화학적으로 환원되면서 발생하는 Underpotential deposition (UPD)를 의미한다. 전위주사방향이 역전되면서 Mg 및 Li 이온의 전기화학적 산화반응이 발생하였으며, 약 -1.8V의 전

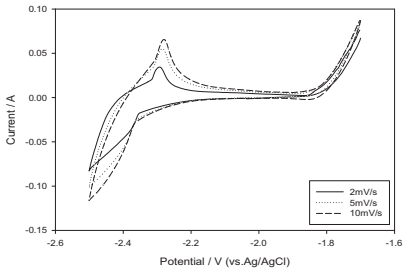


Fig. 2. Cyclic voltammograms of Mg wire at different scan rates in LiCl-KCl salts.

위에서는 Mg이온의 산화, 환원반응이 일어남을 확인할 수 있다.

Table 1은 LiCl-KCl 용융염에서 정전류 전해법을 이용하여 제조한 Mg-Li 합금의 ICP 분석결과다. 100-610 mA를 가해주어 제조한 합금의 성분을 살펴보면, 전류가 증가함에 따라 리튬 농도가 증가하고 마그네슘 농도가 감소한다. 합금시료에 포함된 리튬농도가 이론적으로 계산한 리튬농도보다 낮은 이유는 IR drop 및 전하전달저항에 의한 것으로 파악된다.

Table 1. The ICP analysis of all samples after galvanostatic electrolysis in LiCl-KCl molten salts

Applied current	Mg content (wt%)	Li content (wt%)	Theoretical Li content (wt%)
100mA	96.4	2.2	2.7
200mA	92.3	4.8	5.4
250mA	93.2	6.4	6.9
320mA	90.5	8.4	8.8
610mA	82.0	16.4	16.9

3. 결론

본 연구에서는 480℃의 LiCl-KCl 용융염에서 Mg 환원전극의 전기화학적 특성을 평가하였다. CV 측정을 통해서 Mg wire 작업전극에서 리튬이온의 환원반응과 관련된 Underpotential deposition (UPD) 현상을 확인할 수 있었다. 일정전류법을 이용하여 전기화학적으로 제조한 Mg-Li 합금의 ICP 분석을 통해서 Mg 및 Li의 성분을 분석하였다. 전류를 조절하여 Mg-Li 합금 내에 리튬의 농도를 제어할 수 있음을 확인할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부에서 주관하는 기술혁신사업의 지원으로 수행되었습니다. (과제번호 2011T00200211)

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, Vol.8, pp. 77-84, 2010

전해정련 염이송장치 특성 및 설계 개선/제작

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

1. 서론

고온에서의 염이송방법은 염이송 펌프에의한 방법, 중력(gravity) 에 의한 방법, 갑압식에의한 방법등이 있다. 이러한 염이송 방법중 염이송펌프에 의한 방법이 다른 방법에 비해, Impeller 회전속도를 조절함으로 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 또한 재현성이 우수하여 가장 좋은 염이송방법으로 분석되어 졌다[1,2]. 그러나 고온에서의 고온 펌프 재질의 부식성등 국내외 고온 염이송펌프의 제작이 불가하여 전해정련-제련 연계 염이송방법으로 감압식 염이송 방법을 선정하였다.

PRIDE 염이송장치는 고온의 LiCl-KCl 공용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 전해정련반응기내 300 kg, LiCl-KCl 공용융염을 감압 염이송한 후 전해제련조로 이송하기 위한 장치로 그림 1에서와 같이 염잉곳 제조장치, 염잉곳 분리장치 및 염잉곳 장입 후 및 전해제련조로 이송하는 염잉곳 장입 및 이송 장치로 구성되어있다. 본 연구에서는 ER 장치와의 연계성 및 장치의 원격 운전/운지 보수 특성을 고려하여 기제작된 PRIDE 염이송장치의 설계를 일부 수정하여 개선된 염이송장치를 제작 하였고, 제작된 염이송장치의 Blank 시험 및 성능시험을 수행중에 있다.

2. 본론

2.1 염이송 장치 특성 및 설계 개선

본 PRIDE 염이송장치의 설계 기준은 전해 제련 반응기의 용량이 60 kg 임을 고려하여 1cycle 당 염이송 처리용량을 60 kg로 설계하였고 10 kg 용량의 염잉곳 몰드 6개를 이용하여 turn table 방식으로 이동하여 연속적으로 감압 염이송된 염을 받아 일정 중량의 염 잉곳을 제조하도록 설계 및 제작하였다. 그러나, 연계 장치인 ER 장치의 운전의 효율성을 위하여 퍼네스와 전극 취급장치 리프트 프레임의 Ar cell 내 layout가 변경됨으로서 ER 반응기 상단에 염이송관 체결 방법이 Fig. 1 에서와 같이 변경됨으로 염이송장치의 설계변경이 불가피하게 되었다.

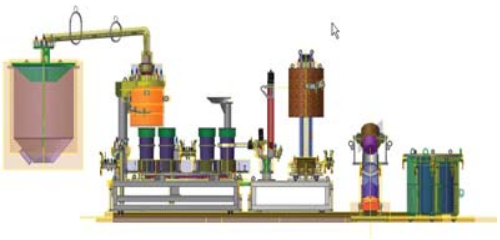


Fig. 1. 3D drawing of PRIDE salt transporter.

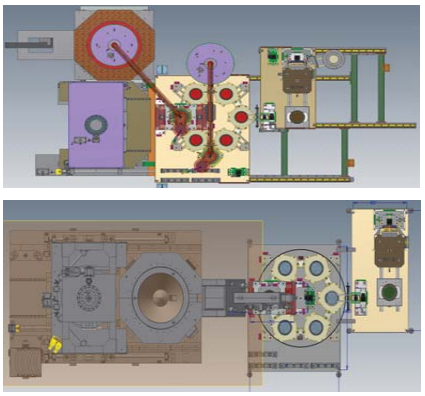


Fig. 2. Layout change of systems in Ar cell (upper: before, lower: after).

2.2 염이송 장치 Mock 시험

개선된 PRIDE 염이송 장치는 PRIDE Ar 셀내 반입전 원격 목업시설에서 장치의 원격성 시험을 수행하였다. 원격 목업시설에서 Ar cell내와 동일한 장치 layout에 장치를 세팅하여 목업시설내 원격 장치인 MSM 및 BDSM 등을 이용하여 염이송장치내 잉곳제조 프레임 및 장치내 설치된 Motor등 구성품들에 대한 원격 분리 및 재설치 시험을 수행함으로 염이송 장치를 PRIDE 시설 Ar셀내 반입 및 설치전 개선 제작된 염이송장치의 원격 운전 및 유지보수 시험을 수행하였다. 원격 목업시설내 설치된 개선된 PRIDE 염이송장치는 Fig. 3에 나타내었다.



Fig. 3. PRIDE salt transporter installed in Mock facility for remote test.

2.3 염이송 장치 반입 및 염이송관체결

PRIDE 시설내 Ar cell 내 장치 반입은 Fig. 4에서와 같이 Large transfer rock을 이용하여 반입되었고 Ar cell 내 설치된 Crane을 이용하여 셀내 염이송 장치 설치 위치로 이동되었다.

염이송장치 반입 후, ER 반응기상단에 염이송관의 원격 체결 시험을 수행하여 원격 취급장치인 MSM과 Crane을 이용하여 원격 체결됨을 확인하였다.

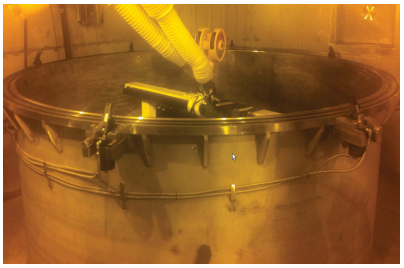


Fig. 4. Import of apparatus through large transfer lock.

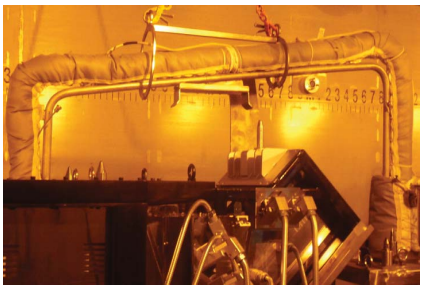


Fig. 5. Salt transport tube connection on the upper flange in ER reactor.

3. 결론

본 연구에서는, 고온의 LiCl-KCl 용융염계에서 전해정련반응기에서 U을 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후, 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위해 기제작된 PRIDE 감압식 염이송 실험 장치를 설계를 수정 및 보완하여 개선된 염이송장치를 제작하였다. 또한, 제작된 염이송장치를 PRIDE 시설 Large transfer rock을 이용하여 Ar cell 내로 염이송장치를 반입 및 설치하였고, Ar cell 내외에 설치된 Feedthro-ugh를 이용하여 장치 배선, 배관 및 utility line등의 설치 작업을 수행하였다. 앞으로, PRIDE 염이송장치의 blank 시험 및 원격 운전, 유지 보수 시험을 수행함으로 PRIDE 감압식 염이송 장치를 개선하고, PRIDE 염이송장치를 이용한 Salt를 이용한 염이송 실험을 수행함으로 전해정련-제련간 감압식 고온 염이송 기술을 개발하여, 연계 염이송 운전 체계를 구축할 예정이다.

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

전해정련 공정에서의 용융염 레벨 측정 장치

강현우*, 박성빈, 이성재, 진형주, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyunwookang@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱은 환경 친화적이며 핵비확산성이 부가된 기술로, 기존의 습식공정과 달리, LiCl-KCl을 사용하여 용융염 내에서 사용 후 핵연료 내에 존재하는 우라늄, 플루토늄, 그리고 마이너 악티나이드를 회수하는 공정이다. 이 공정은 전해환원, 전해정련, 전해제련, 그리고 폐기물 처리공정으로 구성되는데, 사용 후 핵연료의 약 93%를 차지하는 우라늄을 회수하는 전해정련 공정은 전체 파이로프로세싱 공정의 생산성 및 경제성을 결정하는 핵심 공정이다. 전해정련 공정에서는 전기화학을 이용하여 용융염 내에서 우라늄 전착물을 음극 표면으로 석출시킨다. 이렇게 석출된 우라늄 전착물은 20-30wt%의 잔류염을 함유하고 있어, 전해정련 공정이 진행되면서 용융염이 줄어들어, 용융염에 잠기는 음극과 양극의 면적이 달라진다. 공정의 효율을 유지하기 위해 일정 양의 용융염을 유지해야하므로, 공정의 매 배치마다 용융염의 레벨을 정량적으로 측정할 수 있는 방안이 확립되어야한다.

2. 본론

2.1 레벨 측정 기술

레벨 측정 기술은 크게 접촉식과 비접촉식으로 나누어 볼 수 있다. 접촉식 레벨 측정 기술로는 플로트식, 부력식, 차압식, 정전용량식, 전도도식, 기포식이 있고, 비접촉식 레벨 측정 기술로는 초음파식, 방사선식, 레이더식이 있다.

2.2 접촉식 레벨 측정 기술

플로트식 측정 기술은 액면상에 플로트를 띄워 플로트의 위치를 직접 측정하는 기술로, 추와 연동하는 와이어가 드럼에 감기면서 드럼이 회전, 드럼을 각 변위 검출기로 변위 측정하는 기술이다. 여러 종류의 액체 레벨 검출이 가능하며, 구조가 견하고, 수명이 길다. 고온, 고압 액체에 사용한다.

부력식 측정 기술은 물체가 액체 속에 완전히 혹은 일부분 잠기면 물체가 밀어낸 액체의 무게와 같은 크기의 부력이 물체에 작용하는 원리를 이용하여, 액체에 잠긴 부력기의 무게를 측정하여 액위를 측정하는 기술이다. 구조가 간단하고, 견하며, 고온, 고압에서 사용이 가능하다. 또한, 완충효과가 있어 안정적인 검출이 용이하다.

차압식 측정 기술은 탱크의 하부에 압력센서를 설치하여 액위에 따라 탱크하단의 압력변화를 측정하여 액위를 측정하는 기술이다. 액위는 높이와 비중에 비례하기 때문에 비중만 알면, 액위 측정이 가능히다. 공업용 프로세스용에 가장 많이 사용되며, 고압, 고온에 사용에 사용한다. 밀폐 탱크의 액위를 측정할 수 있으며, 액체의 밀도가 변화하면 측정 오차가 발생한다.

정전용량식 측정 기술은 탱크 내부에 전극을 설치하여 전극과 액위에 따라 탱크 사이의 정전 용량 변화를 측정하는 기술이다. 정전용량은 액면이 상승하면 증가하고, 반대로 액면이 하강하면 감소한다. 이러한 정전용량의 변화를 검출하여 액위를 측정한다. 도전성이나 비도전성 액체의 수위 측정에 모두 사용한다. 액체가 탐침에 부착되거나, 액체의 유전율이 변화하는 경우 오차가 발생하며, 저장 탱크는 전도성 물질이어야 한다.

전도도식 측정 기술은 두 개의 전극에 전압을 가하여 전극의 선단에 도전성 액체가 접촉하면, 전기적인 폐회로가 구성되고 전류가 통하면서 구동 되는 기술이다. 도전성의 유체에서만 사용이 가능하며, 레벨 스위치 기능을 한다. 전류제어회로가 필요하며 탱크의 상부 위치에 설치 사용한다. 부식성 물질에는 전극의 손상이 심하다.

기포식 측정 기술은 탱크 내에 퍼지관을 삽입하여 공기나 불활성 가스를 흘려, 퍼지관에서 기포가 발생하면, 파이프 내의 압력은 퍼지관 끝단의 정압과 같으므로, 이 압력으로 액위를 측정하는 기술이다. 공기 또는 불활성 가스가 측정 액체에 영향을 줄 수 있으며, 가스 차단 시 문제가 발생한다. 고온, 부식성, 고형물이 있는 액체에서 측정이 가능하다.

2.3 비접촉식 레벨 측정 기술

초음파식 측정 기술은 탱크 상부에서 초음파를 발사하여, 발사된 초음파는 반사되어 상부로 돌아온 반사파의 왕복 시간을 측정하여, 액위를 측정하는 기술이다. 공정 온도에 따라 오차가 발생하여 측정 온도 보정을 해야하며, 고압, 진공압에서는 측정이 불가능하다.

방사선식 측정 기술은 방사선 동위 원소에서 방사되는 감마선이 투과할 때 흡수되는 에너지를 이용하여, 탱크 벽을 통해 투과되는 방사선량을 측정하는 기술이다. 고온, 고압 용기 내의 레벨 측정이 가능하며, 액체, 분체의 레벨 측정이 가능하다. 법적 규제가 있으며, 취급상 주의가 필요하고, 고가인 단점이 있다.

레이더식 측정 기술은 초단파 (microwave) 주파수를 연속적으로 변하게 하여 탱크 내부에 발사 후, 액체에서 반사되어 되돌아오는 초단파와 발사된 초단파의 주파수차를 측정하여 액위를 측정하는 기술이다. 탱크 내 공기나 증기, 거품의 영향을 받지 않아, 고정밀 측정이 가능하다. 모든 액위, 극심한 공정 조건에 사용하며, 압력, 가스의 성질에 영향을 받지 않는다. 산업용으로 허가된 주파수 대역 사용을 사용해야한다.

2.4 레벨 측정 기술의 전해정련 공정에의 적용

전해정련 공정에서 사용되는 용융염은 500℃ 이상의 고온이므로, 비접촉식 레벨 측정 기술을 적용하는 것이 유리하다. 레이더식 측정 기술은 용융염을 오염시키지 않으며, 점도의 영향이 없고, 가동부가 없다는 특징뿐만 아니라, 유지보수 비용이 적고, 측정 길이 조정이 용이하고, 설치가 간편하다는 장점이 있다. 이러한 면에서 볼 때, 전해정련 공정에 레이더식 측정 기술을 적용하는 것이 바람직하다.

액체 측정용 레이더식 레벨 측정 장치의 경우, 날카로운 주사각 (발사각도)보다는 넓은 방사 면적에서 정확한 수위 측정이 중요하다. 또한, 레이더 펄스파의 난반사 및 굴절, 왜곡 현상 등을 고려하여, 설치 위치, 현장 조건 (온도, 압력)에 적합한 안테나를 선택해야한다.

3. 결론

전해정련 공정을 통해 석출된 우라늄 전착물은 잔류염을 함유하고 있어, 공정이 진행되면서 용융염이 줄어들어, 공정의 효율을 유지하기 위해 일정 양의 용융염을 유지해야한다. 이를 위해, 용융염의 레벨을 정량적으로 측정할 수 있는 방안이 확립되어야하며, 본 연구를 통해, 비접촉식 레벨 측정 기술인 레이더식 측정 기술이 가장 적합함을 도출하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.55-56, 2012
[2] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.73-74, 2012
[3] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.115-116, 2012

용해 조건에 따른 우라늄의 용융 특성 분석

이호세*, 장준혁, 강희석, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hellohose@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 사용후핵연료를 효과적으로 재활용하는 파이로공정(Pyroprocess)이 전 세계적으로 큰 주목을 받고 있다. 이미 미국, 한국, 일본, 인도, 중국 등의 여러 나라에서 집중적으로 연구가 이루어지고 있으며 원자력 선진국인 미국의 Argonne National Laboratory(ANL)에서 금속핵연료를 사용하는 Experimental breeder Reactor Ⅱ(EBR-Ⅱ) 원자로의 사용후핵연료를 처리하는 기술로 파이로 공정을 제안하였고 이에 대한 기술개발이 이루어졌다[1]. 이 중 핵심공정인 전해정련공정은 사용후핵연료의 약93%를 차지하고 있는 우라늄을 회수하는 주요 공정이다.

회수된 우라늄 전착물은 염증류공정을 거쳐 순수한 우라늄만 회수된다. 이때 얻어진 순수한 우라늄 전착물은 수백㎛~수㎜ 크기의 dendrite 형상을 띄게 된다. 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 필수적이다.

본 연구진은 우라늄 잉곳주조의 효율성을 극대화하기 위하여 연속식 잉곳주조공정을 개발하였으며, 실험실 규모의 박스 퍼니스(Box furnace)를 제작하여 실험조건을 확립하기 위한 연구를 수행하고 있다 [2,3]. 이에 본 연구에서는 효과적인 우라늄 용해 및 고품위 U-잉곳 회수를 위하여 용해조건에 따른 용융 특성의 이해가 필요하기 때문에 다양한 조건을 도입하여 실험을 진행하였고, 이 결과를 바탕으로 최적의 공정조건을 확립하고자 하였다.

2. 본론

2.1 Vaccum 분위기 용해

용해 Chamber의 분위기에 따라, 그리고 승온 속도 및 방법을 다르게 하여 실험에 임하였다. 일반적으로 많이 사용되는 용해방법 중 하나로, Box furnace에서 우라늄의 원활한 용해를 위해 내부를 10^{-5} torr이하로 진공을 뽑아 분위기를 만든 후 Heating rate 를 10℃/min 으로 하여 1400℃까지 승온하였고 이어 1hr 의 시간동안 유지하였다. 그 결과, Vaccum 분위기에서의 우라늄 용해 실험은 수분으로 인한 우라늄 표면의 산화로 인해 높은 온도에서도 우라늄이 용해되지 않는 것을 확인하였다.



Fig. 1. Obtained uranium after melting test in vacuum.

2.2 Ar charge의 영향

Ar 가스가 우라늄 용해에 영향을 주는지 알아보았다. 챔버내부에 흡착된 수분 탈착을 위하여 10℃/min의 승온속도로 300℃까지 도달 시킨 후 1hr 유지하는 진공배기 단계를 추가하였다. 이후 10℃/min의 승온속도로 1400℃까지 도달시킨 후 온도의 유지시간을 3hr로 늘렸다. Box furnace 내부 온도가 1400℃에 도달하는 시점에서 Ar charge를 함께 병행하였다.



Fig. 2. Obtained uranium after melting test in Ar charged atmosphere at the high temperature.

불활성 가스를 주입함으로 인해 우라늄 표면의 산화를 억제 할 것으로 기대하였으나 큰 효과는 없었다. 또한 Ar의 낮은 열용량으로 인한 열전달 매체로서의 효과를 기대기가 어려웠다.

2.3 장시간 진공배기의 영향

앞서 실험 결과에서 우라늄의 표면이 산화되어 녹지 않는 것으로 판단하여 Heating rate 를 5℃로 낮추어 반응시간을 길게 하였고 흡착수분의 탈착을 위해 300℃, 600℃에서 1hr씩 머물며 1400℃까지 승온하였다.



Fig. 3. Obtained ingot after melting test at low heating rate.

Fig. 3에서 보는 바와 같이 용해 내부물질이 밖으로 나와서 밑으로 흐르기는 하였으나 산화층을 깨지는 못했다. 내부에 흡착된 수분 및 산소를 충분히 제거해 주었음에도 불구하고 표면산화를 충분히 억제하지는 못하는 것을 확인하였다.

2.4 Ar 양압 charge의 영향

우라늄 표면의 산화현상이 우라늄 용해에 큰 방해요소가 되는 것을 확인 하였기에 Ar 가스를 양압으로 채워주어 산화억제 분위기를 만들어 주었다. 진공배기 후 Ar을 양압으로 charge 후 Heating rate 를 10℃/min 으로 승온하였고 1400℃에서 온도유지 시간을 3hr 주었다.

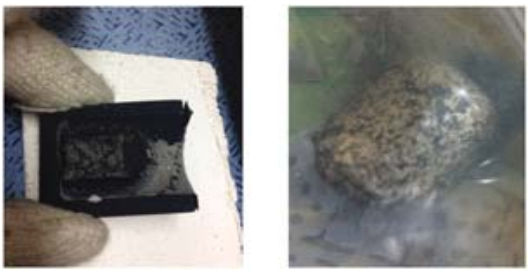


Fig. 4. Obtained uranium after melting test in Ar charged condition to positive pressure.

Fig. 4에서와 같이 산화층이 깨지고 우라늄 안에서 흘러 나온 것을 확인 할 수가 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 우라늄 용해연구의 최적의 공정조건을 찾고자 수행하였으며 이로 인해 파이로 공정에서의 잉곳주조장치를 이용한 우라늄 처리 작업에 큰 도움이 될 것으로 보인다.

다양한 분위기에서의 우라늄 용해 실험을 해본 결과, 소량의 우라늄을 용해시키기 위해서는 우라늄 표면의 산화층 생성억제가 중요하다는 것을 알 수 있었다. 산화억제를 위해 산소관리를 해야 하는데 진공배기 보다는 Ar 양압 charge의 효과가 큰 것을 확인 할 수 있었다. Ar의 열전달 효과는 거의 없었으며 우라늄을 소량 용해 하는데 있어서 열전달의 문제는 크지 않은 것을 확인 할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행 하였습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.45-46, 2012

[2] 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.287-288, 2010

[3] Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 8, No. 1, pp.85-89, 2010

염화 우라늄 제조시 반응기에서 액위 측정 방법

우문식*, 진형주, 김인태, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mswoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼염화우라늄(UCl_3)은 LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적으로 우라늄 전해정련시 전극 간 전위 안정화 및 순수한 우라늄금속을 전착시키기 위하여 전해정련조 전해질의 약 9wt%정도가 필요하다. UCl_3 제조방법은 다음 반응식과 같다.

- Cd 염소화반응

$$Cd + Cl_2 \rightarrow CdCl_2 \quad (1)$$

- U 염소화반응

$$3CdCl_2 + 2U \rightarrow 3Cd + 2UCl_3 \quad (2)$$

상기 반응식에서 1차적으로 카드뮴(Cd) 금속을 염소가스(Cl_2)와 반응시켜 제조된 이염화 카드뮴($CdCl_2$)를 다시 LiCl-KCl salt에 위치하는 우라늄 금속과 반응시켜 UCl_3을 제조한다.[1] 상기 반응은 반응기에서 동시에 일어나며, 우라늄 금속과 반응 후 우라늄 염소화 반응후 발생되는 카드뮴 금속은 비중차에 의해 반응기 하단으로 이동하여 다시 염소화반응을 거치게 된다. 염소화 반응은 600℃에서 염소가스를 카드뮴 층에 공급하며 공급관은 스테인레스 스틸(STS) 보호관 안에 외경 3 mm인 quartz 튜브를 삽입하였다.

제조된 LiCl-KCl-UCl_3 공융염에 잔존하는 카드뮴은 전해정련 공정에서 여러 가지 문제점을 발생시킨다. 따라서 본 연구는 제조된 공융염에 잔존하는 Cd와 $CdCl_2$의 잔존물을 제거하기 위하여 우라늄 바스켓에 우라늄 금속이 완전 반응하기 전에 염소가스 공급을 중단하고 salt 중의 잔존하는 $CdCl_2$와 충분히 반응을 시킨다. 그리고 salt에 잔존하는 Cd 금속 및 Cd 화합물을 증류시키기 위하여 Cd 층과 층분리를 위하여 염소화 반응기로부터 상등액인 salt를 잔존 카드뮴 증류 반응기로 이송하여야 한다. 이때 salt 층을 Cd층으로부터 분리시키기 위하여 액위를 정확히 측정할 필요가 있다. 따라서 본 실험은 전기 전도도식 액위 측정법을 사용하여 액위 측정 예비 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 실험

실험장치는 Fig. 1 과 같고 장치는 원형의 실린더에 스테인레스 봉(직경 3 mm)인 2개의 전극을 사용하였고, 전해액은 증류수를 사용하였으며 음극과 양극 사이에는 0.5, 1, 2, 3 cm 간격으로 각각 액위의 높이를 측정하였으며, 저항측정 멀티미터(Hewlett packard 34401a multimeter)를 사용하여 측정 하였다.

전해질의 액위는 아래 그림과 같이 처음의 높이 2.5 cm와 2.9 cm의 일정한 간격으로 높여가며 측정하였다.

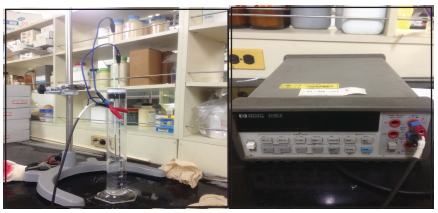


Fig. 1. Experimental equipment to measure of resistance.

2.2 실험 결과

아래의 그림2는 전극의 간격을 1 cm 한쪽 전극은 전해질에 고정, 다른 한쪽의 전극 표면의 높이를 변화 하였을 때 액위에 따른 저항값의 변화를 보여주고 있다.

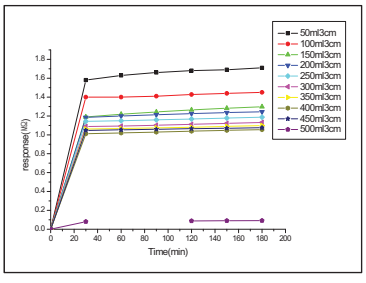


Fig. 2. Graph of liquid level vs. resistance.

상기 그림에서 액위에 따른 전극간 저항값의 변화를 확인하였으나 액위 변화에 대한 저항값의 변화는 크지 않았다. 그러나 전극의 높이 조절을 하여 일정량의 액위까지 층분리를 할 수 있는 가능성을 확인 하였다.

3. 결론

UCl_3 제조를 위한 염소 반응시 LiCl-KCl-UCl_3 salt에 잔존하는 Cd금속 제거를 위하여 salt 층과 Cd 층의 층분리를 위한 salt 이송시 전극을 이용한 전도도식 액위 측정방법을 사용하여 저항을 측정한 결과 두 전극 중 하나의 전극 높이를 조절하여 액위 측정 가능성을 확인 하였다.

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

압축성형방법을 이용한 U-dendrite의 용해방식 고찰

강희석*, 장준혁, 이호세, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hskang1@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. 회수된 우라늄 전착물은 염증류공정을 거쳐 순수한 우라늄만 회수된다.

이때 얻어진 순수한 우라늄 전착물은 수백㎛~수㎜ 크기의 dendrite 형상을 띄게 된다. 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 필수적이다[1,2].

일반적으로 Bulk 형태의 재료는 용해가 용이하나, 입자형태의 재료는 피가열체의 열전달이 어려워 직접 용해하기 쉽지 않은 것으로 알려져 있다. 또한 U-dendrite의 산화성이 매우 강하여 입자형태로 직접 용해 시, 표면산화로 인하여 용해가 매우 어려운 현실이다.

이러한 어려움을 극복하기 위하여, 본 연구진은 U-dendrite의 열전달 거동을 개선할 뿐만 아니라 표면적을 줄여주어 산소와의 반응을 억제하기 위하여 용해재료를 압축성형하는 방안을 도입하였다. 미세한 파우더 형태의 U-dendrite는 tap density가 1 이하로 U-bulk의 1/20에 불과하다. 이는 U-dendrite 압축성형이 충분히 가능함을 제시해주고 있다. 이에, 본 연구에서는 U-dendrite의 압축성형성을 평가하고, 압축성형된 U-dendrite의 용해가능성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 U-dendrite의 압축성형성

글로브박스 내부에 압축성형장치를 설치하여 U-dendrite의 압축성형성을 평가하였다. 염증류 후 얻어진 순수한 U-dendrite를 압축성형 재료로 사용하였고, 30 ton 규모의 유압 Jack을 이용하여 압축하였다.

Fig. 1은 압축성형 전(Fig. 1(a))과 후(Fig. 1(b))의 U-dendrite를 보여주고 있다. 그림과 같이 Powder형태의 U-dendrite를 성공적으로 압축성형하여 약 300g의 ingot 형태로 제조할 수 있음을 확인하였다. 반복 압축성형을 통하여 압축된 U-dendrite의 density를 분석해 본 결과 10.7 g/cm^{3}으로 계산되었다. 이는 U-dendrtie를 10배로 압축 성형할 수 있음을 잘 보여주고 있다. 이렇게 압축성형된 U-dendrite는 미세입자 형태의 U-dendrite에 비해 계량이 쉬울 뿐만 아니라 이송 및 보관이 용이한 장점을 가지고 있다.

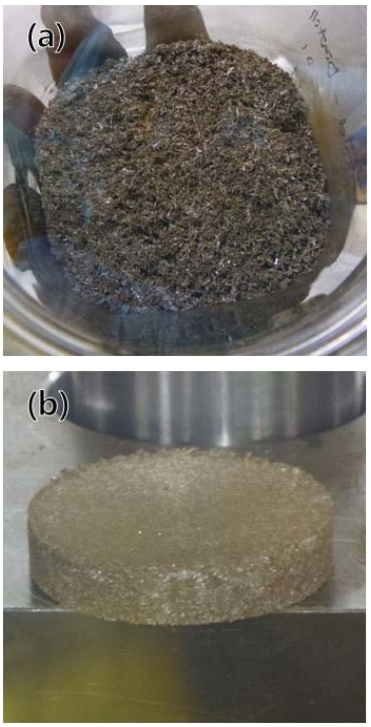


Fig. 1. U-dendrite (a) before and (b) after compression molding.

2.2 압축성형된 U-dendrite의 용해성 평가

U-dendrite를 반복적으로 압축성형하여 얻어진 U-dendrite를 이용하여 용해가능성을 평가해 보았다. 약 3kg의 압축성형 U-dendrite를 Y_2O_3로 표면코팅된 흑연도가니에 넣은 후 고주파 유도로에 장입하였다. 용해챔버를 5 x 10^{-2} torr의 압력 이하로 진공배기 후 1400°C의 온도까지 승온하였다. 1400°C의 온도에서 2시간 유지 후 진공분위기에서 냉각하였다. 실험결과 얻어진 U-잉곳을 그림 2에 나타내었다.



Fig. 2. Obtained U-ingot after melting test.

Fig. 2는 압축성형된 U-dendrite를 이용하여 U-ingot을 성공적으로 제조할 수 있음을 잘 보여주고 있다. 잉곳제조 시 약 3wt%의 Loss 가 발생하였는데, 이는 INL에서 보고된 수치와 유사한 값이다. 이러한 결과는 압축성형방식으로 U-ingot을 효율적으로 제조할 수 있음을 잘 보여주고 있다.

3. 결론

본 연구에서는 미세 U-dendrite의 압축성형성을 평가하고, 압축성형된 U- dendrite의 용해가능성을 확인하였다. 그 결과 다음과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

- 미세 U-dendrite를 성공적으로 압축하여 10 g/cm^3 density U-dendrite 덩어리를 제조하였다.
- 약 3kg의 압축성형된 U-dendrite를 이용하여 성공적으로 U-ingot을 제조하였다.

이와 같이 압축성형된 U-dendrite를 이용하여 잉곳을 제조 할 경우, U-dendrite의 계량 및 보관이 용이할 뿐만 아니라 주조장치의 크기를 획기적으로 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

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

다중배열 전해정련장치를 이용한 전해정련

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

1. 서론

사용후핵연료 처리를 위한 건식 파이로프로세스 중 전해정련 공정은 사용후핵연료의 대부분을 차지하는 우라늄을 회수하는 공정으로 파이로프로세스의 경제성을 좌우하는 핵심 공정이다 [1]. 전해정련 공정에서 사용후핵연료는 금속 바스켓에 담겨져 고온의 LiCl-KCl 공융염 중으로 전기화학적으로 용해되고, 캐소드 전극에 순수한 우라늄만이 전착된다 [2].

그러나 파이로프로세스 상용화를 위해서는 대용량, 고효율의 장치 개발이 필요한 상황이다. 따라서 전해정련 장치의 처리용량 증대 및 전류효율 증대를 위한 연구가 한국원자력연구원을 비롯한 국내외 많은 연구자들에 의해 수행되고 있다. [3-5]. 최근 연구에서는 전해정련장치 고용량화를 위하여 여러 개의 전극을 이용한 다중배열 전해정련장치를 개발하는 연구가 진행 중에 있다.

따라서 본 연구에서는 다중배열 전해정련장치 개발에 대한 기초 연구로, 다중배열이 가능한 전해정련장치를 제작하여, 다중배열에 따른 전착특성을 평가하고자 하였다. 이를 위하여 전극간 거리 및 전극 개수에 따른 전착특성을 분석하였다. 이를 통하여 고용량 다중배열 전해정련장치의 설계 및 운전조건을 도출하고자 하였다.

2. 실험방법

본 실험은 다중배열이 가능한 전해정련장치를 이용하여 연구를 수행하였다. 다중배열 전해정련장치는 Fig. 1에 보는 바와 같다. 실험의 편의를 위하여 우라늄 대신 Cu를 이용하여 실험을 수행하였다. 3전극 전기화학셀은 Cu를 포함하는 stainless steel 바스켓을 대전극 (counter electrode; CE)으로, 순수한 Cu가 전착되는 stainless steel 판을 작업전극 (working electrode; WE)으로, Ag/AgCl (saturated) 전극을 기준전극 (reference electrode; RE)으로 각각 사용하였고, 전해질은 5wt% $CuSO_4$ 수용액을 사용하였다.



Fig. 1. Multi-array electrorefiner.

먼저, 단일 배열 Cu 전해정련 실험에서 얻은 anode 및 cathode에 인가되는 전류 및 과전압을 분석하여 전극 거리 및 전극 무게에 따른 전해정련 특성평가를 수행하였다. 다음으로 다중배열 (3중배열, 5중배열 및 7중배열)에서 각 전극에 인가되는 전류 및 과전압으로부터 다중배열에 따른 전해정련 특성평가를 수행하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 단일배열 전해정련

다중배열 전해정련장치의 최적화를 위해서는 anode와 cathode 거리에 따른 전착특성 평가가 중요하므로, 먼저 anode와 cathode가 하나만 존재하는 경우에서 Cu의 전해정련 특성을 평가하였다. 이 실험을 위하여 실험장치의 각 전극에 인가되는 전위(또는 전류)는 bus-bar를 통하도록 설계하였다.

Fig. 2는 단일배열에서 인가된 전류(a)에 따른 anode 및 cathode의 전위변화(b)를 나타내고 있다. 1 A의 일정한 전류가 인가되면, 각 전극의 전위는 전극 표면의 농도 변화에 따라 변하다가 일정한 값인 정상상태에 도달하게 된다. Fig. 2(b)에서 보는 바와 같이, anode 및 cathode의 전위는

전착 시간에 따라 감소하다가 일정한 정상상태에 도달함을 알 수 있다.

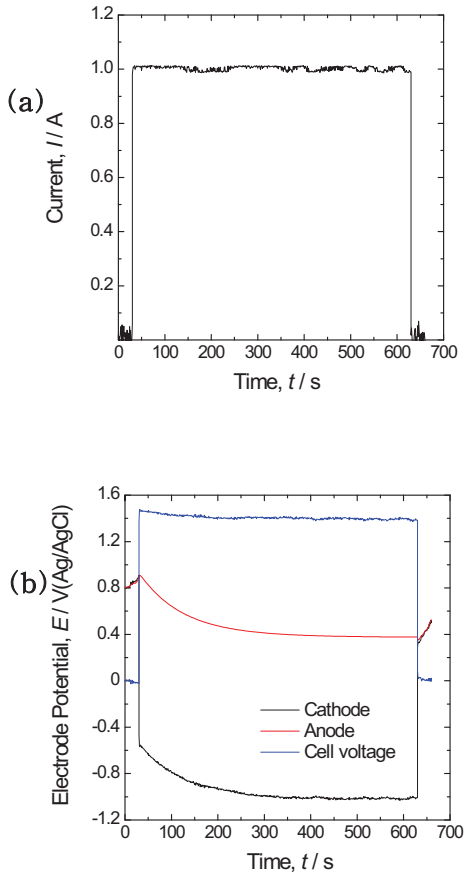


Fig. 2. (a) Current applied to the cell and (b) changes of the cathode potential, anode potential and cell voltage with time.

여기서 주목해야 할 점은 anode와 cathode의 전위 변화 양상이 거의 유사하여 전체 cell voltage는 거의 일정하게 유지된다는 것이다. 이는 Cu의 용해 및 전착에 따른 농도변화가 양쪽 전극에서 거의 유사하게 이루어지기 때문으로 판단된다.

3.2 다중배열 전해정련

단일배열의 결과를 바탕으로 anode와 cathode를 3중, 5중 및 7중으로 배열하여 전해정련을 수행하였다. 이때 각 전극에 인가되는 전류 및 과전압은 multimeter를 이용하여 전해정련 중에 측정하였다.

전해정련 실험 결과, 다중 배열의 경우 배열 위치에 따라 인가되는 전류가 달라져 전착되는 Cu의 양이 달라짐을 확인하였다. 특히 7중 배열의 경우 (anode 4개, cathode 3개), 중앙의 cathode보다는 양 끝단의 cathode에서 전착량이 많음을 확인하였다.

4. 결론

본 연구에서는 다중배열 전해정련장치 개발에 대한 기초 연구로, 다중배열에 따른 전착특성을 평가하고자 하였다. 실험결과 다중배열의 경우 인가되는 전류는 전극의 위치에 따라 차이를 보임을 알 수 있었다. 이 결과는 향후 전해정련 연구개발 및 고용량 다중배열 전해정련장치의 설계 및 운전조건 결정에 활용될 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

[1] 강영호, 양역석, 황성찬, 이홍기, Applied Chemistry, Vol.2, No.1, pp.508-511, 1998

[2] J.L. Willit, W.E. Miller, J.E. Battles, Journal of Nuclear Materials, Vol.195, pp.229-249, 1992

[3] T.C. Totemeier, R.D. Mariani, Journal of Nuclear Materials, Vol.250, pp.131-146, 1997

[4] K. Serrano, P. Taxil, Journal of Applied Electrochemistry, Vol.29, pp.505-510, 1999.

[5] M. Iizuka, K. Uozumi, T. Ogata, T. Omori, T. Tsukada, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.46, pp.699-716, 2009

PRIDE 전해정련장치 운전효율을 위한 개선 및 원격 운전성 평가

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

1. 서론

사용후핵연료를 처리하는 건식공정으로 개발 중인 파이로프로세싱은 경제성, 친환경성 및 핵비확산성 등의 장점으로 인해 차세대 원자로 개발을 수행하는 원자력 선진국들의 많은 관심을 갖고 있으며, 이를 검증하기 위해 많은 연구들이 수행되고 있다. 한국원자력연구원 또한 파이로프로세싱의 실증을 위해 cold test 시설인 PRIDE(PyRoprocessing Integrated inactive DEmonstration facility) 시설을 구축하고 공학규모의 각 단위공정의 장치들을 설치하였다 [1]. 파이로프로세싱의 중요한 공정 중 하나인 전해정련공정은 사용후핵연료의 약 93% 우라늄의 대부분을 회수하는 공정으로 PRIDE 시설에 공학규모 전해정련장치를 설계 제작하여 설치하였다. 전해정련장치는 공정 흐름 상 전 공정인 전해환원공정으로부터 금속전환체를 공급받고 후속공정인 염증류공정 및 염이송공정과 연계되어 있으므로 이를 고려하여 설계를 진행해야 하므로 다른 공정 장치와 비교하여 상당히 복잡한 구조로 설계 및 제작이 이루어졌다. 초기 원격운전성과 전후공정과의 연계성 평가를 통해 알곤셀에서 보다 원격 운전을 단순화하며 연계성 향상을 위한 방안을 고려할 수 있었다. 이번 연구에서는, 이러한 개선 방안을 토대로 원격 운전성과 후속공정과의 연계성을 향상시킨 PRIDE 전해정련장치의 설계 개념을 도출하며, 이로부터 개선/제작된 전해정련장치에 대해 원격 운전성을 평가하고자 하였다.

2. PRIDE 전해정련장치 개선 방안

2.1 전해정련장치 개선 이슈

초기 PRIDE 시설에 설치된 공학규모 전해정련장치는 Fig. 1에서 보는 바와 같이 설계 및 제작이 진행되었다. 염이송장치와의 연계로 인해 전착물회수장치를 좌측으로 배치하였고 이로 인해 길이의 제한이 있는 염이송관이 정련장치의 전해조에 접근 가능하도록 전해조가 셀 뒤쪽으로 이동하도록 설계하였다. 이로 인해 전극어셈블리를 전해조에 장착/탈착하며 전극 교환을 원활히 원격 운전하도록 리프트프레임을 설계하였고 좌우로 구동되도록 하였다. 한편, 리프트프레임의 좌우 구동을 위한 모터가 전면부에 보이는 볼스크류에만 힘을 전달하고 후면부에는 따라오도록 설계되어 있어서 리프트프레임 구동시 프레임의 변형 및 원활하지 않은 구동 등의 이슈를 확인하였다. 그리고 전극어셈블리의 양극 바스켓과 음극 모듈을 교환 및 유지보수를 위해서는 전극교환장치가 Fig. 1과 같이 배치되나 염이송시에는 염이송장치의 접근을 위해 장치 후면 빈 공간으로 이송을 해야 한다. 위와 같이 우라늄 전해정련공정 운전과 후속공정인 염이송공정과의 연계를 위해 다수의 구동 설계로 운전이 복잡하게 되었고 장치의 손상이 발생할 위험이 커지게 되어 결국 공정 효율을 감소시키는 결과를 초래할 수 있다. 이를 개선하기 위한 방안들을 다음 2.2절과 같이 도출할 수 있었다.

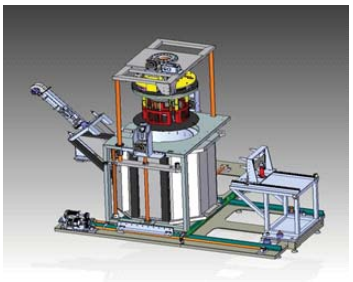


Fig. 1. Schematic diagram of PRIDE electrorefiner before modification.

2.2 전해정련장치 개선 방안

앞 절에서 논의된 전해정련장치의 구동의 복잡성과 원격 접근의 어려움, 그리고 후속공정인 염이송공정과의 연계성 이슈들을 해결하기 위해 Fig. 2와 같이 전해조와 리프트프레임의 위치를 변경하여 설계하였다. 전해조의 위치가 후속공정의 염이송장치와 가까이 위치함으로써 전해조를 뒤로 구동하지 않고 고정시킴으로써 전해조를 구동하는 모터와 관련된 장비 등의 생략으로 장비

의 단순화 및 원격운전의 간소화를 이룰 수 있었다. 여기서 염이송관을 전해조에 장착할 때 전착물회수장치의 간섭이 발생하게 되는데 이 때 전착물회수장치를 개선하여 이 문제를 해결하였다. 기존의 전착물회수장치는 버켓이 전해조 배출구에 위치하여 전착물회수장치를 전해조로부터 분리하기 위해서는 크레인 등 원격취급도구로 45도로 분리해야 하는 어려움이 있었지만, 전착물회수장치의 버켓의 스트로크를 연장하여 버켓이 전해조의 배출구에서 전착물회수장치 안쪽으로 위치하도록 함으로써 전착물회수장치 자체를 바로 수직으로 분리가능하도록 개선하였다. 이를 통해 염이송장치의 염이송관이 전착물회수장치의 간섭없이 정련장치의 전해조에 장착 가능하도록 하여 후속공정과의 연계성을 향상시켰다. 그리고 전해정련장치에서 전해조가 후면으로 이동하지 않고 고정되어 있으므로 장치의 후면공간의 여유로 인해 리프트프레임을 보강하고 리프트프레임의 구동방식을 전면부 뿐 아니라 후면부까지 같이 구동되도록 개선하였다. 또한 전극교환장치가 리프트프레임쪽으로 위치함으로써 염이송장치와의 간섭이 없이 고정된 위치를 확보하여 전극교환 운전에 대한 원격 운전 안정성을 확보할 수 있었다.

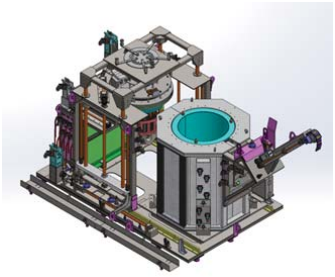


Fig. 2. Schematic diagram
of improved PRIDE electrorefiner.

3. PRIDE 전해정련장치 원격운전성 평가

3.1 리프트프레임의 의한 전극어셈블리 이송

전해정련공정 전처리 및 후처리 공정시 전해조에 장착된 전극어셈블리를 전해조로부터 분리하여 전극을 교체한 후 다시 전해조에 장착하는 조업이 정련공정 중 가장 빈번히 수행해야 하는 조업이다. 이를 원활하게 수행하기 위해 Fig. 3에서 보는 바와 같이 리프트프레임의 상하좌우 구동을 통해 전극어셈블리를 전해조로부터 분리/장착하는 시험을 수행하였다. 이때 위치제어가 중요한데 이를 위해 리미트 센서를 장착하였으며 리미트 센서 또한 유지보수를 위해 모듈화 하여 원격으로 유지보수가 가능하도록 개선하였다.



Fig. 3. Remoe operation of the electrode assembly
by the lift-frame driving.

3.2 전극 교환

전해정련공정의 하나의 배치공정이 마무리되면 양극바스켓 내 금속이 용해되어 새롭게 금속전환체를 공급을 해야 하므로, 전극어셈블리를 전해조로부터 분리하여 환원공정으로부터 금속전환체가 채워진 양극바스켓으로 교체해야 한다. 이를 원격으로 시험하기 위해 Fig. 4에서 보는 바와 같이 전극교환장치를 이용하여 전극어셈블리로부터 양극바스켓을 분리하고 장착하는 시험을 성공적으로 수행할 수 있었다.



Fig. 4. Remote operation of exchange of the anode basket.

4. 결론

PRIDE 전해정련장치의 전해조와 리프트프레임의 위치를 변경하고 리프트프레임 구동방식 개선 및 전착물회수장치의 개선으로 전해정련공정의 원격 운전성 단순화 및 후속공정과의 연계성 향상을 통해 공정의 효율을 향상시킬 수 있다.

5. 참고문헌

[1] 김인태 등, “PRIDE 일관공정장치 제작구축”, KAERI/RR-3401/2011, 2011

PRIDE 전해정련장치의 유지보수를 위한 원격 운전성 평가

진형주, 박성빈, 강현우, 김정국*
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*Jinhyoung@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공학규모 일관 공정 시험 시설인 PRIDE (pyroprocess integrated inactive demonstration facility)에서는 대형 아르곤셀의 산소 및 수분 불순물 농도를 각각 50 ppm 이하로 유지하기 위하여 아르곤 공급, 냉각, 순환 및 정화시스템이 구성되어 있다.(1)산소와 반응하여 산화되는 우라늄 전착물을 보호하기 위해 산소 및 수분이 없는 Ar-cell 내에 설치된 PRIDE 전해정련 장치는 사용 후 핵연료 내에 포함된 다량의 우라늄을 회수하는 공정장치로 최근 한국원자력연구원에서 50 kgU/batch 용량의 고효율 전해정련반응기 이다.(2) PRIDE Ar cell 내에 설치된 전해정련 공정 장치는 장치의 유지보수를 위해 원격운전성 평가에 사용되는 크레인(Crane) 과 MSM(Master Slave Manipulator), BDSM (Bridge transported Dual arm Servo- Manipulators)을 이용하여 원격으로 운전하여 사용하게 되며, 이러한 원격 장치의 사용에 따른 시야확보 및 결합체결의 편의성이 우수한지, 또한 실험 중 문제 발생으로 각 장치의 LTL(large transfer lock)을 통해 Ar-cell 내부에서 외부로 장입/회수 등의 유지보수가 순조롭게 진행되는지를 확인하였다.

2. 본론

2.1 원격 운전 유지보수 절차

전해정련장치의 유지보수 관련 주요 동작부의 경우 총 6(1. 각 구동 모터 유지보수, 2. 리프트프레임, 3. 전착물회수장치, 4. 전해조, 5. 전극교환장치 및 케이블중계박스, 6. 바닥플레이트 등의 분리/조립)가지이며 7. 조립으로 진행하였다. 장치의 세부과정엔 1. 전착물회수장치 구동모터 및 센서선 케이블 분리하여 모터의 인양고리를 crane의 hook에 장/탈착, 2. 전극어셈블리 전해조 장착과 각 케이블커넥터 및 센서선 제거, 임팩트를 이용한 리프트프레임 고정볼트 해체한 후 리프트프레임의 인양고리를 crane의 hook 에 장/탈착, crane을 이용하여 리프트프레임을 LTL로 반출. 3. 버켓의 전착물회수장치 내로의 이동 여부 확인, 각 케이블커넥터 및 센서선 제거, 임팩트를 이용한 전착물회수장치 고정볼트 해체, 전착물회수장치의 인양고리를 crane의 hook에 장/탈착 후 반출. 4. 전극어셈블리 및 리프트프레임을 전해조밖으로 이동 각 전원케이블 및 thermocouple제거 전해조의 인양고리를 crane의 hook에 장/탈착 후 반출. 5. 전극교환장치 및 케이블중계박스에 연결된 케이블 모두 장/탈착, 임팩트렌치를 이용한 전극교환장치 및 케이블중계박스 고정볼트 해체/조립, 전극교환장치 및 케이블 중계박스의 인양고리를 crane의 hook에 장/탈착 및 반출 6. 임팩트렌치를 이용한 바닥플레이트 연결 고정 볼트 해체/조립 리프트프레임 전용 바닥플레이트의 인양고리를 crane의 hook에 장/탈착 및 거치대 장/탈착 전해조 전용 바닥플레이트이 인양고리를 crane의 hook 장 /탈착 후 반출 7. 전해조용 바닥플레이트, 리프트프레임용 바닥 플레이트, 전극교환장치/중계박스, 전해조, 리프트프레임, 전착물회수장치 등 재위치 장착 등으로 진행하였다.

3. 결과

3.1 원격 운전 유지보수 개선 결과 평가

절차의 동작부 1번부터 7번까지의 순서로 결과를 평가 하였다. 먼저 구동 모터 및 센서선 케이블 분리/장착에서는 임팩트렌치와 BDSM을 이용하여 고정 볼트 억세스 하였으나 잡는 부분의 불편으로 대안이 필요 할 것으로 평가되었으며, 다음의 리프트프레임 반출시 인양 고리를 crane hook에 장/탈착하여 위로 들어 올린 후 프레임이 회전하지 않도록 MSM으로 잡아 흔들림을 억제하였다. 전착물 회수장치와 전해조분리장치도 같은 방법으로 진행할 수 있음을 확인하였다. 아래 Fig. 1에서와 같이 전극교환장치 및 케이블중계박스 와 바닥플레이트, 전극교환장치/중계박스, 전해조, 리프트프레임, 전착물회수장치등의 순서대로 수행평가을 보여주고 있다. 염이송장치와의 연계

문제가 되는 바닥플레이트장치의 정위치는 crane, MSM으론 정 위치를 잡을 수 없었으며, 대안으로 바닥에 가이드핀에 따라 위치를 바로 잡을 수 있게 하였다.

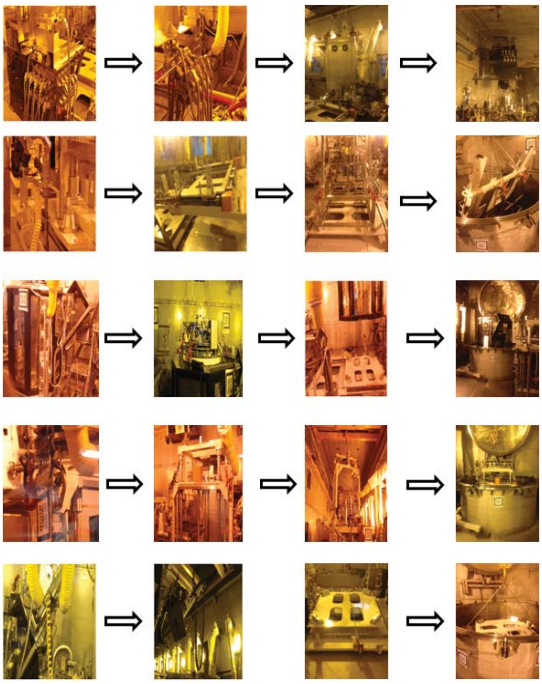


Fig. 1. performance evaluation item and process.

4. 결론

PRIDE Ar cell 내에 설치된 전해정련 공정 장치의 각 unit의 유지보수 결과 비교적 잘 결합해체됨으로서 유지보수가 양호하게 진행됨을 확인할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부에서 주관하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술발표회 논문양식, Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 8(1), p. 71-76, 2010

[2] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문, Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 11(1), p.173-174, 2013

PRIDE 염탈수정제장치 제작설치 및 성능시험

정정환*, 황성찬, 김인태, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

전해정련 공정은 PRIDE (공학규모 파이로 일관 공정(Cold)시험시설) 내 중요한 역할을 하는 공정으로서 전해환원 공정을 통하여 산화물상태인 PWR 사용후핵연료를 금속으로 환원시킨 금속전환체로부터 순수한 우라늄을 선택적으로 회수하는 기능을 갖는 고효율 전해정련장치에서 이루어진다. 본 장치에서 전해질로 사용되는 LiCl-KCl은 내방사선성이 우수하고, 높은 전기전도도 뿐만 아니라 넓은 전기화학포텐셜 범위를 가지고 있어 파이로공정에서 널리 사용되고 있으나 공학규모의 장치를 운전하려면 구입비용이 많이 든다. 따라서 보다 저렴한 LiCl 및 KCl 염을 각각 구매하여 이를 공융염으로 제조하여 공급하고자 염탈수정제장치를 제작하였으며, 성능 테스트를 수행하였다.

2. 본론

글로브 박스 1단에서는 수분 제거와 공급되는 염을 혼합 제조하는 목적으로 LiCl , KCl의 원료 물질이 최초 챔버를 통하여 내부 전기로에 투입되면 전기로는 800℃ 이하로, 이를 혼합하는 믹서는 0~30 rpm 속도를 조절하여 서서히 용융을 시키면서 수분측정센서에 연결된 진공 펌프를 작동하여 수분 제거가 진행되며 용융되면서 혼합된다. 500℃이상의 고온에서 용융, 혼합된 공융염은 전자식 차단밸브를 통해 보다 낮은 높이에 위치한 글로브 박스 2단내에 설치된 잉곳용기에 주입된다. 잉곳용기는 타이머가 부착된 턴테이블위에 위치한 6개의 용기에 1.2 kg 씩 담아지게 하였으며 Vacuum Oven을 반대편에 제작하여 200도를 유지하게 하여 냉각 및 탈거가 용이하게 보관 하도록 하였으며 내부는 수분이 최대 7 ppm 이하 되도록 제어하였다. 제조된 공융염 잉곳은 글로브 박스 3단으로 보내져 PRIDE의 알곤셀내로 이동하기 위해 이동용 원격 바스켓에 담는데, 이동용 원격 바스켓은 3단 글로브 박스 하단과 체결되고 탈부착이 용이하도록 에어실린더를 장착하여 이동성을 고려하여 높이 조절을 하게 하였다.



Fig. 1. Development of LiCl-KCl eutectic salt fabrication equipment.

성능시험 테스트는 전기로 내부 온도가 1000℃ 이하로 설정하고 글로브 박스는 최대 700℃ 이하로 유지시켜 내부 분위기를 경우에 따라 휴대용으로 시험하여 기밀 및 습도를 측정, 제어하였고, total 염량 30 kg를 기준으로 (LiCl:13.5 kg, KCl:16.5 kg) 59mol% : 41mol%을 투입하여 혼합염을 완전히 채운 후 순차적으로 온도를 올리면서 시험하였다.

이송 컨테이너는 중심하부 발란스 조정 및 고정 받침과 이동시 크레인에 견인이 원활하게 될 수 있도록 상부에 고리를 부착하고 PRIDE 에 결정물 이송 투입 후 반출시 쉽게 제염이 가능하도록 표면 거칠기를 상향조정 하였다. 상부에 이동고리 부착 및 이동체인을 제공하고 이송 켄테이너 하부 Lid 에 원격 Impact Drill 을 이용하여 개폐를 할 수 있게 하였고 잉곳이 하부로 낙하 배출시 전해정련장치의 전해조에 염 잉곳의 충격을 최소하기위하여 전해조 상부에 탈/부착용 보조 Hopper를 제작하여 사용 하였다.

3. 결론

본 장치의 활용성은 프라이드 알곤셀에 설치된 전해정련장치에 필요한 전해질인 Eutectic LiCl-kCl salt가 가격이 높은데 반하여 LiCl, KCl 염의 경우 미리 공융염 으로 혼합하는 과정이 필요하지만, 이러한 혼합 공융염을 제조하여 불순물의 주종을 이루는 수분을 고온 탈수하여 필요한 양의 전해질을 공급을 하면 전해정련장치 1회 소요량을 기준으로 LiCl-kCl 공융염 가격 대비 약 1/7 (2011 구입가 기준)로 구입비를 감소시킬 수 있어서 경제적인 효과가 크며 원천기술 확보에 기여를 할 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김정국 외 “ HT 전해정련 시스템개발에 관한 연구” KAERI/RR-2801/2006; 3132/2009;3400-2011

[2] 서중석 외 “사용후핵연료 관리 이용 기술개발” KAERI/RR-2773/2006

용융염 다단추출공정의 전산모델 개발

김광락*, 안도희, 김시형, 김택진, 김가영, 심준보, 정재후, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

고온 용융염 기반의 파이로프로세싱 공법은 액상의 공융염(LiCl-KCl) 매질에서 사용후핵연료 원소의 전기화학적 및 열화학적 반응공정으로 이루어진다. 파이로프로세싱에서의 선택공정으로 다단추출공법은 용융염 대한 비혼합 액상류인 카드뮴이나 비스무스 등의 고온 용융금속을 매질로 사용한다[1, 2]. 이들 금속은 공융염 매질보다 비중이 크고 혼합되지 않는 특성을 가지며, 상간의 자유계면이 불균일계 열화학반응을 일으키는 유효 면적을 제공한다.

통상 다단추출공정은 향류접촉 시스템의 공정흐름이 일반화되어 있다. 용융염 다단추출공정의 성능시험을 위해서는 고온 매질의 이송시스템의 기술적 난제와 고비용이 드는 시험환경으로 전산모델의 확보가 절실하다.

본 연구에서는 각 단에서 LiCl-LCl/Cd 액상류의 향류접촉이 일어날 때 추출제 공급에 대한 추출 활성원소들의 분배 및 물질수지 관련 연립선형 지배식을 설정하고, 다단에 걸쳐 정상상태 다성분 농도추이를 예측할 수 있는 전산모델을 제시하였다.

2. 본론

2.1 향류다단추출 모델

상간의 추출은 다음의 분배계수($D_{i,j}$)의 정의에 의해 각 단에 빠져나가는 성분은 평형상태에 있다고 가정한다.

$$D_{i,j} = y_{i,j}/x_{i,j} \quad (1)$$

여기에서 $y_{i,j}$는 금속상에서의 추출 활성원소의 농도 그리고 $x_{i,j}$는 용융염상에서의 추출 활성원소의 농도이다. 이러한 분배계수는 기준 물질의 분배계수($D_{r,j}$)에 대한 비로 정의되는 분리계수로 쓸 수 있다. 즉,

$$SF_{i,j} = D_{i,j}/D_{r,j} \quad (2)$$

Fig. 1은 각 단에서는 평형상태로 드나드는 농도와 물질흐름을 나타내었다. 각 단에서 성분 물질수지는 다음 식과 같이 나타낼 수 있다.

$$S_j x_{i,j} + C_j y_{i,j} + F_j z_{i,j} = S_{j-1} x_{i,j-1} + C_{j+1} y_{i,j+1} \quad (3)$$

여기에서 S_j와 C_j는 각각 j단을 나가는 용융염 및 금속상의 유량이며 $x_{i,j}$와 $y_{i,j}$는 조성이다. S_{j-1}와 C_{j-1}는 각각 j단으로 들어오는 용융염 및 금속상의 유량이며 $x_{i,j-1}$와 $y_{i,j+1}$는 조성이다. 그리고 F_j와 $z_{i,j}$는 각각 j단에서 주입되는 추출제의 유량과 조성이다.

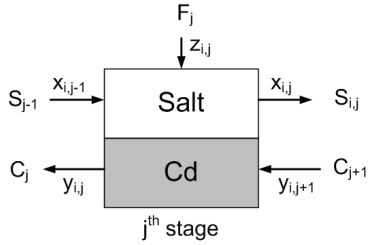


Fig. 1. Single stage of LiCl-KCl/Cd contactor.

전체적인 향류 다단추출공정은 Fig. 2와 같다. 각 단에서 i성분의 분배계수($D_{i,j} = y_{i,j}/x_{i,j}$)를 적용하여 물질수지 식을 $x_{i,j}$만의 조성식으로 쓸 수 있다. 이 들 선형 연립방정식은 $x_{i,j}$를 미지수로 하는 $\| A \| x = b$의 형태의 삼중대각 선형 행렬방정식과 같다.

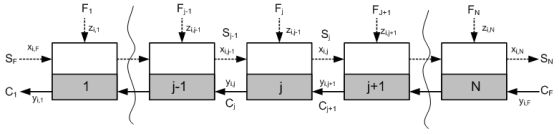


Fig. 2. Multistage of LiCl-KCl/Cd contactor.

2.2 추출제 주입 모델 계산 알고리즘

다단추출 공정에서는 환원추출이 목적이라면 금

속상에 Li을 그리고 산화추출이면 용융염상의 $CdCl_2$의 주입이 대표적인 추출제로 알려져 있다. 이들 추출제의 주입으로 용융염 및 금속상에 존재하는 원소들의 조성은 분배계수와 염화물의 물질수지에 의해 상간에 걸쳐 재분배 된다.

산화수가 V_R인 추출제 주입에 의한 추출 활성원소의 염소 물질수지식은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\sum_i \{S_{j-1}x_{i,j-1} - S_j x_{i,j}\} V_i + F_j z_{i,j} V_R = \sum_i \{C_{j+1} y_{i,j+1} - C_j y_{i,j}\} V_i \quad (4)$$

이 식에서 V_i는 원소의 산화수를 나타낸다.

기준 분배계수는 계산된 i성분의 조성과 염소 물질수지식을 이용하여 다시 업데이트되며, 각 단에 걸쳐 기준 분배계수 값이 수렴할 때까지 반복계산된다. 기준 원소의 분배계수 값의 수렴조건은 다음과 같다.

$$\sum_j \left(D_{r,j}^{k+1} - D_{r,j}^{k}\right) / D_{r,j}^{k} < 10^{-12} \quad (5)$$

Fig. 3은 계산 흐름도를 나타내었다.

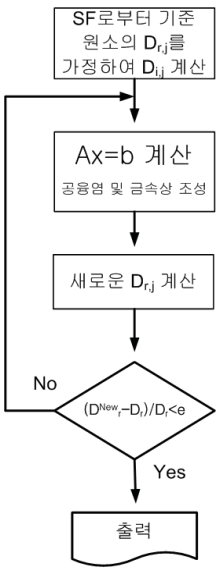


Fig. 3. Algorithms of computer simulation for multistage countercurrent extraction process.

2.3 산화추출 모사

Fig. 4은 같은 몰유량(100 kmol/hr)의 용융염-카드뮴 향류 흐름에서 각단에 걸쳐 카드뮴상의 흐름에서 조성분포를 나타내었다.

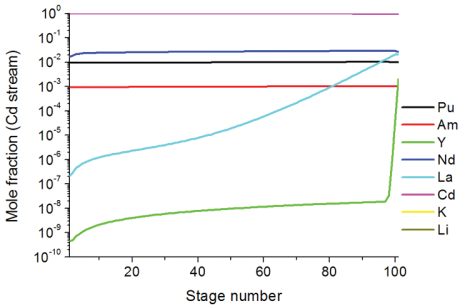


Fig. 4. Composition profiles in Cd stream.

예상한 바와 같이 분리계수가 상대적으로 작은 RE원소들이 용융염 흐름의 출구단 쪽으로 조성이 증가하는 결과를 보여주고 있다.

3. 결론

본 연구에서는 용융염-금속의 비혼합 액상류간의 향류 접촉으로 원소의 재분배가 일어나는 다단 추출공정의 전산모델을 개발하였다. 추출제 공급에 대한 추출 활성원소들의 분배 및 물질수지 관련 연립선형 지배식을 설정하여 다단에 걸쳐 정상상태 다성분 농도추이를 예측할 수 있었다.

4. 감사의 글

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

5. 참고문헌

[1] T. Kobayashi, "An Assessment of the Multi-stage Counter Current Extraction of TRUs from Spent Molten Salt, into Liquid Metal," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.43, No.7, pp.819 - 823(2006)

[2] K. Kinoshita, "Separation of Uranium and Transuranic Elements from Rare Earth Elements by Means of Multistage Extraction in LiCl-KCl/Bi System," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.36, No.2, pp.189 - 197(1999)

PRIDE 카드뮴 증류장치의 개량

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

1. 서론

PRIDE 카드뮴 증류장치는 PRIDE LCC 전해제련 장치와 RAR 장치의 음극 전착물인 U/RE/카드뮴/LiCl-KCl 혼합물을 증류하여 카드뮴과 LiCl-KCl은 증발/응축 회수 및 U/RE를 분리하는 장치이다. 분리된 분말상의 U/RE는 산화방지를 위해 밀봉한 후 주조장치로 이송하여 잉곳으로 만든다. 이 장치는 아르곤 셀 내에서 10 kg의 카드뮴을 처리할 수 있다. 또 고장시의 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 하였다. 카드뮴 도가니와 카드뮴 회수용기는 증류용기 탈 부착 가능한 반자동 및 자동으로 취급 용이한 장치로 성능을 개량하였다.

2. PRIDE 카드뮴 장치 운전성 및 개/보수성 평가

2.1 운전성 및 개/보수성 평가

PRIDE에 설치한 카드뮴 증류장치를 이용하여 구동부 운전성 시험(카드뮴 증류 증발/회수부), 시운전에 의한 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도 특성) 등의 blank test를 수행, 운전성 및 개/보수성 평가에 따른 장치 개량요소인 furnace assembly, cylinder 상/하 이송모터 assembly, cylinder 좌/우 이송모터 assembly, cylinder assembly, utility 단자 함 뚜껑, utility 단자 함, vacuum pump assembly 등을 도출 보완하였다.

2.2 PRIDE 카드뮴 장치 구동 운전 시험

PRIDE 카드뮴 증류장치의 구동 운전은 크게 LCC 전착물을 증류용기 상부의 증발부에 넣고 일정한 온도 (900℃)와 진공압력(0.1 torr)에서 카드뮴/LiCl-KCl과 U/RE를 분리하고, 증류용기 하부의 응축부에 카드뮴/LiCl-KCl을 회수하는 것이다. Fig. 1의 작동 순서에 따라 구동 운전성 시험을 하였다. 카드뮴 안전용기(카드뮴 물질+카드뮴 도가니)와 카드뮴 회수용기는 오버헤드 크레인과 MSM에 의해 이송되며, 증류용기 내부로의 장착과 인출은 cylinder assembly와 crucible support assembly의 구동에 의해 이루어진다.



Fig. 1. Inserted Cd vessel/safety vessel.

2.3 PRIDE 카드뮴 장치의 MSM 조작을 통한 장치 접근성 및 운전성

PRIDE 내에 설치된 카드뮴 증류장치의 취급은 MSM, BDSM 및 크레인 등을 사용하여 아르곤 셀 밖에서 사람에 의해 조작된다. Fig. 2는 MSM으로 PRIDE 카드뮴 증류장치를 조작하는 모습을 나타낸 것이다.

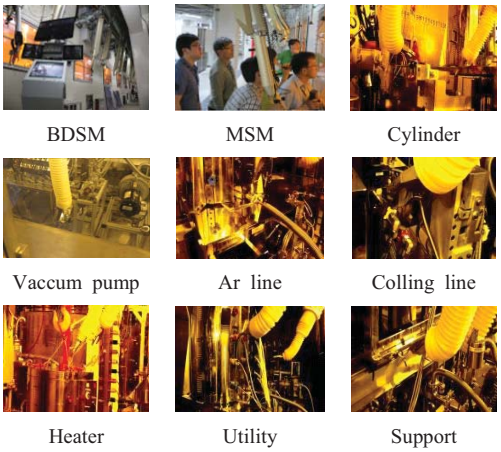


Fig. 2. Equipment accessibility of MSM and BDSM.

3. PRIDE 카드뮴 장치의 운전성 및 개/보수성 평가에 따른 장치 개량요소 도출

3.1 PRIDE 카드뮴 장치의 개량 요소

PRIDE Cd 증류장치의 용기 장착과 인출/증류 등의 원격운전성시험, MSM과 크레인의 장치 접근과 운전시험을 통한 원격 개/보수성 시험은 물론 공정변수 특성시험(가열/냉각에 의한 온도 특성) 등의 평가하여 장치 개량요소 등을 도출하였다. Fig. 3은 Cd 증류장치의 개량 부위와 개량요소를 나타내었다. 개량 요소는 전원, 열전대 등의

계측 센서 및 냉각수 관련 연결라인의 간섭을 최소화하고 관련 커넥터의 원격 탈/장착을 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.

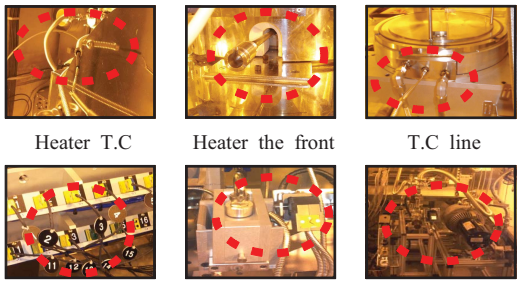


Fig. 3. Improvement of Cadmium distillation equipment.

4. PRIDE 카드뮴 장치의 개량

PRIDE Cd 증류장치의 개량 주요 assembly는 Fig. 4에 나타낸 바와 같고, Fig. 5는 PRIDE Cd 증류장치 개량 전/후를 나타낸 것이고, Fig. 6은 PRIDE Cd 증류장치에 사용되는 인양고리 등을 나타낸 것이다.



Fig. 4. Improvement assembly of Cadmium Distillation equipment.

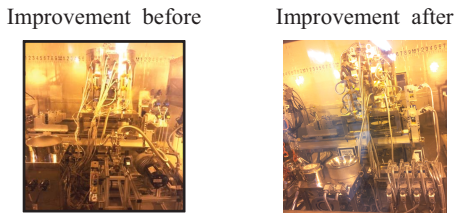


Fig. 5. Improvement befor/after of Cadmium Distillation equipment.

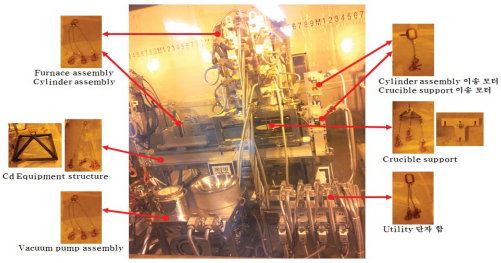


Fig. 6. Improved pulling loop of Cadmium Distillation equipment.

5. 결론

본 연구에서의 PRIDE 카드뮴 증류장치는 기존에 개발된 카드뮴 증류장치의 단점인 카드뮴 증기가 응축조를 통과할 때 장치 내부벽면에 응축되는 문제점을 해결할 수 있도록 제작 및 개량하였다. 이 장치는 대 용량의 카드뮴을 처리할 수 있도록 자동 및 반자동화 장치로 MSM, BDSM 및 크레인을 이용하여 원격운전, 원격취급성 및 원격유지보수성 등을 고려한 모듈식 개념으로 제작 및 개량하였다. 이 장치는 PRIDE에서 원격취급성 및 원격유지보수성 등을 검증 완료 하였다.

6. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

[1] 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

[2] D. H. An, J. H. Jung, K. R. Kim, T. J. Kim, G. Y. Kim, J. B. Shim, S. H. Kim, K. R. Kim, KAERI/TR-5143/2013

액체 비스무스 음극에서의 레이저 표면처리한 알루미나의 안정성평가

김대영[1], 심준보[2], 황일순[3], 이종현[1*]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 궁동 충남대학교 공대1호관 127호
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[3]서울대학교, 서울특별시 관악구 대학동 건물31-1 401호
*jonglee@cnu.ac.kr

1. 서론

파이로프로세싱 공정중에서의 전해제련에 사용되는 세라믹 반응용기는 열 피로에 취약하고 화학적으로 불안정하다. 화학적으로 안정한 세라믹 반응용기를 만들기 위해 전해제련에 사용되는 알루미나 도가니에 레이저 표면처리를 통해 알루미나 표면의 기공을 제거 하였다. 레이저 표면처리는 모재 표면의 기공과 크랙을 제거할 수 있는 방법 중의 하나이다[1,2,3,4].

2. 본론

2.1 Bi cathode 화학적 안정성 평가

세라믹 소재와 Liquid Bismuth Cathode(LBC) 원소간의 반응성을 확인하기 위해 HSC Chemistry를 이용하여 열역학적 평형을 계산하였다.

Table 1. Initial composition of ceramic material, Bi Li and Misch-Metal(La, Ce Nd, Pr) to calculate equilibrium state using HSC Chemistry

	Al_2O_3	Bi	Li	La	Ce	Nd	Pr
kmol	100	100	1	1	1	1	1

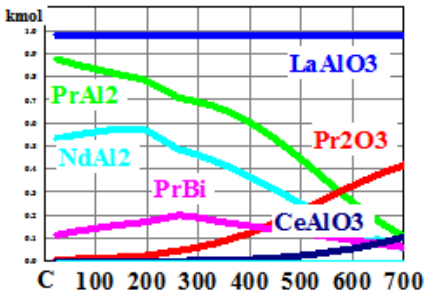


Fig. 1. Equilibrium composition of alumina, Bi, Li and Misch-Metal(La, Ce, Nd, Pr) at various temperature.

환원된 Al은 Misch-Metal과 화합물($LaAlO_3$, $CeAlO_3$, $PrAl_2$, $NdAl_2$)을 형성하였다. La과 Pr은 Bi와 화합물(LaBi, PrBi)을 형성한다. Li또한 Bi와 화합물(Li_3Bi)을 형성하지만 고온에서 감소된다.

2.2 표면처리 소재의 안정성

LBC 성분은 세라믹 도가니의 기공을 통해 도가니 내부로 침투한다. 침투한 LBC성분은 도가니의 화학적 안정성을 저하 시켜 파괴를 발생시킨다. 파괴의 원인이 되는 기공을 제거하기 위해10.64 파장을 갖는 CO_2레이저를 사용하여 Al_2O_3표면에 레이저 표면처리를 실시 하였다. 레이저 파워는 30 W, 초점 크기는 1 mm, 공정속도는 0.5 mm/s의 조건으로 레이저 표면처리를 실시하였다. 표면처리된 Al_2O_3시편은 Scanning Electron Microscope (SEM)로 표면을 관찰하였고, LBC 성분의 도가니 침투 깊이를 측정하기 위해 X-ray Photoelectron Spectroscopy(XPS)와 Energy Dispersive Spectrometer (EDS)를 이용하여 분석하였다.

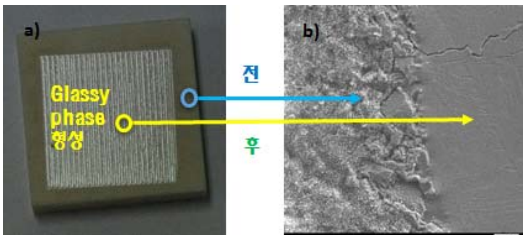


Fig. 2. Laser treated Al_2O_3 sample: a)Laser treated alumina surface, b)SEM image of laser treated alumina surface.

표면처리 된 Al_2O_3시편은 Fig. 2(a)와 같이 표면에 빛을 반사하는 Glassy phase를 형성한다. 형성된 Glassy phase는 Fig. 2(b)와 같이 레이저 표면처리에 의해 Al_2O_3가 용융된 뒤 재결정되어 표면의 기공이 감소된 것을 확인할 수 있다. Fig. 3(a)는 레이저 표면처리에 의해 재결정 된 Al_2O_3의 단면을 분석한 결과이다. 레이저에 의한 재결정이

발생한 두께는 38이다. Fig. 3(b)는 젖음성 실험을 통해 세라믹 내부로 침투한 Bi와 Li을 XPS로 정량 분석한 자료이다. Glassy phase의 영향으로 Li의 침투 깊이가 레이저 표면처리 후 크게 감소한 것을 확인하였다. Fig. 3(d)는 Al_2O_3의 레이저 표면 처리 후 시편의 젖음성 실험을 통해 Bi의 침투 깊이를 분석한 결과이다. Fig. 3(c)에서 나타난 바와 같이 표면처리 전 시편은 Bi가 침투 하였으나, 표면처리 후에는 Al_2O_3의 내부로 Bi가 침투하지 못한 것을 확인 하였다. 결과적으로 Glassy phase는 낮은 기공도로 인해 Li 및 Bi의 침투가 일어나지 않은 것을 확인할 수 있었다. 따라서 레이저표면 처리한 용기를 통해 TRU loss를 방지할 수 있을 것으로 판단된다.

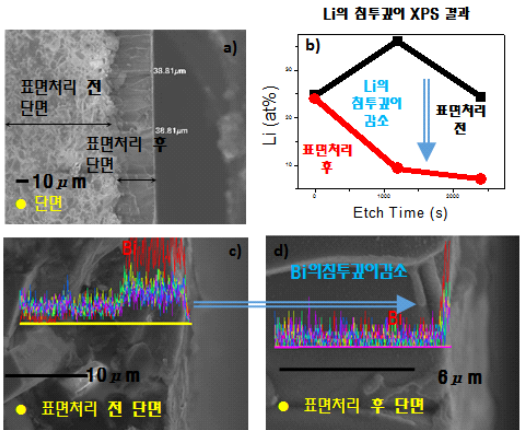


Fig. 3. Intrusion depth measurement of as received Al_2O_3 and laser treated Al_2O_3:(a)cross section of the laser treated Al_2O_3, (b)Comparison with as received Al_2O_3 and laser treated Al_2O_3 about the intrusion depth of Li using XPS, (c)The intrusion depth of Bi after wettability test on as received Al_2O_3 using EDS, d)The intrusion depth of Bi after wettability test on laser treated Al_2O_3 using EDS.

3. 결론

Li과 알루미나는 높은 반응성을 가지며 Li은 다른 LBC원소보다 알루미나 내부로 깊이 침투하였다. 레이저 표면처리된 알루미나는 재결정되어 기공이 제거되었다. 재결정된 알루미나는 투명한 유리질을 띄며, LBC샘플의 침투를 효과적으로 차단하였다.

4. 참고문헌

[1] J. Industrial. Eng. Chem, Vol. 13, pp. 292-298, 2007

[2] Thin Solid Films, Vol. 76, pp. 453-454, 2006

[3] Surface & Coating Technology, Vol. 201, pp. 3163-3173, 2006

[4] Applied Surface Science, Vol. 186, pp. 140-144, 2002

파이로 일관공정 시험시설 (PRIDE) 기술개발 현황

조일제*, 이종광, 한종희, 류동석, 유승남, 김성현, 박병석, 김기호, 배명수, 한성진, 이원경, 홍동희, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyilje@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 공학규모 파이로 기술검증을 위한 공학규모 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE: PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)을 구축 (Fig. 1)하고, 현재 최종 시운전 시험을 수행하고 있다. PRIDE시설은 직육면체 타입(가로 40 m, 폭 4.8 m, 높이 6.4 m)의 내부 용적 약 1,200 m^3의 대형 아르곤셀을 포함하고 있으며, 아르곤 셀은 산소 및 수분 불순물 농도가 각 50 ppm 이하로 관리 유지될 예정이다. PRIDE 시설은 "미래원자력시스템개발 장기추진계획" ('08년 제255차 원자력위원회)에서 의결한 파이로 건식처리기술 개발을 적기 달성하기 위한 필수시설로, PRIDE을 통해 핵비확산성 원자로 및 핵연료 주기 핵심기술을 지속적으로 확보할 계획이다. 또한 PRIDE시설은 한미 핵주기 공동연구 JFCS(Joint Fuel Cycle Study) 2단계 수행을 위한 핵심 연구시설로서, '20년까지 파이로 기술성, 경제성, 핵비확산성 타당성 확보 및 검증을 위한 연구를 수행할 것이다. IAEA에서는 PRIDE 시설을 파이로 Safeguards 관련 기술개발을 위한 파이로 핵심시설로 간주하여, 한국 측과 공동으로 PRIDE을 활용한 안전조치이행 관련 기술개발에 많은 관심을 가지고 있다.



Fig. 1. Bird's eyes view of PRIDE argon cell.

이와 같은 PRIDE 시설의 목표를 달성하기 위하여, 각 분야별 세부계획을 수립하여 연구 및 기술개발을 추진하고 있으며, PRIDE 연구개발을 통한 예상되는 주요 확보 기술은 다음과 같다.

- 대형 불활성분위기셀 성능검증 및 운전경험, 파이로 공정기술 성능검증 및 운전기술
- 파이로 시설, 공정장치 및 원격취급시스템 설계기술
- 공정 핵물질 이송 및 모니터링 기술
- 물질 흐름 확인 및 추적 기술
- 신개념 장치 적용성 평가
- 파이로 공정 및 안전조치 관련 교육훈련

2. PRIDE 대형 불활성분위기셀 성능검증

PRIDE 대형 아르곤셀의 정산운전 시 셀 내 부압은 -10 mmAq ~ -100 mmAq 으로 운영하며, 냉각시스템, 아르곤 공급 및 배출 시스템을 통하여 압력 및 온도 제어를 수행하게 된다. 대형셀로서 환경으로의 아르곤 방출을 최소화하기 위한 계절별 최적 운전조건을 수립하기 위한 운전 절차 및 제어로직을 평가 중이다. 정상 운전 시 예상되는 조명에서 방출되는 열량 변화에 대한 하절기 셀 내부의 셀온도 (32도 ~ 32.5도) 제어 결과 (Fig. 2)및 셀압력 (-20 ~ -100 mmAq) 제어 결과 (Fig. 3)를 보여주고 있다. 방출 열량에 대하여 냉각, 온도, 압력 변화를 원활하게 제어 가능함을 알 수 있다.

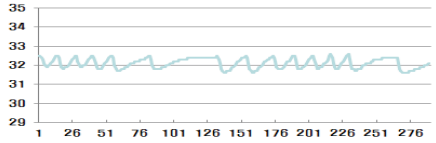


Fig. 2. Temperature control in argon cell (℃) due to heat release of cell light.

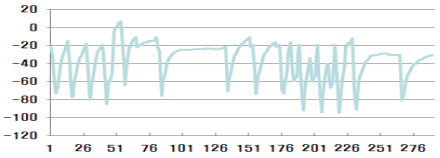


Fig. 3. Pressure control in argon cell (mmAq) due to heat release of cell light.

3. PRIDE 시설 및 원격시스템 기술개발 현황

PRIDE 설계 자료/데이터 통합 및 체계적/효율적 관리를 위하여 PRIDE 운영시스템 장치 및 부품 level 설계 DB 구축 및 3D 모델링을 포함하는

PRIDE의 아르곤 시스템에 대한 PLM 시스템을 개발 중이다. 개발된 시스템을 활용하면 PRIDE 시설의 효율적인 관리 및 운영 및 이력에 대한 데이터의 체계적인 관리가 가능할 것으로 기대된다.



Fig. 4. Design of structures for PRIDE PLM(Plant Lifecycle Management) system.

또한 기능 확장을 통해 PRIDE 통합 모니터링 시스템 또는 핵물질 재고 관리 시스템과의 연계 가능성을 검토할 예정이다. PRIDE PLM 시스템을 통해 축적된 운영 기술 및 이력 관리 데이터는 향후 차세대 파이로 관련 시설의 설계 최적화 및 scale-up 기술 개발에 활용될 수 있으며, 핵주기 관련 시설에 대한 체계적인 설계법이 구축될 것으로 기대된다.

PRIDE 셀장치 일부에 대해서는 성능 및 원격 유지보수성의 개선이 완료된 상태이다. 셀장치는 PRIDE가 본격적으로 운영되면, 원료 물질을 공급하기 위한 용기의 반출입과 공정의 원격 운전 지원에 주로 활용될 예정이다. 특히 장기 운전에 대비하여 셀장치의 원격 유지보수성을 지속적으로 보완함으로써 장치 성능의 안정성을 향상시킬 예정이며, 공정 운전의 효율성을 위해 셀장치의 성능 또한 향상시킬 예정이다. 이 외에 공정장치의 원격 운전을 지원하기 위한 카메라나, 공정 장치 구동부의 이상을 검출하고 진단하기 위한 시스템에 대한 장치들이 추가될 예정이다. 이를 위해 우선적으로 셀 크레인에 1 대의 3D 카메라가 팬/틸트 유닛과 함께 설치되어 수직으로 관찰해야 하는 작업에 활용될 예정이며, 시야가 제한되는 셀 후면에 3D 카메라를 추가하여 원격 운전성을 높일 예정이다. 이 외에 내시경 카메라와 진단 센서 등을 통해 장치의 정밀 운전이나 이상 검출에 활용될 예정이다.

국내 자체 기술로 개발한 양팔형서보조작기(BDSM)는 상용화나 해외 수출을 위해서는 장기간의 운전 경험을 바탕으로 한 신뢰성과 내구성 확보가 필요하며, 또한 상용규모를 대비한 scale-up 자료 생산을 위해 PRIDE 운영 중에도 지속적으로 보완 연구를 수행할 필요가 있다. 특히 내고장성(Fault Tolerance), 접속/분리 메카니즘, 절대 위치 기반의 자동 운전 기능 등의 고도화가 필요하다. 또한 BDSM의 이동성 및 접근성의 장점을 활용하면서 다양한 목적을 만족하는 원격 취급기구(매니퓰레이터, 툴 등)의 확장 적용이 필요하다. 예를 들어 여유 자유도를 갖는 모듈형 슬레이브 매니퓰레이터, 조작자 편의형 마스터 매니퓰레이터, 서로 다른 기구학적 구성의 마스터와 슬레이브를 인터페이스하는 범용 제어시스템 등에 대한 연구는 BDSM의 가치를 한층 높여줄 것이다.

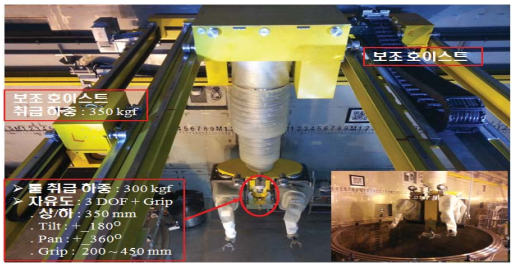


Fig. 5. BDSM equipped with versatile(multipurpose) tool.

파이로 공정 핵물질 계량관리 및 파이로 안전조치 이행을 통해 파이로 기술의 핵투명성 및 안전조치성 확보에 기여하고, IAEA와의 협력 강화에 기여를 할 것이다. 주요 기술개발 내용은 공정별(전처리, 환원, 정련, 제련 및 염폐기물) 핵물질 계량관리를 수행하고 공정별 핵물질 이동 및 핵물질 재고관리를 위한 PRIDE 핵물질 재고관리 시스템 개발 분야이다.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE 운영을 위한 대형 아르곤 셀의 온도 및 압력제어 시운전 결과에 대해 기술하였으며, 또한 파이로 시설 및 원격시스템 기술개발 분야의 기술개발 현황 및 계획에 대하여 간략하게 기술하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술대회 논문요약집, pp.153-154, 2012

PRIDE 셀장치의 원격 운전성 및 유지보수성 개선

한종희*, 이원경, 한성진, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhan@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)는 공학규모 파이로 일관 공정의 실증을 위해 대형 아르곤셀 (길이 40.3 m x 폭 4.8 m x 높이 6.4 m)을 갖추고 있으며, 파이로 공정장치들의 원격 운전을 지원하기 위한 대형 및 소형장치 이송시스템, 셀크레인, 셀 조명장치, 필터, 피드스루 등의 장치들을 갖추고 있다 [1]. 현재 PRIDE는 염을 이용한 공정장치의 시험을 비롯하여, 감손 우라늄 등 핵물질 등을 이용한 실험 등에 대비하여 본격적인 운영을 준비하고 있으며, PRIDE의 셀장치 또한 장기 운영에 대비하여 성능 평가를 완료하고, 안전성 및 원격 운전의 효율을 개선 중에 있다 [2, 3].

본 논문에서는 PRIDE 셀장치의 성능 평가를 바탕으로 도출된 개선점을 바탕으로 진행된 셀장치의 성능 개선에 대해 기술한다.

2. 셀장치 개선 항목 도출

2.1 PRIDE의 셀장치

PRIDE의 셀장치에는 셀크레인, 대형장치 이송시스템(Large equipment transfer lock system, LTL), 소형장치 이송시스템(Small equipment transfer lock system, STL), 그래비티 튜브, 셀 조명장치, 셀 필터 및 각종 피드스루 등이 있다. 주요 셀장치들은 Fig. 1과 같다.

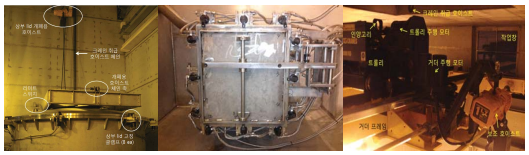


Fig. 1. Cell equipments of PRIDE (LTL, STL, crane).

위의 셀장치들을 통해 아르곤셀 내부로 공정장치 및 공정 물질을 반입 또는 반출할 수 있으며, 공정 운전에 필요한 각종 유틸리티(전원, 제어 신호, 냉각수 등)를 지원한다.

2.2 셀장치 개선 항목 도출

PRIDE의 셀장치들의 개선 항목은 셀장치들의 성능 평가 결과를 바탕으로 도출되었다. 성능 평가는 셀장치의 안정적인 운전 성능 외에, 셀장치의 구성 부품별 원격 유지보수성에 주로 초점을 맞춰 그림 2와 같이 BDSM(Bridge-transported Dual-arm servo master slave manipulator)이나 MSM(Mechanical master-slave manipulator)과 같은 원격 취급 장치를 활용하여 진행되었다 [2,3].

주요 개선점은 Table 1과 같이 도출되었으며, 주로 원격 취급 장치를 활용하여 유지보수가 불가능한 구성품을 우선적으로 개선하고자 하였다.

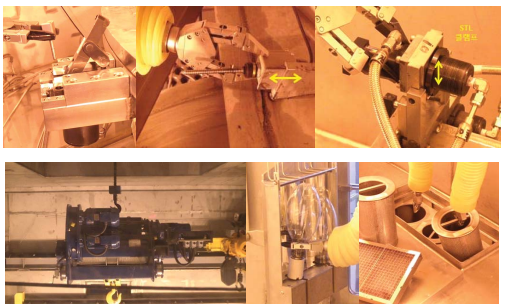


Fig. 2. Performance evaluation of remote maintainability of cell equipments.

Table 1. Improvement list for cell equipment

셀장치	개선 필요 항목
셀크레인	보조호이스트 커넥터
	거더 주행부 인양고리/커넥터
LTL	상부 lid 개폐시스템 안전성
	퍼지시스템 용량
STL	클램프의 원격 유지보수성
	개폐용 실린더 유지보수성
	기밀 방식 변경 필요
그래비티튜브	작업 시야 확대 필요
	공구통 원격 취급성
셀조명장치	전구 모듈 원격 유지보수성
셀 필터	원격 유지보수성

3. 셀장치 개선

3.1 셀장치의 원격 유지보수성 개선

원격 유지보수성은 셀장치의 제 기능을 회복시키기 위해 가장 중요한 항목이며, 특히 셀 크레인과 같이 공정 운전에 필요한 장치일수록 필수적으로 확보되어야 한다.

이전 연구[2]에서 언급된 크레인의 원격 유지보수가 불가능했던 보조 호이스트 및 거더 주행 구동부는 Fig. 3과 같이 인양 고리 설치 및 원격 탈부착이 가능한 커넥터 설치를 통해 개선되었다. 셀 조명장치 또한 모듈화를 통해 쉽게 유지보수가 되도록 개선되었으며, 필터는 손잡이 및 전용 교체도구를 통해 원격 취급 장치가 도달할 수 없는 곳도 유지보수 할 수 있도록 개선되었다.

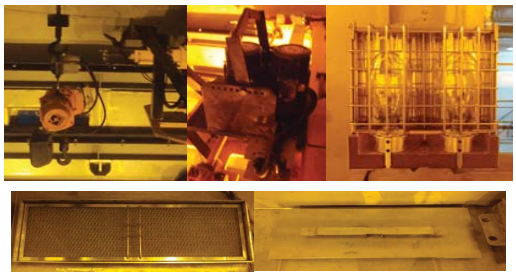


Fig. 3. Improvement of remote maintainability of in-cell crane, cell light(upper right), and filters.

3.2 셀장치의 운전 성능 개선

기존의 LTL의 상부 lid 개폐 시스템은 1톤 이상의 상부 lid를 정격 1톤 체인 호이스트 1개로 개폐를 하도록 되어 있어, 체인 파단이나 개폐시스템 고장 확률이 높은 상황이었다. 따라서 개폐 시스템은 그림 4에서와 같이 2개의 호이스트를 통해 개폐하도록 개선하였으며, 두 호이스트의 축을 서로 연결하여 동기가 이뤄지도록 하였다.

그래비티튜브의 경우는 셀 내 튜브의 길이를 40 cm 확장하여 작업 시야 확대를 통해 원격 운전성을 향상시켰으며, 공구통은 MSM으로 좀더 쉽게 취급이 가능하도록 개선되었다.

기존 STL의 경우, 원격 교체가 불가능하던 일부 클램프와 실린더의 원격 유지보수성을 개선하기 위해 기존의 개폐 방식을 그림 4와 같이 수동 개폐 방식으로 개선하였으며, 이를 통해 개폐 시간 또한 단축되어 작업 효율을 향상시킬 수 있었다. 그리고, 기존 클램프 작동을 통해 전기적 신호로 보장되던 연동 제어는 기계적인 연동 제어 방식(Fig. 4의 우측 아래)으로 바꾸어 작업자의 실수로 인해 내부 및 외부 도어가 동시에 열리지 않도록 개선하였다.

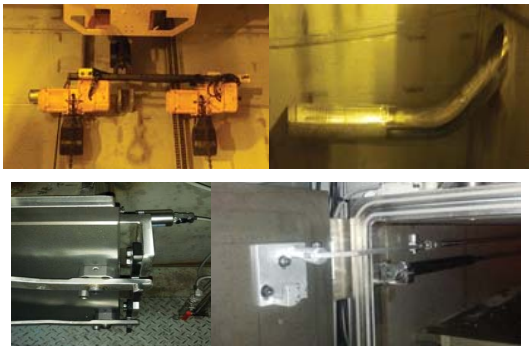


Fig. 4. Improvement of remote operability of LTL lid open system (up-left), gravity tube and STL.

이외에도 LTL의 퍼지시스템의 성능 향상을 위해 진공펌프의 용량을 늘렸으며, 원격 운전 및 유지보수에 필요한 도구들을 개발하였다.

4. 결론

본 논문에서는 PRIDE에 설치된 셀장치들에 대한 성능 평가 결과를 바탕으로 도출된 항목에 대한 셀장치의 개선에 대해 서술하였다. 개선된 항목들에 대한 원격성은 모두 재검증되었으며, 향후 성능에 대한 미비점은 지속적으로 보완할 예정이다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술대회 논문요약집, pp.153-154, 2012

[2] 한종희 외, “PRIDE 천장 크레인의 성능 및 원격 유지보수성 검토”, 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술대회 논문요약집

[3] 한종희 외, “PRIDE 대형장치 이송시스템의 운전 성능 시험 및 평가“, 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술대회 논문요약집

파이로 아르곤 셀에서의 공정장치 원격 취급성 평가

김성현*, 유승남, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

고온에서 전기화학적인 방법으로 사용후핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 파이로 프로세스 기술을 한국원자력연구원에서 개발하고 있으며, 이 기술을 구현 및 일괄공정으로 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(PRIDE: PyRoprocess Integrated DEmonstration Facility)을 2012년에 건설하였다. 현재 프라이드 아르곤 셀에는 4개의 공정(전해환원, 전해정련, 전해제련 및 염 폐기물 재생)의 주요 공정장치 들이 설치되어 있다. 파이로 종합시험시설에서 현재 개발된 공정을 구현하기 위해 사용후핵연료 대신에 방사성 물질인 UO_2를 전처리하여 U_3O_8을 사용하는 원자력시설이다. 방사성 물질을 사용하는 프라이드 아르곤 셀은 작업자의 직접적인 접촉을 막으며 외부와 격리된 공간인 셀에 공정장치가 설치된 시설이다. 따라서, 모든 공정장치들의 운전 및 유지보수 작업은 원격으로 이루어진다.

프라이드 아르곤 셀에는 원격작업을 수행할 수 있는 원격 취급장비가 설치되며, 이 장비를 사용하여 셀 내에서 수행되는 모든 작업을 원격으로 수행한다. 원격취급 장비는 MSM(Master Slave Manipulator, BDSM(Bridge transported Dual arm Servo Manipulator), 크레인이며, 셀 내에 설치되었다. 셀 내에 설치되는 모든 공정장치들은 원격작업이 이루어 질 수 있도록 설계/제작되어야 한다.

본 연구에서는 프라이드 아르곤 셀에 설치되는 장치들이 원격으로 운전 및 유지보수 작업을 수행할 수 있도록 설계 단계에서부터 평가를 수행하였고, 검증 목업에 제작품을 설치하여 원격 취급 장비의 원격 접근성을 검증하였다. 검증 목업에서 도출된 개선사항은 프라이드 아르곤 셀에 설치될 공정장치의 제작품에 반영되었으며, 셀에서 원격 취급성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 프라이드 아르곤 셀

프라이드 아르곤 셀은 파이로 프로세스의 일관 공정을 실증위한 단일 셀이다. 이 셀의 내부는 아르곤이 채워진 셀로서, 내부크기는 40(L) x 4.8(W) x 6.4(H)m 의 크기를 갖는다. Fig. 1과 같이 아르곤 셀의 왼쪽에서 전해환원, 전해정련, 전해 제련 및 염 폐기물재생 공정의 13개 장치들이 설치된다. 셀 내에는 크레인, 17조의 MSM 및 천정 이동형 양팔형 서보조작기가 설치되었다. MSM은 Wallishmiller Engineering 사의 A110 모델을 선정하여 설치하였다. 각 작업창 앞에 1조의 MSM이 설치되어 장치의 운전 및 유지보수 작업을 수행하도록 하였다.

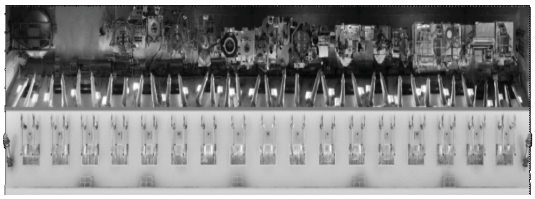


Fig. 1. View of the PRIDE Facility.

2.2 원격성 검증 절차

프라이드 아르곤 셀에 설치되는 공정장치들은 4개 공정 13개 장치로 구성되며, 각 장치들은 Fig. 2와 같은 절차를 따라 프라이드 아르곤 셀에 설치 전에 원격성 검증 절차를 수행하여 장치 제작의 완성도를 높였다. 파이로 디지털 목업 시뮬레이터에서는 원격 취급장비의 접근성, 공정장치의 원격 운전/유지보수 가능성 및 적정한 배치 위치를 검증하였다. 설계단계에서 도출된 평가결과를 반영하여 제작된 제작품을 검증 목업에 설치하고 원격취급 장비의 접근성 및 단위 공정장치의 작업절차를 평가하였다. 원격성 검증 절차에서 평가된 결과는 프라이드 아르곤 셀에 설치될 제작품에 반영되어 개선하여 설치하였다.

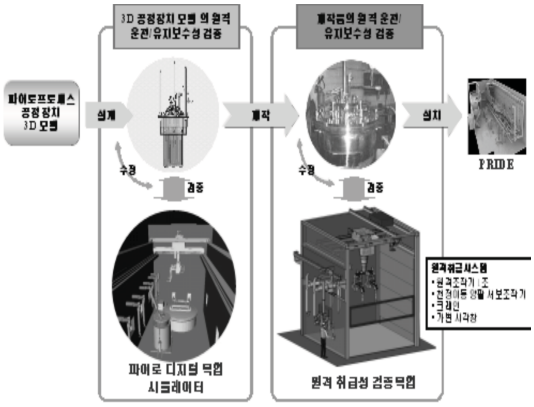


Fig. 2. The procedure of remote handling evaluation for processing equipments.

2.3 공정장치의 원격 취급성 평가

프라이드 디지털 목업 시뮬레이터를 개발하여 프라이드 디지털 목업을 구축하였다. 시뮬레이터는 원격 접근성을 분석하기 위해 외부 입력장치(haptic, joystick, 3D mouse)를 이용하여 원격 취급장비의 동작을 시뮬레이션으로 구현하였다. 3차원 설계된 공정장치모델은 가상 프라이드 목업에 배치하고 외부 입력장치를 활용하여 장치의 조작지점에 대한 원격 접근성 평가를 수행하였고 설계모델에 대한 원격취급이 가능성을 판단하였다. 장치 배치를 위해 원격 취급장비의 작업영역 안에 배치할 수 있도록 장치의 위치를 선정 하였다. 평가결과는 장치 설계의 변경에 활용하였으며 배치결과는 제작된 장치의 셀 내 배치 위치에 대한 기준점을 마련하였다.

원격 취급성 검증 목업은 공학규모 파이로 공정장치를 PRIDE 시설에 설치하기 전에 공정장치의 원격 취급성을 미리 시험, 평가 및 검증함으로써 설계 및 제작 완성도를 높이기 위해 구축되었다. 실제 PRIDE 시설의 길이인 40 m을 1/8로 축소하고, 나머지 모든 제원은 PRIDE의 실측 규모와 동일하도록 하였다. PRIDE 시설에 설치될 동일 원격 취급 시스템인 기계식 원격 조작기(2식), 개량 천정이동 양팔 서보조작기(1식), 크레인(2톤), 시각 창[1.0 m x 0.8 m (L x H)]외에 목업의 편리성을 위해 모니터링 창[1식, 3.4 m x 0.8 m (L x H)]을 시각 창과 90도 방향에 설치하였다. 검증 목업에 단위 공정장치를 설치하고, 공정장치의 운전 및 유지보수 절차서에 따라 원격 운전성과 유지보수성 측면에서 시험 평가를 수행하였다. 설치된 제작품은 완성품이 아닌 장치를 검증 목업에 설치하여 작업자의 시야확보, 원격 취급장비(MSM, BDSM, 크레인)의 접근성, 작업 대상물의 취급성 및 충돌 가능성에 대하여 평가를 수행하였다.

공정장치들은 검증 목업에서의 평가결과를 반영하여 제작완성도를 높였으며, 디지털 목업에서 평가결과를 반영한 위치에 설치하였다. 공정장치들의 원격 취급성 평가는 공정별로 수행되며, 공정장치의 운전/유지보수 절차서의 전 과정에 대한 평가를 수행하였다. 공정장치 간의 간격은 매우 좁은 관계로 원격 취급장비와의 충돌가능성, 접근성, 작업지점의 시야확보, 작업대상(커넥터, 모터 등)의 원격 취급성, 작업성 등을 점검하였다. 유지보수작업에서는 모터를 교체할 경우 커풀링의 결합 및 동작여부를 점검하였다. 프라이드 아르곤셀에 설치되는 공정장치들은 유지보수를 위해 모듈화하여 제작되었다. LTL(Large Transfer Lock system)을 통해 셀 외부로 나가는 유지보수 작업에서, 장치모듈과의 케이블이 분리 및 체결 가능성을 점검하고 견인시 이송물의 안전 이송 및 모듈의 체결 가능성을 평가하였다.

3. 결론

파이로 종합시험시설에 설치되는 공정장치에 대한 원격 취급성 평가는 장치의 설계 단계에서부터 프라이드 디지털 목업 시뮬레이터를 이용한 원격성 검증을 수행하였다. 원격작업 수행의 신뢰성을 확보를 위해 동일 조건을 갖은 원격 검증 목업에서 공정장치 제작품에 대하여 미리 원격작업에 검증을 수행하였다. 도출된 사항은 공정장치에 반영하여 제작 완성도를 높일 수 있었으며, 프라이드 아르곤 셀에 설치하였다. 프라이드 아르곤 셀에서의 원격 취급성 평가는 실제 작업과 동일한 공정 운전 및 유지보수 절차에 따라 수행되었다. 수행 결과는 장치 수정에 반영될 것이며 반영결과에 대한 검증 작업이 재 수행될 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

파이로 공정시설의 운전 및 유지보수를 위한 원격 취급형 Borescope 시스템 개발

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

1. 서론

한국원자력연구원에 구축된 파이로공정 공학규모 실증시설(이하 PRIDE)의 셀 공정장치들은 모두 원격취급 장비를 통해 외부로부터 원격으로 운전 및 관리된다. 하지만 셀 내에서 취급되는 물질들의 특성에 따라서 고화 및 분말화 현상 등이 발생할 수 있으며, 이로 인해 각종 기계장치, 배관, 전극 장입구, 전기장치의 기계적 연결부 등의 기능을 저해할 가능성이 상존한다고 할 수 있다. 하지만, 현재 셀 외부에서 이를 파악하거나 유지보수하기 위한 영상정보는 다소 제한적이며, 기존에 설치된 대부분의 카메라 시스템들은 공정장치의 상부 및 개방된 측면부 만을 주로 관찰할 수 있다. 즉, 관찰 대상 지점에 대한 물리적인 접근 및 근접 검사가 가능한 카메라는 서보식 조작기(이하 BDSM)에 장착된 Eye-in-hand 카메라가 유일한 상황이다. 하지만 이들 역시 음영지역 및 배관 내부 등에 대한 검사는 불가능하다. 이에 본 논문에서는 PRIDE 내에 설치된 기계식 조작기(이하 MSM) 및 BDSM을 통해 자유로운 취급이 가능하면서, 각 공정장치의 하부, 장치 밀집지역, 협소공간 및 음영지역을 관찰할 수 있는 원격취급형 Borescope 시스템을 제안하고자 한다.

2. Borescope System 제작

2.1 시스템 구성

PRIDE용 Borescope는 Probe, 케이블 연결부, Cable Reel(이하 케이블 릴), 셀 외부와의 영상신호 연결을 위한 Feedthrough(이하 피드스루) 및 외부 영상 수신 시스템 등으로 구성되어 있다. (Fig. 1-2)

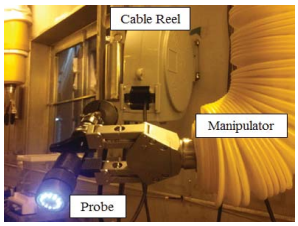


Fig. 1. Borescope and Cable Reel System.

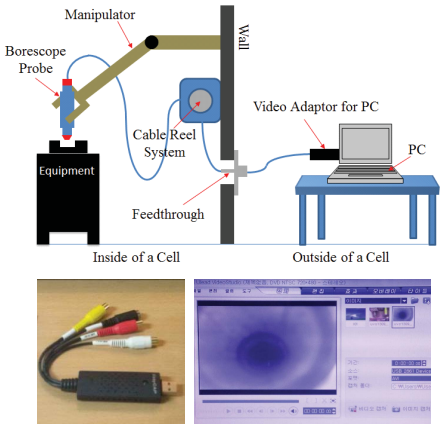


Fig. 2. Configuration of the Borescope System and its Video Capture S/W (EasyCAP社).

2.2 Borescope Probe 모듈

Borescope Probe는 셀 외부로부터 원격으로 취급되어야 하므로, 설계 시 아래의 조건들을 설정하였다.

- 원격조작기를 통한 파지가 가능할 것
- 자유낙하 혹은 주변 장치와의 충돌로 인한 일정 수준의 충격으로부터 Probe를 보호할 것
- Probe 고장 시에 대비하여 해당모듈의 원격분리 및 결합이 가능할 것

위와 같은 설계요건들을 바탕으로 Fig. 3과 같은 Probe 모듈을 설계 및 제작하였다. Probe의 카메라 및 LED 조명부는 Xenco 시리즈의 Core 모듈을 사용하였으며, Probe 헤드의 충격을 흡수하기 위한 별도의 완충재와 조작기 파지부 및 케이블 연결부를 마련하여 하나의 Probe 모듈로 통합하였다.

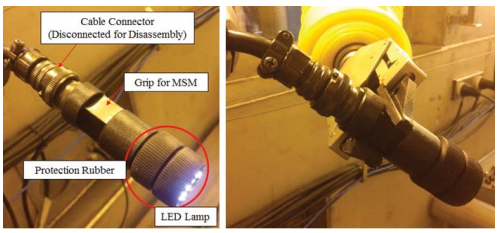


Fig. 3. Configuration of a Borescope Probe Module.

2.3 피드스루 및 케이블 릴 모듈

PRIDE는 아르곤 충진형 셀로서 외부와 격리된

공간이다. 따라서 셀 내부에 설치된 Borescope의 영상신호를 외부에서 취득하기 위하여 셀 벽면의 Penetration Port에 별도의 영상신호 케이블 전용 피드스루 모듈을 Fig. 4의 우측과 같이 제작하여 설치하였다. 적용된 케이블 커넥터는 기밀형 제품인 CeramTec社의 Multipin Connector이다.

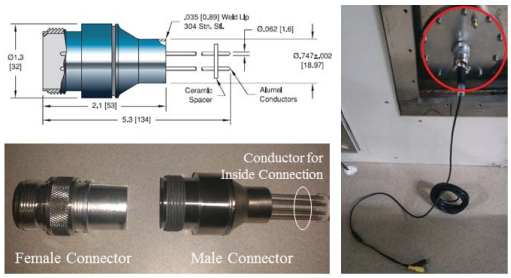


Fig. 4. Multipin Connector Modules of the Feedthrough for a Borescope.

케이블 릴(Fig. 1-2 참조)의 경우에는 Auto-reel 방식을 적용하여 Borescope 사용 후에는 자동으로 케이블 회수가 가능하도록 하였다. 피드스루 및 케이블 릴 모듈은 PRIDE 셀 전체에 걸쳐 네 군데에 설치가 되어있으며, 케이블 릴 1 EA 당 최대 신장 길이는 10 m이다.

3. Borescope System 성능평가

3.1 가시성 테스트

PRIDE에 설치된 Borescope 시스템을 원격조작기를 통해 조작하여 간단한 성능테스트를 수행하였다. 첫 번째 실험으로서, PRIDE에 설치된 전해환원 장치 상에 마련된 장입구 내부를 Borescope를 통해 관찰하였으며, Fig. 5에서와 같이 기존의 PRIDE 시설 카메라 및 BDSM 부속 카메라로 식별이 어려웠던 장입구 내부를 가시적으로 관찰할 수 있었다.

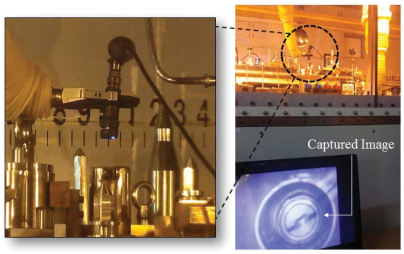


Fig. 5. 1st Test - Hole Inspection.

Fig. 6은 물질 이송용기 내부를 Borescope로 관찰한 두 번째 실험을 나타내고 있으며, 그림에서와 같이 조작기의 Gripper가 통과하지 못하는 좁은 입구를 통해 Borescope만을 장입시켜, 용기내부를 가시적으로 관찰할 수 있었다.

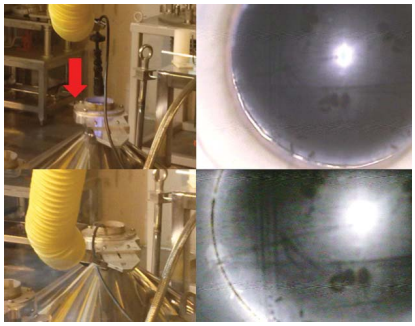


Fig. 6. 2nd Test - Inside of a Container Inspection.

3.2 원격 유지보수성 테스트

Fig. 7-8은 MSM을 통한 Probe 모듈의 원격 분리 및 결합작업을 수행한 결과를 나타나고 있으며, 수분 내로 작업이 가능하였다. 분리된 Probe 모듈은 Small Transfer Lock을 통해 셀 반출입이 가능하다.

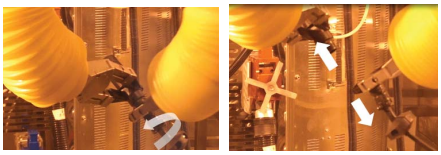


Fig. 7. Disassembly of the Probe Module by MSM.

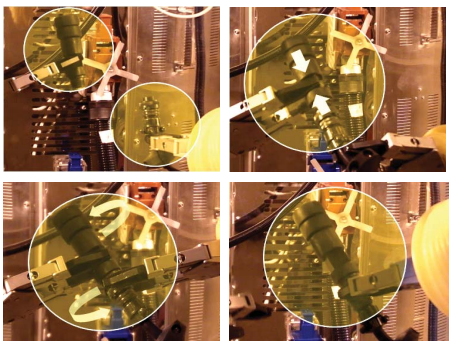


Fig. 8. Reassembly of the Probe Module by MSM.

4. 결론

본 논문은 PRIDE 내에 설치된 공정장치 및 각종 부대장치의 운전 및 유지보수 시에 활용할 수 있는 Borescope 시스템을 제안하고 원격조작기를 통해 검증한 결과를 소개하였다. 향후에는 지속적인 현장 테스트를 통해 시스템의 사용성을 개선해나갈 계획이다.

PRIDE 알곤셀 내부의 3D 영상 인프라 구축

류동석*, 이종광, 한종희, 배명수, 김기호, 조일제
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sayryu@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 시설 PRIDE는 국내 최대 알곤셀 시설로서, 작업자의 내부 접근이 차단되어 원격수단을 통해 공정장치 작업 및 유지/보수가 이루어 지고 있다. 크레인, 기계식 마스터 슬레이브 장치, 서보 마스터 슬레이브, 장치 등의 원격수단을 사용하는 경우 시야확보에 어려움이 있으며 카메라를 통해 사각지대를 해소하는 경우 2D화면상에서 거리정보가 소실되어 작업에 불편이 가중된다. 본 논문에서는 거리감을 제공하는 3D 카메라를 활용한 PRIDE 운영에 대해 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 3D 카메라

사람의 눈은 좌안과 우안에 맺히는 영상의 차이(주시각차, disparity)를 통해 거리를 감지하고, 이를 재구성하여 3차원 형상을 인지한다. 이때 특정 물체를 보면 무의식 적으로 해당물체에 양안의 방향을 집중하고 해당 물체의 거리를 기준으로 다른 물체들의 거리를 산정하게 된다. 이때 기준이 되는 물체에서 좌안과 우안을 향하는 직선을 그렸을 때, 각 직선의 사이 각도(convergence angle)가 거리감에 큰 영향을 미치게 된다. 마찬가지로 3D카메라는 일정 시차를 가지고 설치된 2대의 카메라를 통해 좌안과 우안의 영상을 모두 기록하는데, 이때 각 카메라의 시야방향과 화각을 정확히 정렬하지 않으면 사용자로부터 발생하게 된다.



Fig. 1. HD-SDI 3D Camera.

그림은 PRIDE에 사용된 3D카메라를 나타낸 것이다. 컴팩트한 크기(W64mm D93mm H56mm)에서 HD급 화질과 5배 줌기능을 구현하고 전자주시각제어가 가능하다.

2.2 원격 유지보수를 위한 모듈화 설계

2.2.1 피드쓰루 일체형 카메라 모듈

벽면에 부착하는 장치들은 대부분 2단계로 유지보수하게 되는데, 먼저 피드쓰루의 커넥터 등 하네스를 제거하여 장치 단독적으로 제거가 가능하도록 준비하고, 그 후에 장착된 위치에서 해당 장치를 탈거하여 꺼내도록 한다. 3D카메라는 크기가 크지 않아서 유지보수 2단계를 일원화 하기로 하였다. 즉, 카메라 모듈 자체를 하네스를 위한 피드쓰루에 같이 장착하여, 하네스를 별도로 제거할 필요 없이, 카메라모듈과 함께 한꺼번에 꺼 낼 수 있도록 하였다. 그림은 피드쓰루 일체형 카메라 모듈과 이를 유지보수하는 방법을 도시한 것이다.



Fig. 2. 3D Camera Module integrated on a feed through for simplifying the maintenance process.

2.2.2 BDSM 장착형 카메라 모듈

BDSM은 2008년도부터 3D 카메라를 주요 화면으로 활용해 왔다. 다만, SD급의 영상으로 구성되어 화질이 열악하고, 기계식 컨버전스 조절에 따른 제어 속도저하, 팬틸트 구동함에 따라서 화면이 기울어지는 문제가 존재하였다. 새로 구성된 3D카메라 모듈은 HD화질을 기본으로 하여, 전자주시각 제어를 채택하고, 팬틸트의 조인트 구성을 인지적인 관점에서 재설계하여 시야를 변경하더

라도 화면이 기울어지지 않도록 보완하였다.



Fig. 3. 3D Camera Module for BDSM, considering easy tele-manipulability.

2.3 3D 카메라 모듈 알곤셀 장착 및 3D 영상체계 구축

3D 영상을 활용하기 위해서는, 단순히 기존 카메라를 3D 카메라로 교체하는 것으로 작업이 완료되는 것이 아니다. 영성체계 전반의 인프라를 모두 교체하여야 하는 것이다. 즉 카메라, 전송선로, 각종 컨버터 및 중계장치, 3D 디스플레이 등 영상취득 장치에서 영상표시 장치까지의 모든 장비를 대체 개선하여 영상체계를 새롭게 구축해 주어야 한다.

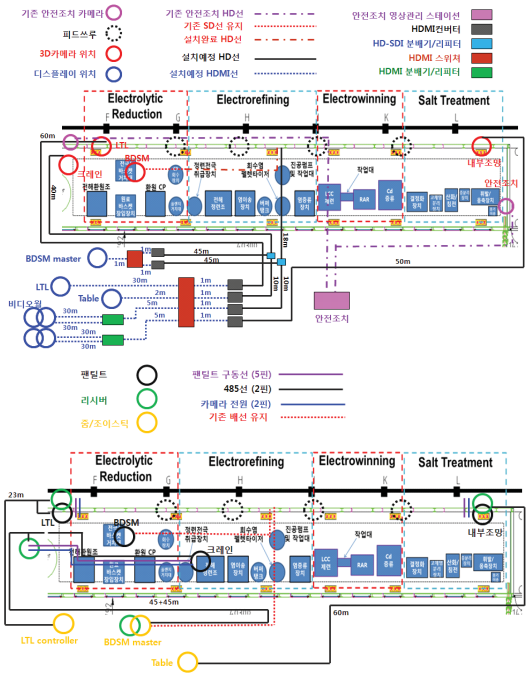


Fig. 4. Design of Video Infra-Structure for 3D HD Display and Pantilt Drive.

PRIDE 시설의 경우, BDSM 카메라의 내부배선이 약 70 m 외부배선이 약 80 m에 달하며, 크레인카메라의 내부 및 외부 배선이 각각 60 m와 50 m 에 이른다. 이와 같은 장거리 전송을 위해서는 2선으로 구성된 시리얼 전송방식을 사용하게 되는데, 일반적으로 full HD라 불리는 HD-1080p화질을 구현하기 위하여 HD-SDI(High Definition Serial Digital Interface)의 SMPTE 292M 표준전송규약에 따라 영상체계를 구축하였다.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE 알곤셀의 원격작업성 향상을 위한 3D 카메라의 모듈화 및 피드쓰루 일체형 모듈화 방법을 제안하고, 이를 기반으로한 3D 영상체계 구축 방안을 제시하였다. 피드쓰루 일체형 모듈은 하네스를 위한 피드쓰루에 카메라를 같이 장착하도록 설계하여 유지보수의 작업단계를 최소화 하였다. HD-SDI 규약에 따른 고화질 영상체계를 구축함으로써, PRIDE 알곤셀 내부를 거리감을 가진 영상으로 전송하도록 하여 제한된 시야를 극복하고 원격성을 극대화 하도록 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

[2] 류동석, 이종광, 김기호, 조일제, “이기종 제어반을 갖는 PRIDE 통합 모니터링 시스템 설계,” 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp., 2013

BDSM 무선 제어시스템 구축

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

1. 서론

최근 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 공학규모 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE)의 구축이 완료되었으며 현재 시험운전 중에 있다. PRIDE 시설의 공정셀은 완전 기밀형 아르곤 셀로 인체에 유해한 가스와 방사성 물질 때문에 작업자의 직접적인 접근이 불가능하므로 모든 공정운전 및 장치 유지보수 작업들은 기계식 마스터-슬레이브 조작기(MSM), 천정이동 양팔 서보조작기(BDSM), 크레인을 활용하여 수행된다. 본 연구에서는 BDSM의 천정이동장치를 조작하기 위한 기존의 터치형 팬던트를 대치 또는 공동 활용을 위한 무선 제어시스템을 구축하였으며 적용시험을 수행하였다.

2. BDSM 무선 제어시스템

2.1 구축 배경

BDSM은 양팔 마스터-슬레이브 서보조작기, 슬레이브 서보조작기 부착하여 공간상에서 원하는 위치로 자유롭게 이동시킬 수 있도록 주행, 횡행, 텔레스코픽, 회전 운동을 갖는 천정이동장치, 양팔 슬레이브 서보조작기 사이에 설치되는 다목적 원격취급기구, 그리고 거더 양쪽 측면에 설치된 2대의 호이스트로 구성된다. 정교한 작업이 가능하도록 슬레이브 서보조작기는 운전지역에 설치된 마스터 조작기를 사용하여 운전한다. 반면에 천정이동장치, 다목적 원격취급기구 및 호이스트는 마스터 조작구역에 설치된 터치 팬던트를 사용하여 조작하도록 개발되었다. 터치 팬던트에는 다수의 GUI 페이지가 구비되어 각각의 모션에 대응하는 버튼을 배치하고 이를 조작하여 원하는 BDSM의 모션을 얻을 수 있다. 하지만 마스터 조작 스테이션과 같이 이동해야하는 기존의 운영 방식은 실제 운전에 있어 몇 가지 애로사항이 있었다.

① PRIDE 알곤셀의 길이가 40 m에 달하여 천정이동장치나 호이스트의 운전만 필요한 경우에도 터치 팬던트를 사용하기 위해 마스터 조작기를 운전 위치로 이동시키는 것 자체에 시간이 많이 소요되었다. 또한 터치 팬던트를 이동시키지 않고 멀리 떨어져 작업하는 것은 MSM 작업자와의 협업시 의사소통에 문제가 있으며, 작업창을 통한 직접적인 시각 정보 획득이 어려워 작업 효율이 떨어지게 된다.

② 상용품 터치 팬던트는 멀티 터치의 지원 기능의 아직 부족하여 한번에 한 축의 움직임만 가능하며, 터치 포인트를 확장하는데 한계가 있다.

③ 천정이동장치 모듈의 고장시 유지보수를 위해 탈부착하는 경우에 알곤셀 상부에 설치된 유지보수용 작업창 지역으로 터치 팬던트를 이동시킬 수 없어 작업 효율이 떨어진다.

따라서 작업구역 어느 곳에서나 무선 리모콘만 들고 가면 쉽게 조작 가능하도록 무선 제어시스템을 구축하였다. 무선 리모콘의 형태를 새롭게 설계/제작하는 것은 과도한 개발 비용이 소요되므로, 상용품 리모콘을 선정하고 그래픽 인터페이스를 본 장치의 운전에 적합하도록 디자인하여 적용하였다.

2.2 무선 제어시스템 구축

Fig. 1은 BDSM의 제어를 위한 무선 제어시스템의 구성과 인터페이스 과정을 나타낸다.

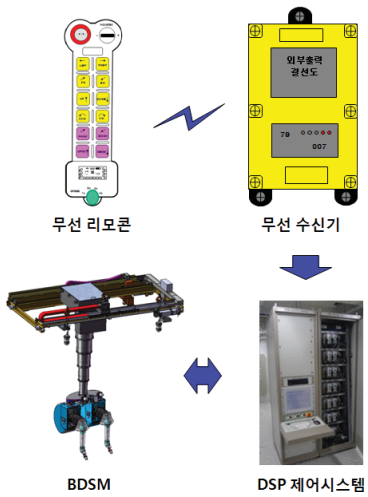


Fig. 1. Configuration of wireless BDSM remote control.

무선 리모콘의 버튼과 선택스위치 조작 신호를 무선 수신부에서 받아 발생된 릴레이 출력 신호를 BDSM 통합제어시스템의 DIO(Digital Input Output) 모듈에 인터페이스하였다. DSP 제어기에서 DIO 입력 신호를 감지하면 BDSM의 해당 축에 대한 제어 루프가 활성화된다. 또한 기존 BDSM의 유선 입력장치인 터치 팬던트와 우선순위를 정하여 상호 충돌이 발생하지 않도록 하였다.

Fig. 2는 무선 제어시스템의 동작 방식을 나타낸다. 최상위 우선순위는 비상정지 스위치로 이것이 눌리게 되면 즉시 모든 제어 루프가 비활성화된다. 제어 대상에는 천정이동장치, 다목적 원격취급기구, 호이스트 2개가 있으며, 제어 대상을 선택하기 위한 토글 스위치가 사용된다. 또한 12축의 서보모터를 제어하기 위해 6조의 버튼을 사용하였다. 토글 스위치가 왼쪽으로 설정되면 천정이동장치와 왼쪽 호이스트 제어기가 활성화되며, 반대로 설정되면 다목적 원격취급기구와 오른쪽 호이스트 제어기가 활성화된다. 모든 축들은 동시에 운전이 가능하며, 선택 스위치를 조작하여 4가지의 운전 속도를 지정할 수 있다.



Fig. 2. Functions of remocon.

선정된 무선 리모콘은 BDSM의 모션 기능과 직관적으로 연동할 수 있도록 Table 1과 같이 버튼에 텍스트와 화살표를 조합하여 표시하였다. 노란색 버튼은 4축의 천정이동장치와 다목적 원격취급기구를 제어하기 위한 것으로 구분을 위해 천정이동장치의 제어는 화살표로, 다목적 원격취급기구는 텍스트로 표시하였다. 반면에 버튼을 공통으로 사용하지 않는 호이스트는 화살표와 텍스트를 직관적 움직임과 일치하도록 디자인하였다.

Table 1. Graphic images and their functions of buttons

버튼	기능
U P / DOWN	▪ 천정이동장치 상하 이송 (화살표) ▪ TOOL 상하 이송 (text)
OPEN / CLOSE	▪ 천정이동장치 좌우 이송 (화살표) ▪ TOOL 그리퍼 개폐 (text)
Tilt U / Tilt D	▪ 천정이동장치 전후 이송 (화살표) ▪ TOOL Tilt 회전 (text)
CCW / C W	▪ 천정이동장치 회전 (화살표) ▪ TOOL Roll 회전 (text)
FW(H) / BW(H)	▪ 호이스트 전후 방향 이송 ▪ FW(전진), BW(후진)
UP(H) / DN(H)	▪ 호이스트 후크 상하 이송 ▪ UP(상승), DN(하강)

2.3 적용 시험

공정장치의 운전과 천정이동장치의 유지보수 작업에 대한 적용 시험을 수행하면서 발생된 문제점들을 보완하였다. 모션 제어기에서는 지정시간만큼의 가감속 패턴에 따라 기구부를 제어하게 된다. 즉, 버튼이 눌리면 가속되고 버튼이 떨어지게 되면 감속이 이루어지는데, 가속하는 중에 반대 방향 이송 명령이 눌리게 되면 오동작이 발생할 수 있으므로 한번에 하나의 명령만이 유효하도록 소프트웨어적인 예외처리를 추가하였다.

또한 하나의 무선 리모콘으로 다양한 장치를 선택적으로 제어하게 되므로, 조작자는 항상 선택된 장치를 확실히 인지하고 작업에 임해야 한다.

3. 결론

본 논문에서는 BDSM에 대한 무선 제어시스템을 구축하고 적용 시험을 수행한 결과를 다루었다. 무선 제어기는 크레인 운전에 널리 사용되는 안전성이 높은 상용 제품을 적용하였으며, 이를 통해 기존 BDSM의 활용성과 작업 효율이 크게 향상됨을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로부터 지원받았습니다.

ACPF Argon Compartment 및 Purification System 설계

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

1. 서론

사용후핵연료에 포함되어 있는 고독성 및 고방열성 핵종 일부를 별도 처리하기 위한 차세대관리 종합공정 기술개발 시설인 ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)가 2005년에 공기 분위기 핫셀(Air Cell)로 구축되었으며, 소규모(1kg/batch) 사용후핵연료 우라늄산화물의 효율적인 전해환원 공정(경수로용 사용후핵연료를 금속전환체로 전환하는 공정)을 실증하기 위한 개조 설계가 2012년부터 수행되었다. Air Cell 내부의 일부를 격리시켜 우라늄산화물의 전해환원 반응에 적합한 분위기(조해성/강부식성 염 취급이용이)를 조성하는 알곤 환경의 셀(Argon Compartment)을 구축하기 위함이다. 본 논문에서는 설계된 Argon Compartment 및 Purification System 에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 ACPF Argon Compartment 및 Purification System 개요

ACPF는 방사성물질을 취급하는 핫셀(Hot Cell)로서 모든 재질 및 부품은 1 x 10^8 rad 에도 견디는 내방사성을 가져야하며, 취급 및 운전은 원격으로 이루어져야 한다. 특히, Argon Compartment에 놓이는 전해환원 장치는 염을 사용하기 때문에 조해되지 않는 알곤 환경으로 조성되어야 하며, 부식성에 강인한 재질을 사용하여야 한다. 따라서 Argon Compartment는 가스 기밀형 핫셀로 구축되어야 하며 산소, 순분, 온도, 압력이 적절히 제어되어는 시스템(Purifier 및 Control System)을 구비하여야 한다. 이와 같은 특성 때문에 사전에 셀 및 공정장치의 원격 운전/유지보수성 및 제어 성능을 철저하게 검증하기 위한 Fig. 1과 같은 성능 검증용 목업(mock-up) 시스템을 구축하였으며, 이의 성능 검증을 통해서 실증용 설계를 수행하였다. Fig. 2는 개조될 ACPF의 단면도를 보여준다. 개조될 ACPF에는 공정 셀 우측의 첫 번째 윈도우와 두 번째 윈도우 사이를 경계로 하여 첫 번째 윈도우 영역에 알곤 셀이 놓이게 된다. 알곤 정제기(purifier)는 격리실에 놓인다. 알곤 셀 제어 및 모니터링(monitoring) 시스템은 격리실 밖에 놓인다. 알곤 셀은 다음과 같은 조건으로 제어된다.

- 산소(O_2) 및 수분(H_2O) : 10 ppm 이하
- 내부 온도 : 25 ~ 35℃
- Air cell 과의 압력차 : -5 ~ +5 mmAq



Fig. 1. ACPF mock-up.

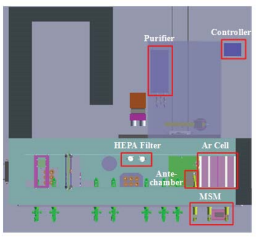


Fig. 2. ACPF remodeling.

2.2 Argon Compartment

Fig. 2에서 보는 바와 같이 ACPF 운전지역에서 바라볼 때 셀내 오른쪽 부분에 Argon Compartment가 구축된다(내부 크기 : 1,800 L × 2,000 W × 2,700 H mm). ACPF Cell 내 바닥면(working table, 높이 480 mm) 위에 『 형태로 구축한다. Argon Cell 좌측 Air Cell 측에는 Argon Cell 구축 및 이후 비상시 활용을 위한 기밀형 Door(600 W × 1,000H mm), 전해환원 공정물질의 반입/반출을 위한 기밀형 Ante-chamber(이송물 크기 : 600 L × 600 L × 6000 H mm), Air Cell의 압력 및 Air Cell과 Argon Cell 과의 압력차를 측정하는 원격 유지보수형 압력계 모듈을 설치한다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 Argon Cell 내에는 전해환원 공정물질의 취급을 위한 원격 유지보수형 크레인, 전원 및 신호 케이블의 연결을 위한 기밀형 Feed-through, Argon Cell 내 온도 측정을 위한 원격 유지보수형 온도 측정모듈, Argon Cell의 조명인 원격 유지보수형 Cell Lighting 모듈을 설치한다. Argon Cell 전면 벽 차폐 window 상부에는 기존 한국차폐 MSM(mechanical Master-

Slave Manipulator) 2식(1식은 MSM 1 set)이 독일 Walishmiller MSM으로 교체되며, 바로 옆 Air Cell 용 한국차폐 MSM 1 set도 Walishmiller MSM으로 교체된다.

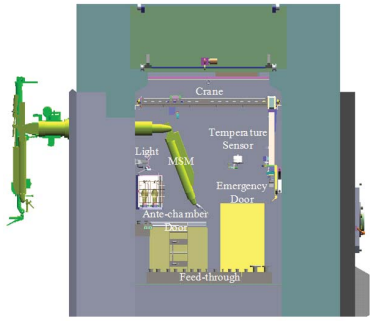


Fig. 3. Argon Compartment.

2.3 Air Cell 내 설치기기

Air Cell 에는 Ante-chamber 운전 시 배기되는 가스의 방사성 물질 입자 및 Argon Cell 운전 시 순환되는 가스의 방사성 물질 입자를 포집하는 HEPA filter system을 Fig. 2에서 보는 바와 같이 설치한다.

2.4 정제기(Purifier)

정제기는 Argon Cell 내부에 알곤을 공급하고 셀의 수분과 산소를 1 ppm 이하로 제거하는 것을 주목적으로 하는 장치이며 Fig. 4에서 보는 바와 같이, Circulation Blower, 2개의 Dry Trap, 2개의 Chiller, Cold Trap, 2개의 MFC, 2개의 Vacuum Pump, Heater, HEPA filter, 산소/수분 센서, 온도 센서, 밸브 등으로 구성된다. Argon Cell로 공급되는 알곤은 열교환기(Cold Trap)을 거친 후 방사성 물질을 포집하는 HEPA 필터를 거쳐 Argon Cell 상부에 공급되며, Argon Cell 하부의 파이프라인, Air Cell의 HEPA 필터, Circulation Blower 및 산소/수분을 포집하는 Dry Trap을 거쳐 계속적으로 순환된다. Circulation Blower는 알곤을 순환시키는 역할을 한다. Dry Trap 내부에는 H_2O를 포집하는 molecular sieve 및 O_2를 포집하는 CuO를 3층(1층 수분, 2층 산소, 3층 수분)으로 적재시킨다. Dry Trap은 이의 재생(regeneration) 시에도 계속해서 정제가 이루어지도록 2개로 구성하였다. Chiller 및 Cold Trap은 알곤 셀 및 송풍기의 온도를 25 ~ 35°C 로 유지하기 위한 냉방기로서의 역할을 한다. MFC는 Argon Cell로 공급되는 알곤 및 Dry Trap 재생 시 사용되는 혼합가스(H_2/Ar)의 유량을 조절하는 역할을 한다. Heater는 Dry Trap 재생시 발생되는 수분을 건조시키는 역할을 한다. 정제기는 ACPF 환경(방사선, 알곤) 및 규모(10 m^3)를 고려하여 설계되었다.

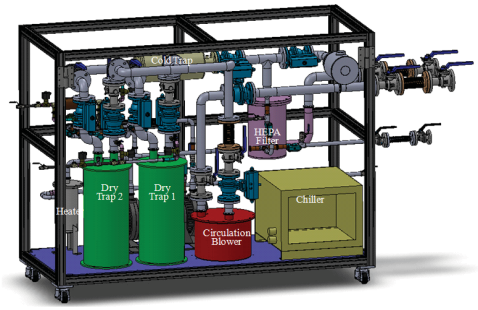


Fig. 4. Argon Purifier.

2.5 제어기(Controller)

알곤 셀의 정제/재생/온도/압력 제어, 모니터링 및 데이터 저장을 위해 LG PLC 및 Pro-face의 touch PC로 구성되는 제어 시스템을 설계하였다. 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

ACPF Mock-up 의 성능시험을 통해 개선 설계된 ACPF Compartment 및 Purification System은 2014년 2월 까지 구축을 완료할 예정이며, 이후 추가적인 성능시험을 거쳐 ACPF 운전에 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 박병석 외 4인, "개조 ACPF 검증목업 구축", 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회, pp. 167~168, 2013

파이로시설 화재 안전성 확보를 위한 우라늄 발화 연구현황 분석

유길성*, 문성인, 정원명, 구정회, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yougil@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄의 발화 연구는 1950년대 후반부터 수행되었다. 이는 우라늄 금속의 발화 및 인화성에 의한 화재사고가 그 당시 원자력 산업에서 주요 이슈 중 하나였으며, 사고의 방지를 위해서는 발화거동에 대한 근본적인 이해가 필요하였기 때문이다.

본 논문에서는 최근 한국원자력연구원이 개발중인 파이로공정 시설[1,2]의 우라늄 금속화재 안전성 확보를 위해 지금까지 전 세계적으로 수행된 우라늄 금속의 발화 연구 현황을 분석해 보았다. (지면관계로 중요내용만 요약, 참고자료도 대표적인 것만 기술함)

2. 우라늄 발화연구 현황

2.1 L. Baker, JR. 등의 연구

우라늄 발화 현상에 대한 주의 깊은 분석결과로는 1966년에 미국의 Argonne National Laboratory (ANL)의 L. Baker, JR., J. G. Schnizlein과 J. D. Bingle에 의해 수행된 연구[3]가 있다.

우라늄 금속의 발화 및 인화성에 의한 화재사고는 당시 원자력 산업에 심각한 위험요소였다. 따라서 우라늄 금속의 화재와 폭발 발생을 방지하기 위해 사고의 원인 및 조건 등을 조사하고 우라늄 금속에 대한 산화, 발화 및 연소에 대한 기초연구가 수행되었다. 이러한 연구는 우라늄 금속의 발화기구에 대한 근본적 이해를 얻을 수 있으며, 또한 관련시설에 대한 안전성 확보에 기여할 수 있다. 우라늄 금속과 기타 다른 원소로 구성된 합금 금속들의 산화와 발화에 대한 연구는 1959년 경에 발표된 바 있으며, 그때 이후로도 몇 편의 논문들이 발표된 바 있다. 또한 우라늄 분말에 대한 발화연구가 발표된 바 있지만, L. Baker는 분말보다는 조금 더 큰 우라늄 조각, 즉 사각형, 와이어 그리고 포일 모양의 우라늄 금속에 대한 발화현상에 대한 연구를 세밀히 수행하여 발표하였다.

2.2 D. F. Fischer 등의 연구

ANL의 D. F. Fischer와 J. G. Schnizlein은 1968년에 조사된 우라늄에 대한 발화거동 연구[4]를 수행한 바 있다.

우라늄 발화의 중요한 양상들 중 하나는 발화현상에 대한 방사선 조사효과이다. 당시 보고된 사고들은 캐나다 Chalk River, 영국 Windscale 및 미국의 Hanford 사고 등이며, 이 사고들은 우라늄이 조사된 후 더 높은 발화성을 가진 게 그 원인인 것으로 보고된 바 있다. 조사된 우라늄의 발화사고에서 핵분열 생성물의 외부로의 누출은 심각한 위험을 의미한다. 고온에서의 핵분열 생성물의 누출은 몇 연구자에 의해 연구된 바 있으며, 이 연구자들 중 약간은 조사된 우라늄의 산화율이 미조사 우라늄에 비해 더 높다고 보고했다. 그러나, 이러한 차이는 대상 물질의 표면적, 조사율과 같은 오차들에 의해 영향을 받기도 한다. 조사된 우라늄의 공기중 더 높은 산화율은 우라늄이 10^{20} nvt (10^{-2} at% burnup) 이상으로 조사되었을 때만 나타나며, 이때 핵분열생성 기체버블이 산화물의 disruption의 원인을 제공하고 표면적을 증가시키는 것으로 해석하였다. 또 다른 연구자는 우라늄 발화의 조사효과는 불명확하다고 결론지었으며, 제시된 증거에서는 조사의 영향을 나타내지 않았다. 그는 핵연료봉의 화재에 대한 조사의 두 가지 주요한 효과들은 크랙과 다공성의 증가에 의한 비면적의 증가와 방사선 붕괴로부터의 자체 가열(self-heating)이라고 주장했다.

2.3 Martin G. Plys 등의 연구

비교적 최근인 2000년에 수행된 우라늄 발화 현상과 예측에 대한 연구는 미국의 Fauske & Associates, Inc.의 Martin G. Plys, Michael Epstein과 Boro Malinovic에 의해 수행되었다[5].

이 연구에서는 Hanford Spent Nuclear Fuel Project (SNFP)의 공정과 상황에 적용할 수 있는 우라늄 발화의 현상, 경험, 실험 및 예측에 대한 모든 자료를 수집하고 세밀히 분석했다. 이 연구수행의 몇 십년 전에는 우라늄과 지르코늄 금속

화재는 미국 Atomic Energy Commission (AEC) 시설에서는 일상적인 일이었지만, 그 사고에 대한 자세한 기록자료는 거의 없었다. 따라서, 이 연구에서는 수집된 사고자료의 일반적인 내용을 설명하고 DOE 시설에서의 사고방지를 위한 유용한 방법을 제시하였다. 또한 여기에 기술된 방법들은 발화 가능성이 있는 플루토늄 금속 또는 수소화물에도 적용될 수 있다. 이들은 시설의 우라늄 발화사고의 안전성 분석에 즉시 응용 가능한 일련의 방정식과 값들도 제시하였다.

2.4 F. Le Guyadec 등의 연구

이 연구는 가장 최근(2010년)에 수행된 연구로 프랑스 CEA의 F. Le Guyadec, X. Genin, J.P. Bayle, O. Dugne, A. Duhart-Barone 및 C. Ablitzer에 의해 수행되었다[6]. 이들은 우라늄 수소화물과 순수한 우라늄 분말들의 자발적 발화거동을 정밀하게 관찰하였다.

CEA는 우라늄과 우라늄 화합물의 산화 분위기에서의 거동연구를 위해 일질화 우라늄과 일탄화 우라늄 분말의 흐르는 공기 중과 여러 가지 산소의 양을 가진 알곤과 질소 내에서의 반응을 앞서 연구한바 있다. 그러나 이 연구에서는 결정립의 크기, 가열비, 온도와 조건들과 같은 인자들에 대해 연구하였으며, 분말들은 실온과 같은 낮은 온도에서도 자발 발화될 수 있음을 실험으로 보여주었다.

3. 결론

앞서 기술된 연구현황에서 보듯이 우라늄 금속에 대한 발화연구는 비교적 많이 수행되었으며, 최근 프랑스 CEA 연구팀에서 수행된 우라늄 발화거동 시험결과는 주위 산소와 습기로부터 격리된 순수 우라늄 수소화물 혹은 금속 미세분말은 실온에서 자발 발화될 수 있다는 사실을 보여주었다. 이러한 사실은 한국원자력연구원이 추진중인 파이로공정의 일부 공정에서 순수 우라늄분말이 생산될 경우 시설내 불활성 분위기의 갑작스런 누출사고의 경우 발화 안전성을 고려하여야 할 것을 의미한다.

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] L. Baker, Jr., J. G. Schnizlein and J. D. Bingle, J. Nucl. Mat. 20 (1966) 22

[4] Baker, L. Jr., and Fischer, D.F., "Burning Tests with Uranium-Plutonium-Polybdenum and Uran1um-Plutonium-T1tan1um Ternary Alloys," Argonne National Laboratory Report, ANL-7225, November, 1966

[5] Plys, et al., 2000, "Uranium Pyrophoricity Phenomena and Prediction," SNF-5373, Fluor Hanford Inc., Richland, WA, to be released

[6] F. Le Guyadec, X. Génin, J.P. Bayle, O. Dugne, A. Duhart-Barone, C. Ablitzer, “Pyrophoric behaviour of uranium hydride and uranium powders,”Journal of Nuclear Materials 396 (2010) pp.294–302

파이로 핵물질 계량을 위한 통합비파괴측정장치(UNDA) 개발

서희*, 원병희, 이승규, 박세환, 신희성, 송대용, 나상호, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hseo@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 1978년 첫 상업운전을 시작한 고리 1호기를 비롯하여 현재 23호기의 원자력발전소를 운영중에 있다. 최근 심각한 전력난에서 볼 수 있듯이 우리나라는 급격한 산업화와 함께 전기 소모량이 급속하게 증가하고 있으며, 이러한 상황 속에서 원자력 에너지는 기반 에너지로서 각광을 받고 있다. 하지만, 2012년 말 기준으로 12,000톤이 넘는 사용후핵연료가 원자력발전소 부지내 임시 저장고에 보관되어 있으며, 이는 곧 포화에 이를 예정이므로 공론화를 통한 국가적 정책마련이 시급하다. 이에 우리나라에서는 선진 후행핵주기 기술개발의 일환으로 파이로 프로세싱에 대한 연구개발을 진행하고 있다. 파이로 시설은 사용후핵연료를 다루는 시설이므로 당연히 IAEA의 사찰 대상이 되며, 파이로 기술을 실현하기 위해서는 높은 수준의 안전조치 기술개발이 선결되어야 한다. 이에 한국원자력연구원에서는 미래 파이로 시설에 대한 다양한 안전조치 기술들을 개발하고 있으며, 파이로 핵물질에 대한 계량장치 개발 역시 이중 하나이다. 본 연구에서는 파이로 핵물질 계량장치의 프로토타입으로 통합비파괴측정장치(Unified Non-Destructive Assay, UNDA)를 개발하고 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 통합비파괴측정장치(UNDA)

핵물질 계량을 위해 사용되는 비파괴 측정기법은 통상적으로 중성자, 감마선, 무게, 열량 측정 등이 있다. UNDA 이중 3가지의 비파괴측정기법, 즉, 중성자/감마/무게 측정기법을 하나의 측정장치에 통합하여 개발하였다. 이를 통해 계통오차의 감소 및 측정시간의 단축을 기대할 수 있다. Fig. 1에서는 UNDA 개념도를 보여주고 있다.

2.2 중성자 측정 파트

핵물질에서 발생되는 중성자를 측정하기 위하여

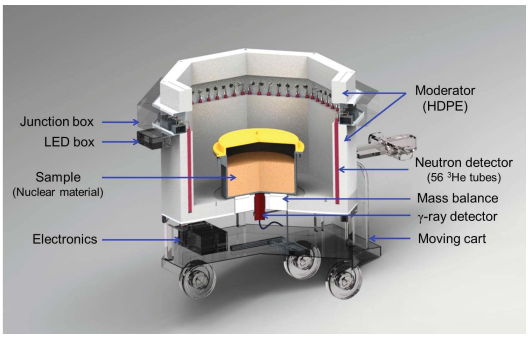


Fig. 1. Unified non-destructive assay (UNDA) system.

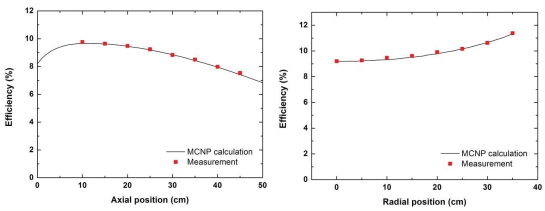


Fig. 2. Detection efficiency as a function of the ^{252}Cf source position within the cavity of the UNDA.

56개의 ^{3}He 중성자 검출기를 사용하였고, 신호처리를 위해서는 Amptek사의 A111칩과 Canberra사의 JSR-14 Shift Register를 사용하였다[1]. UNDA는 8각 구조로 각 면에 7개의 검출기가 설치되며, 각 면에서 발생되는 신호를 LED를 통해 모니터링이 가능하도록 제작하였다. Fig. 2에서는 ^{252}Cf 점선원에 대한 UNDA의 위치별 측정효율을 보여주고 있으며, 전산모사 결과와 실험결과가 매우 잘 일치함을 알 수 있다.

2.3 감마선 측정 파트

핵물질에서 발생되는 감마선을 측정하기 위해서 Canberra사의 NaI(Tl) 검출기(model: NAID-TC)를 사용하였으며, 신호처리를 위해 InSpector-2k 및 IMCA 우라늄 농축도 분석 소프트웨어를 사용하였다. Fig. 3에서는 감마선 측정시스템을 보여주고 있으며, Fig. 4에서는 우라늄 교정선원을 사용한 테스트 결과를 보여주고 있다.

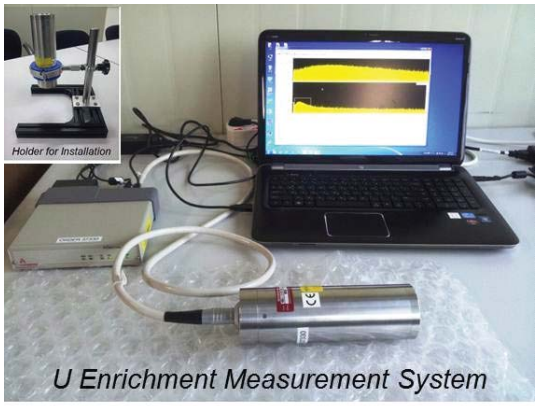


Fig. 3. Gamma-ray measurement system in UNDA.

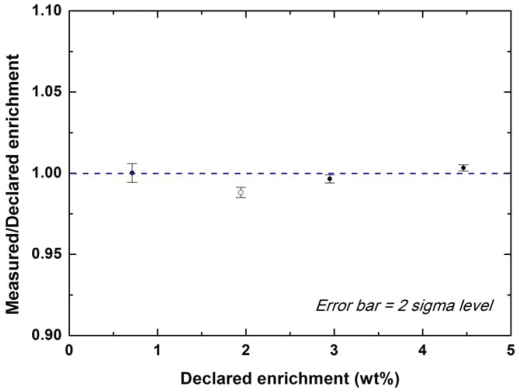


Fig. 4. U enrichment measurement result (E=-1.18% for 1.94 wt% enrichment case).

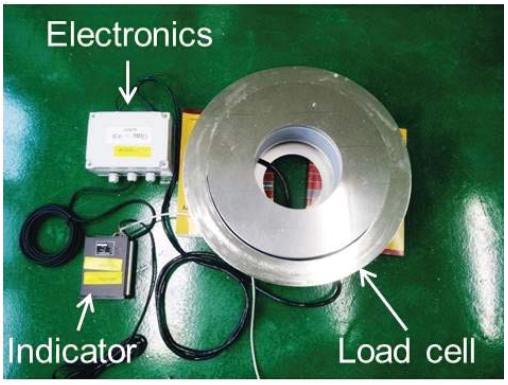


Fig. 5. Mass measurement system in UNDA.

2.4 무게 측정 파트

핵물질의 무게를 측정하기 위하여 환형의 저울을 제작하였다. 저울의 가운데 부분에 감마선 검출기가 위치할 수 있도록 도넛 형태로 제작하였으며, 최대 측정용량은 200 kg이다. Fig. 5에서는

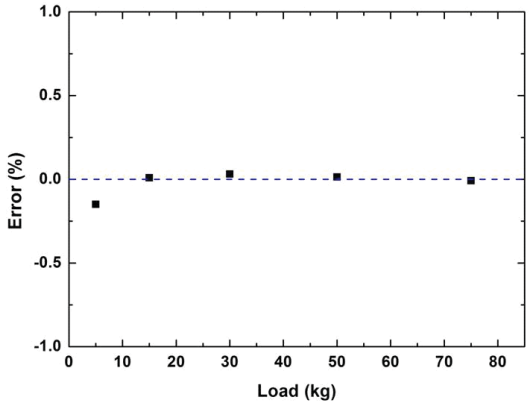


Fig. 6. Mass measurement result (E≪0.1% except 5 kg case).

제작된 저울과 신호처리회로를 보여주고 있으며, Fig. 6에서는 교정분동을 사용하여 테스트한 결과를 보여주고 있다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 핵물질 계량을 위해 3가지 비파괴측정기법이 하나의 장치에 통합된 비파괴측정장치를 개발하였으며, 교정선원 등을 사용하여 개별 장치의 성능을 테스트하였다. UNDA를 통해 핵물질 계량 시 계통오차 감소 및 측정시간 단축을 기대할 수 있으며, 향후 PRIDE 시설에서 시범적으로 감손우라늄에 대하여 성능을 테스트할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] H. Seo *et al.*, "Development of Neutron Measurement System in Unified Non-Destructive Assay for PRIDE Facility," J. Kor. Phys. Soc., (submitted)

PRIDE 시설에서 핵물질 분석을 위한 원격 LIBS 장치의 제작과 성능 평가

최대웅[1,2], 공용득[1], 한보영[2], 이용훈[1*]
[1]목포대학교, 전남 무안군 청계면 영산로 1666(도림리 61번지)
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yhlee@mokpo.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료의 부피를 줄이기 위한 파이로 공정의 단위 기술들이 실험실 스케일에서 개발되었고, 통합된 공정을 입증하기 위한 PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive Demonstration) 시설이 현재 설치되어 시험 중이다.[1] 한편, 공정기술 뿐만 아니라 공정 진행 과정을 모니터링하고 안전조치를 강화하기 위한 기술 개발이 필요하다. 작업자가 공정 물질에 접근하지 않고 차폐창 밖에서 원격으로 공정 물질의 화학 조성을 분석할 수 있는 기술은 이와 같은 필요성을 상당부분 충족시킬 수 있을 것으로 기대된다. 레이저유도 플라즈마 분광법(Laser Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS)은 공기 중에서 시료의 전처리 없이 여러 종의 원소들을 동시에 실시간으로 분석할 수 있는 장점이 있어 다양한 산업 분야에서 응용 기술로 개발되고 있다.[2] 또한 LIBS는 망원경을 이용한 수광 광학계를 사용할 경우 최대 ~100 m 떨어진 시료에 대한 원격 측정이 가능하기 때문에 자원 탐사 및 위험물 탐지 기술로의 개발이 전 세계적으로 활발하다. 본 발표에서는 PRIDE 시설에 적용을 목표로 제작한 원격 LIBS 장치의 구성과 성능을 보고하고자 한다. 원격 LIBS를 PRIDE 공정 물질의 실시간 분석에 적용하기 위해서는 다양한 조건들이 검토되어야 한다. 그 가운데 차폐막의 광학적 특성은 측정 조건을 결정하는 주된 인자이며, 우리가 적용하고자 하는 stand-off (SO) 방식의 원격 LIBS는 레이저 펄스를 차폐막을 통해 시료에 집속해야 하므로, 차폐막의 안전성에 대한 검토가 중요하다. 차폐막에 대한 광학적 특성 및 안전성 평가에 대한 예비적인 결과를 제시하고 이를 토대로 제작한 SO-LIBS 장치의 성능을 토론하고자 한다.

2. 본론

2.1 차폐창의 광학 특성 및 안전성

2.1.1 차폐창 광투과도: 송·수광 파장 선정

PRIDE 시설에 사용되는 플라스틱 차폐창 시료에 다파장 HeNe 레이저, UV 램프, Nd:YAG 레이저 광원을 이용하여 다양한 파장에서 광투과도를 측정하였다 (Fig. 1).

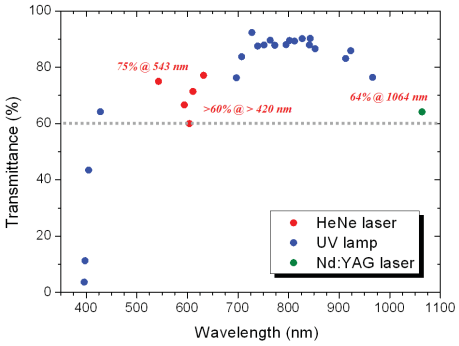


Fig. 1. Transmittance spectrum of the plastic window.

SO-LIBS 장치에 사용할 Nd:YAG 레이저로부터 얻을 수 있는 파장 가운데 1064 nm와 532 nm에서 각각 60, 70% 이상의 투과도가 확인되었다. 실제 장치에서는 가시성이 더 좋아 원거리 시료에 조준이 쉬운 532 nm 파장을 사용하였다.

또한 차폐창의 광투과도가 400 nm 부근에서 급격히 감소하여 보다 짧은 파장의 빛은 거의 투과시키지 않는 것으로 나타났다. 이 결과는 SO)-LIBS의 수광 파장 영역을 제한한다. 실제 시료의 매트릭스는 PRIDE의 전해정련 공정의 용융상태의 KCl-LiCl 공융혼합물이다. LIBS 신호의 정규화를 위해서 매트릭스 성분 원소의 약한 세기의 방출선을 분석 대상 물질의 강한 세기의 방출선과 함께 관찰해야 한다. 본 연구에서는 분석 대상물질을 Ce으로 선정하였고, 약한 K I 방출선과 강한 Ce II 방출선들이 함께 관찰되는 400-440 nm 영역을 수광 파장으로 결정하였다.

2.1.2 차폐창 안전성 평가: 가속 노광 실험

지속적인 펄스 레이저의 투과에 따른 차폐창의 손상 여부에 대한 예측을 위해서 가속 노광 실험을 진행하였다. 펄스당 레이저 에너지 30 mJ, 레이저 빔 직경 3.5 cm 조건에서 658,200 펄스를 투

과시켰다. 총 누적 에너지는 20,075,100 mJ이었다. 차폐창의 손상 여부는 633 nm 파장의 HeNe 레이저의 투과도로 조사하였다 (Fig. 2).

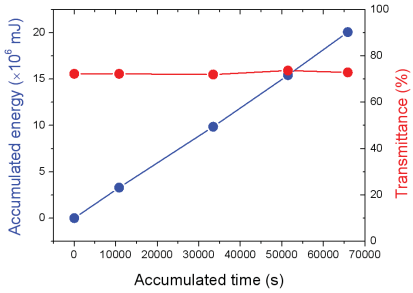


Fig. 2. Accumulated energy and transmittance.

누적 노광시간 65,820 초에 이르기까지 차폐창의 광투과도는 의미있는 변화를 보이지 않았다. 최종 누적 노광량은 1회 측정시 20 펄스에 의한 LIBS 스펙트럼을 누적한다고 했을 때, 32,910회 측정에 해당하는 노광량이며, 매일 하루 10회 측정한다고 하면, 9년간 차폐창의 광투과도 변화 없이 측정할 수 있다는 것을 의미한다. 향후, 광투과도 변화 이외에 물리적 물성변화에 대한 조사가 필요하다.

2.2 SO-LIBS 설계・제작

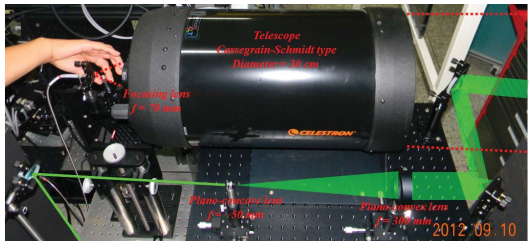


Fig. 3. SO-LIBS setup.

SO-LIBS 장치에 Nd:YAG 레이저(Quantel, Brilliant b)를 광원 사용하여, 532 nm 파장의 2차 조화파 빔을 각각 초점거리가 -50 mm, 300 mm인 오목, 볼록 렌지로 구성된 빔 확대기를 통과시켜 SO-LIBS 장치로 부터 1.3 - 1.5 m 떨어진 위치의 시료에 집속되도록 하였다. 시료 표면에 발생된 플라즈마에서 방출되는 빛은 구경 30 cm인 카세그레인-슈미트 방식의 반사 망원경을 통해서 수광하였고, 수광된 빛은 초점 거리 7 cm인 볼록 렌즈를 이용하여 코어 직경 450 ㎛인 광섬유 단면에 집속하였다. 이 광섬유를 통해서 수광된 빛은 길이 50 cm Czerny-Turner 방식의 분광기로 보내 파장 분해되고 ICCD 검출기로 스펙트럼을 기록하였다. Fig. 3은 제작한 SO-LIBS의 사진이다.

2.4 스펙트럼 획득 및 검출한계 예측

측정 거리 증가에 따른 수광 효율 감소만 고려하면 우리가 제작한 장치와 측정 조건에서 신호 크기는 일반적인 탁상용 LIBS 장치에서의 신호의 대략 1/12 정도가 될 것으로 추정된다. 일반적인 탁상용 LIBS 장치의 1, 2족 금속 원소의 검출한계가 수-수십 ppm 수준인 것을 고려하면 본 장치의 검출한계는 동일한 원소에서 수십-수백 ppm 수준으로 추정된다. Fig. 4에 소금 펠렛 시료에 대해서 차폐창을 통과하여 측정한 스펙트럼을 제시하였다. Ca I, K I 방출선의 신호대잡음비와 이 소금에 대해서 ICP-OES법으로 측정한 Ca, K 농도를 이용하여 검출한계를 예측해 보면 각각 57, 22 ppm으로 나타난다.

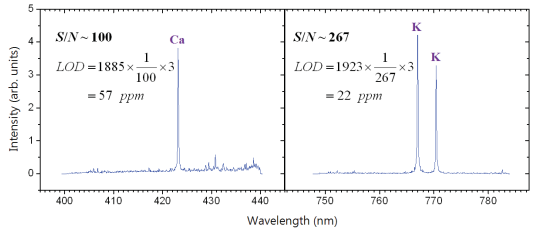


Fig. 4. LIBS spectra of the salt.

3. 결론

차폐막을 통해 레이저 펄스를 원거리에 위치한 시료에 집속시키기 위해 SO-LIBS 장치를 설계했다. 플라스틱 차폐창에 대한 투과도 및 가시성이 좋은 532 nm 파장의 Nd:YAG 레이저 빔이 사용되었고, 수광파장은 K I과 Ce II 방출선들이 함께 관찰되는 400-440 nm 영역으로 결정했다. 차폐창의 손상 여부 예측을 위해 65,820 초 동안 가속노광을 실시했고, 차폐창의 광투과도는 변화를 보이지 않았다. 만들어진 SO-LIBS 장치를 이용하여 소금 펠렛 시료의 스펙트럼을 얻었고, 57 ppm과 22ppm의 Ca와 K의 검출한계가 예측되었다.

4. 감사의 글

본 논문은 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 통한 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

[1] H. Lee, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho, S.-W. Paek, Energy Procedia, Vol. 7, pp. 391-395, 2011

[2] D.W. Hahn, N. Omenetto, Appl. Spectrosc. Vol. 66, No. 4, pp. 347-419, 2012

레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 파이로 염폐기물 내에 우라늄 분석

김연실*, 한보영, 나상호, 박세환, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ysk01@kaeri.re.kr

1. 서론

LIBS(Laser Induced Breakdown Spectroscopy)는 다른 분광법에 비해 시료의 전처리 과정을 최소화시킬 수 있고, 시료 표면에 형성된 플라즈마에서 방출되는 스펙트럼을 기록함으로써 시료 내에 존재하는 여러 원소들의 성분 및 농도를 확인할 수 있는 기술이다. 원거리 측정이 가능하고 수 mJ의 낮은 에너지 사용으로 시료의 비파괴 분석이 가능하기 때문에 고방사성 분위기에서 사용후 핵물질 내에 존재하는 핵물질 구성 성분 확인 및 정량적인 분석에 특히 유용하다 [1].

본 연구에서는 파이로시설의 안전조치 방사성 물질인 우라늄의 정량분석을 위한 LIBS 분석 기술을 개발하고 있다. 이를 위하여 우라늄이 함유되어 있는 파이로 공정 염폐기물을 시료로 사용하였으며, 미지시료 내에 존재하는 우라늄 함량의 정량측정 오차 분석을 위하 연구 결과를 보고한다.

2. 본론

2.1 실험

플라즈마 발생을 위해 Nd:YAG 펄스레이저(Brilliant B, Quantel)의 355 nm 파장을 사용했으며, 형성된 플라즈마 내의 원소들을 검출하기 위해 분해능($\lambda/\Delta\lambda$)이 20000(FWHM)인 Echelle 분광기(LLA instruments GmbH, ESA 4000)를 사용하였다. 레이저의 펄스폭은 4-6 ns이며, 펄스의 반복률은 10 Hz 이다. 감쇠기를 통과한 후 사용한 레이저빔의 펄스 에너지는 약 10 mJ 이다. 시간에 따라 펄스의 요동(pulse to pulse fluctuation) 정도는 1% 이하이다. 레이저빔의 집광을 위해 초점 길이가 75 mm인 볼록렌즈를 사용하였고, 시료의 표면보다 약 1 mm 내부에 레이저빔의 초점이 맺히도록 설정하였다. 시료 내부에 집광하여 조사하여 시료 표면의 손상으로 인해 발생할 수 있는 실험 오차를 줄이고자 했다. 플라즈마에서 방출되는 빛을 집광하기 위해 구경이 2-inch, 초점 길이 75 mm의 시준기 렌즈를 사용했으며, 집광된 빛을 코어 직경이 0.6 mm인 광섬유로 분광기까지 전송하여 발광 스펙트럼을 기록하였다. 스펙트럼은 190 nm부터 420 nm 영역을 나타내며, 분광기의 gate width는 3 μs, gate delay는 1 μs로 설정하였다.

사용한 LiCl-CsCl-$SrCl_2$ 매질로 되어 있는 염폐기물의 성분비는 표 1과 같다. 아래의 조성을 가진 산화물형태의 파우더에 다양한 농도(0.2wt%, 0.4wt%, 0.6wt%, 0.8wt%, 1wt%)의 우라늄을 첨가하였다. 이렇게 혼합된 시료를 1150℃의 전기로에서 소결하여 고화된 염폐기물을 제조하였다.

Table 1. Composition of Salt-Waste (Oxide base wt.%)

Si	Al	P	B	Fe	Li	Cs	Sr
34.80	16.93	26.54	8.26	2.39	8.90	1.60	0.59

2.2 결과 및 토의

우라늄 원자의 발광 스펙트럼에서 나타나는 전이선 중에서 신호 세기가 가장 큰 356.659 nm에서 보이는 뉴트럴 라인을 선택하여 교정곡선을 획득하였다.

2.2.1 내부표준선의 선택

교정곡선의 실험적 오차를 줄이기 위해 정규화 작업을 하였다. 측정을 통해 얻은 스펙트럼을 사용하여 Table 2에서와 같이 시료 구성 원소들 중 분석대상원소인 356.659 nm에서 보이는 우라늄의 전이선과 비슷한 여기에너지와 전이확률을 가진 원소 B, Fe 을 선별하였다.

이를 토대로 B와 Fe로 정규화한 후 U의 전이선의 상대표준편차를 살펴보았다. Table 2는 각 경우의 상대표준편차를 비교한 결과이며, Fe 로 정규화했을 때의 값이 B로 했을 때에 비해 약 2배가량 좋은 결과를 얻을 수 있음을 예측할 수 있었다.

Fig. 1은 B와 Fe 원소로 정규화 했을 때의 결과를 나타낸 것이다. Fig. 1(a) 는 정규화 하기 전 시간의 흐름에 따라 우라늄과 B I(208.956 nm), P I(307.567 nm)의 신호가 요동하는 정도를 나타낸 그래프이다.

Table 2. Line wavelength, energy levels for the transitions, and observed transition probabilities of the selected internal standard elements

Element	Wavelength (nm)	Upper energy level (cm^{-1})	Transition Probability ($10^8 s^{-1}$)
UI	356.659	28650	0.24
Fe	307.567	40231	0.30
B	208.956	47857	0.33

Table 3. Comparison of the RSD(Relative Standard Deviation) of the uranium atom line according to selected internal standard element Fe and B

Concentration (wt.%)		0.2	0.4	0.6	0.8	1
RSD(%)	I_U/I_{Fe}	6.0	8.7	6.1	5.8	3.4
	I_U/I_B	8.3	11.3	10.0	8.2	6.8

Fig. 1의 (b)는 U I 전이선의 신호크기를 B I와, Fe I로 정규화한 결과를 나타낸 그래프이다. 그림과 같이 레이저펄스의 불안정으로 인해 나타날 수 있는 우라늄 신호크기의 변화를, 비슷한 전이 조건을 가지는 구성원소의 신호크기로 정규화 함으로써 시간의 흐름에 따른 신호비 또한 일정하게 보완할 수 있었다.

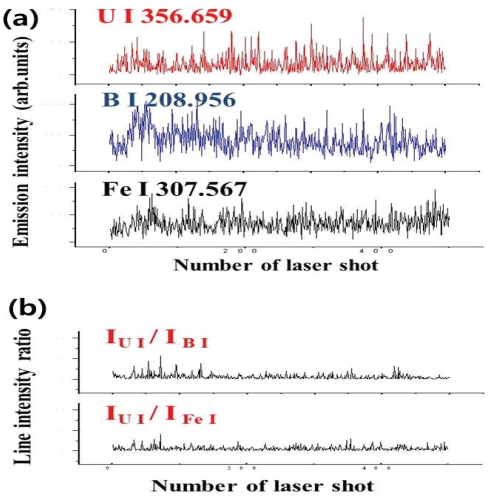


Fig. 1. The fluctuation of the signal as a function of laser shot-to-shot: before signal normalization of U, B and Fe(a) and after normalization with the signal intensity of B and Fe(b).

2.2.2 교정곡선

Fig. 2는 정규화 후 우라늄의 농도에 따른 신호비의 증가를 보여주는 교정곡선이다. 농도가 증가함에 따라 선형적으로 증가함을 볼 수 있었다. 앞의 결과를 통해 선택한 B와 Fe 의 전이선의 신호크기로 정규화 했을 때의 선형성의 적합성을 나타내는 결정 계수, R^2는 각각 0.84, 0.99 이다.

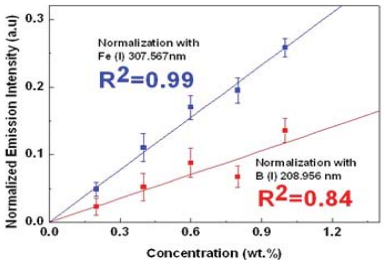


Fig. 2. Calibration curve for U in a salt-waste at various internal standard elements.

3. 결론

파이로 시설 내 핵물질 모니터링을 목적으로 LIBS를 이용한 우라늄 정량분석 실험을 수행하였다. 레이저 펄스의 요동으로 인한 실험적 오차를 줄이기 위해 Fe I 로 내부표준선을 선택하여 정규화 하였고, 이때의 교정곡선의 결정 계수 R^2은 0.99 이다.

본 연구에서는 파이로 시설의 염 폐기물을 대상으로 핵물질 대상원소의 검출한계 자료를 확보함으로서 실시간으로 파이로 시설 내 핵물질을 모니터링 할 수 있는 가능성을 보았다. 추후에 검출한계 및 신호의 향상된 상대표준편차를 구하기 위해 영향을 주는 요소들에 대한 연구가 계속될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] David A.Cremers and Leon J.Radziemski, Handbook of laser-induced breakdown spectroscopy, John Wiley & Sons, Ltd, p.171-194

[2] G. W. Rieger, M. Taschuk, Y. Y. Tsui and R. Redosejevs, Laser-induced breakdown spectroscopy for microanalysis using submillijoule UV laser pulses, Applied spectroscopy 56 (2002) 686-698

사용후핵연료집합체의 플루토늄 계량을 위한 SINRD, CIPN 개발

박세환[1*], 오종명[1], 이승규[1], 안성규[1], 서희[1], 원병희[1], 김호동[1], S. Tobin[2], A. Lafleur[2], D. Henzlova[2]
[1]한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]Los Alamos National Laboratory, P.O. Box 1663 Los Alamos, NM87545 USA
[*]ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료집합체는 원자로에서 연소 후 약 1%의 플루토늄을 포함하고 있다. 사용후핵연료집합체의 플루토늄의 양은 집합체에서 발생하는 중성자와 감마선 측정자료, 발전소 연소이력자료, 모델 계산을 이용한 간접 방식으로 얻어진다. 그리고, 연료봉의 전용을 감시하기 위하여 체렌코프 감시기, 격납/감시 기술이 사용후핵연료 집합체에 대한 안전조치 기술에 적용된다. 이러한 기술은 현재 대부분의 원자력 시설의 안전조치에 적용하기에 적합하지만, 파이로 안전조치에 적용하기 위해서는 발전소 연소이력과 무관한 집합체 단위의 핵물질 계량기술이 필요하다. 한국원자력연구원는 미국 Los Alamos National Laboratory에서 개발하고 있는 사용후핵연료내 플루토늄을 계량할 수 있는 SINRD (Self-Interrogation Neutron Resonance Densitometry), CIPN (^{252}Cf Interrogation with Prompt Neutron), DDSI (Differential Die-Away Self-Interrogation) 개발에 참여하고 있으며, 장비의 성능 평가 실험을 공동으로 수행하고 있다. 본 논문에서는 공동연구 현황을 소개한다.

2. 본론

2.1 NGSI 연구

미국 DOE/NNSA에서는 2009년부터 5년 동안 사용후핵연료집합체의 플루토늄을 계량할 수 있는 기술개발을 진행하고 있다. 사용후핵연료집합체의 플루토늄을 계량할 수 있는 가능성 있는 기술을 14가지에 대하여 검토하고, 이 기술에 대한 시뮬레이션을 수행하였다. 선정된 14가지 기술은 Table 1과 같다.

전산 시뮬레이션 결과와 안전조치 전문가 검토를 통하여 사용후핵연료의 플루토늄을 측정할 수 있는 여러 가지 NDA 기술을 복합하여 플루토늄을 측정할 수 있는 4가지의 NDA 장비가 제안되었다. 즉, ① PNAR + SINRD + PG + TN, ② CIPN + SINRD + PG + TN, ③ DDSI + SINRD + PG + TN, ④ DN + DDA + PG + TN이 제안되었다. 이러한 장비 중 SINRD, CIPN, DDSI 장비를 한국원자력연구원 조사후시험시설에서 보유하고 있는 사용후핵연료집합체를 이용하여 성능평가를 계획하고 있다.

Table 1. NDA Technology to measure the Pu content of the spent fuel assembly

Passive Neutron Albedo Reactivity(PNAR)	252Cf Interrogation with Prompt Neutron (CIPN)
X-Ray Fluorescence (XRF)	Assembly Interrogation with Prompt Neutrons (AIPN)
Passive Gamma(PG)	Self-Interrogation Neutron Resonance Densitometry (SINRD)
Neutron Multiplicity (NM)	Differential Die-Away Slef-Interrogation (DDSI)
Differential Die-Away (DDA)	Lead Slowing Down Spectrometer (LSDS)
Delayed Neutrons (DN)	Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA)
Delayed Gamma (DG)	Nuclear Resoance Fluorescence (NRF)

2.2 사용후핵연료집합체를 이용한 성능평가

SINRD는 집합체 내부에서 발생한 중성자가 핵연료를 투과하는 경우 핵물질의 종류에 따라서 중성자 공명현상에 의하여 특정 에너지의 중성자가 감소하는 현상에 기반한다. CIPN은 Cf 선원이 집합체 주위에 있을 경우와 없을 경우 측정되는 신로차를 이용하여 집합체에 포함된 핵분열성 물질의 양을 계량하는 기술이다.

성능 평가를 위하여 한국원자력연구원 조사후시험시설에 있는 집합체에 대한 연소 이력 정보를 이용하여 집합체의 연료봉별 성분을 계산하여 MCNPX 시뮬레이션을 위한 material card를 작성하였다. 실험시 집합체를 상하로 움직이며, 측정

하기 위한 집합체 지지대, SINRD 검출기를 물속에 두기 위한 검출함, Cf 선원을 물속에 넣고 집합체 주변에 위치하기 위한 선원삽입봉 등이 제작되었다. 한국원자력연구원 조사후시험시설에서 보유하고 있는 6개의 집합체에 대하여 장비의 성능평가를 진행할 계획이다.

3. 결론

사용후핵연료의 집합체의 플루토늄의 양을 직접 계량할 수 있는 SINRD, CIPN 장비의 성능 평가를 한국원자력연구원에서 보유하고 있는 사용후핵연료 집합체를 이용하여 한미공동연구로 진행하고 있다. 측정을 위하여 집합체 지지대, 중성자 선원삽입봉, 검출함 등이 제작되었다. 본, 공동실험을 통하여 SINRD, CIPN의 오차 및 현장 적용성에 대한 데이터를 얻을 것이 기대된다.

4. 참고문헌

[1] M. A. Humphrey, K. D. Veal, and S. J. tobin, Journal of Nuclear Material Management, Vol. XL, No. 3, pp.6-11, 2012

사용후핵연료 Pu 계량을 위한 XRF 시스템의 Compton suppression 적용성 평가

이승규[1,2], 서희[1], 권형문[1], 김호동[1], 김용균[2,3], 박세환[1*]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한양대학교, 서울특별시 성동구 행당동 한양대학교
[3]기초과학연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1689번길 70
*ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료에서 Pu 양을 계량하는 것은 안전조치 관점에서 매우 중요한 사항이다. 엑스선 형광분석법(X-ray fluorescence, XRF)은 사용후핵연료에 존재하는 Pu의 양을 직접적으로 측정할 수 있는 여러 기술 중의 하나이다. XRF는 사용후핵연료에서 발생하는 특성 엑스선을 측정하여 사용후핵연료에 포함된 Pu나 U을 계량할 수 있는 방법이다. 사용후핵연료 내 핵분열 생성물의 붕괴에 의해서 자체적으로 발생된 감마선 등에 의하여 원자의 에너지 준위기 들뜨게 되며 이로 인하여 Pu와 U의 특성 엑스선이 발생한다[1]. 이러한 특성 엑스선은 원소마다 고유한 에너지를 갖기 때문에, Pu와 U의 K-각 엑스선 피크의 비율을 측정하는 것은 사용후핵연료에서의 Pu와 U의 상대적 농도에 대한 정보를 제공한다.

사용후핵연료의 U과 Pu에 의해서 발생하는 엑스선은 100 keV 대의 에너지를 갖고 있으며, 이러한 낮은 에너지 영역의 엑스선 피크는 높은 에너지의 감마선의 컴프턴 산란에 의해 발생되는 Compton continuum에 의한 높은 백그라운드를 갖게 된다. 높은 Compton continuum은 상대적으로 백그라운드 대비 신호의 크기가 작아지는 원인이 되기 때문에 Pu에 의한 엑스선 피크를 측정하기 어렵게 한다. 일반적으로 경수로 사용후핵연료의 경우는 Pu 양이 약 1%정도로 백그라운드 대비 신호가 작아서 Pu의 엑스선 피크를 측정하는 것이 매우 어렵게 된다[2]. 고에너지에 의하여 발생하는 컴프턴 산란에 대한 효과는 Compton suppression 시스템을 사용하여 줄일 수 있다.

본 연구에서는 GEANT4 시뮬레이션 및 실험을 통하여 Compton suppression 시스템을 적용하였을 경우의 백그라운드 대비 신호의 비율 변화에 대한 분석을 수행함으로써 향후 사용후핵연료 측정에 대한 적용 가능성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 Compton suppression 시스템 구성

사용후핵연료에서 발생하는 Pu의 K-각 엑스선 피크를 측정하기 위해서는 에너지 분해능이 높은 HPGe (High Purity Germanium) 검출기를 사용하여야 한다. HPGe 검출기의 경우 선원의 에너지에 해당하는 포토 피크 이외에도 컴프턴 산란에 의한 백그라운드가 발생하게 된다. Compton suppression system은 HPGe에서 모든 에너지를 잃지 않고 빠져나가는 감마원을 검출하여, 역동시계수(Anti-coincidence)를 사용함으로써 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 상당부분 제거하게 된다.

본 연구에서 사용한 Compton suppression 시스템의 구성은 Fig. 1에서와 같이, HPGe main 검출기와 산란되어 탈출하는 감마선의 검출을 위한 환형태의 guard 검출기인 BGO ($Bi_4Ge_3O_{12}$) 섬광체 검출기로 구성이 되어 있다[3].

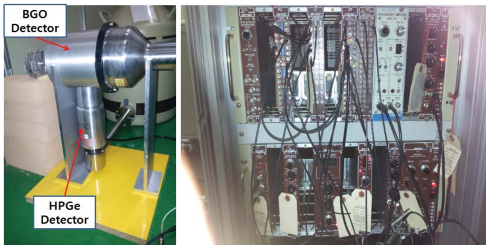


Fig. 1. Compton suppression system (detectors and electronics).

2.2 GEANT4 시뮬레이션 수행

GEANT4 시뮬레이션을 위해 구성한 검출기 부분의 지오메트리는 Fig. 2와 같다. 시뮬레이션에서는 보다 정밀한 결과를 얻기 위해 감마선 및 이차전자를 모두 발생시켜 수송하였으며, 붕괴모드를 추가하여 붕괴에 의한 엑스선이 발생되도록 하였다. 검출기의 에너지 분해능 및 선별준위 등 검출기 인자들을 매우 사실적으로 모델링하였으며, 신호처리회로 및 검출기의 시간분해능은 고려하지 않았다. HPGe 검출기와 BGO 검출기에 모

두 반응한 입자는 카운트에서 제외하였고, HPGe 검출기에서만 반응이 있는 경우에 유효반응으로 기록하였다. 시뮬레이션에서는 30 keV 영역의 엑스선과 662 keV의 감마선을 방출하는 ^{137}Cs 점선원을 사용하였다.

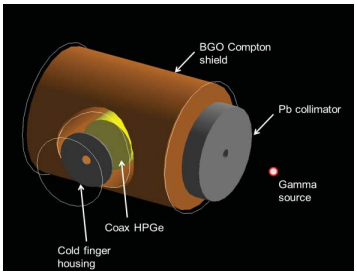


Fig. 2. GEANT4 simulation geometry for Compton suppression system.

^{137}Cs 선원에 대한 GEANT4 시뮬레이션 결과는 Fig. 3과 같다. 시뮬레이션 결과에서는 고에너지 감마선의 컴프턴 산란에 의해 발생된 백그라운드는 Compton suppression에 의해 시스템을 적용하기 전과 비교하여 평균적으로 50% 이상 감소되는 것을 확인할 수 있다. 시뮬레이션에서는 시간 분해능 및 불감시간 등을 고려하지 않았기 때문에 Compton suppression에 대한 이상적인 결과로 볼 수 있다.

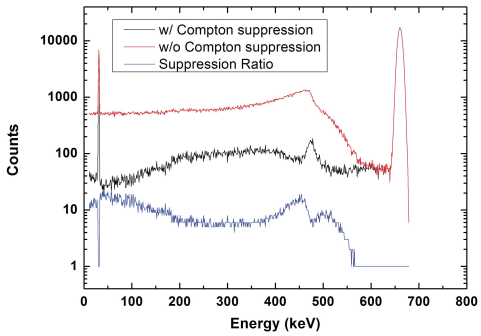


Fig. 3. Energy spectrum with and without Compton suppression for ^{137}Cs point source (GEANT4).

2.3 Compton suppression system 실험 수행

역동시계수 방식을 사용한 Compton suppression 시스템을 구성하여 농축도 4.5%인 U시편(KNF4)의 백그라운드 대비 신호의 비율 변화에 대한 실험을 수행하였다. 실험결과 전반적으로 Compton continuum에 대한 백그라운드 제거가 되는 것을 확인할 수 있다. 특히, 약 100 keV 영역(Pu K-각 엑스선)에서는 Compton suppression에 의해 백그라운드 대비 신호의 크기가 약 2배 정도 증가하는 것을 확인하였다.

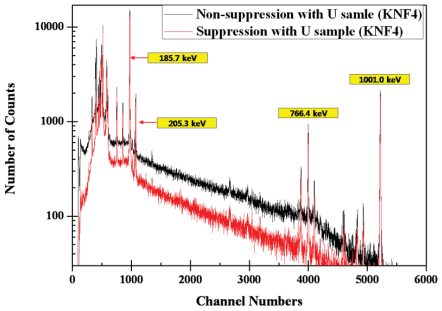


Fig. 4. Energy spectrum for enriched U sample, with and without Compton suppression.

3. 결론

본 연구에서는 GEANT4 시뮬레이션 및 실험을 통하여 Compton suppression system의 적용 가능성에 대해 평가하였다. 시뮬레이션 결과 낮은 에너지 영역에서는 포토 피크에 의한 반응이 많은 반면 높은 에너지에서는 포토 피크 반응과 함께 컴프턴 산란에 의한 백그라운드 영향도 발생하기 때문에 Compton suppression을 적용하여 낮은 에너지 영역에서 백그라운드를 효과적으로 줄일 수 있는 것을 확인할 수 있었다. 향후, 검출기에 대한 에너지별 검출 효율을 고려한 시뮬레이션 수행 및 Compton suppression system의 최적화된 조건을 찾을 수 있도록 추가적인 실험을 수행할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

5. 참고문헌

[1] 김용균 외, “방사선 측정과 취급” 한국원자력연구소, 2004

[2] W.S.Charlton, "The use of self-induced XRF to quantify the Pu content in PWR spent nuclear fuel", European Safeguards R&D Association, Vilnius, Lithuania, 2009

[3] C.S.Lee, "Characteristic of a Transverse-Type Compton-Suppressed gamma-ray detector", JKPS, Vol. 40, No. 5, pp. 807-811, 2002

기준 파이로 시설에서의 Pu 측정 오차에 따른 MUF 불확도 평가

원병희*, 한보영, 신희성, 박세환, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wonbh@kaeri.re.kr

1. 서론

기준 파이로 시설(REference Pyroprocess Facility, REPF)은 한국원자력연구원에서 파이로 시설 안전조치의 방안 개발 및 평가를 위해 선정한 공학규모의 가상 파이로 공정 시설이다. REPF 시설의 안전조치를 수행하기 위해 미계량물질(Material Unaccounted For, MUF)의 불확도[1]는 한국원자력연구원에서 이미 평가된 바 있다. MUF 불확도 평가는 핵물질 계량 위치, 계량 방법, 계량 장비의 특성 등에 의해 발생하는 오차에 상당한 영향을 받는다. 하지만, 현재 REPF에서 핵물질 측정을 위해 제안된 계량 장치는 아직 개발 이전이기 때문에 계량 시 발생되는 오차는 참고문헌[2] 및 유사 실험 자료에 의존하여 결정하고 있다. 이런 오차 값들은 추후에 실제 계량 장치가 개발되면 변경될 가능성이 높기 때문에 본 연구에서는 계량 장치 개발 이전에 핵물질(Pu) 계량 시 발생되는 오차가 MUF 불확도에 얼마나 영향을 미치는지에 대한 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 REPF의 MUF 불확도 계산

본 연구의 대상 시설인 REPF는 단위 캠페인당 약 500 kg 의 사용후핵연료 집합체를 입력 물질로 사용하고, 연간 총 20 캠페인을 수용할 수 있는 규모를 가지고 있다. MUF 불확도는 매 캠페인마다 계산되고, 최종적으로 연간 축적된 MUF 불확도로 평가된다. MUF 불확도는 많은 요인에 의하여 결정되어지는데, 그 중에서도 주요한 요인은 핵물질 계량 시에 발생되는 랜덤오차와 계통오차이다. Fig. 1은 입력 및 출력 물질에서 Pu 계량 시 발생되는 오차가 MUF 불확도 계산에 적용되는 흐름을 나타낸다. 그림에서 보듯이, 각 계량 지점에서 계량 방법에 따라 다양한 오차들이 MUF 불확도를 평가하는데 기인하는 것을 볼 수 있다. 예를 들어, 입력 물질인 사용후핵연료 분말에서의 Pu 계량에서는 무게 측정에 의한 Bulk 오차와 표본 추출에 의해 발생되는 표본(Sampling) 오차 및 Pu 양 결정 시 발생하는 분석(Analytic) 오차가 최종적으로 사용후핵연료 분말 계량에서 발생되는 랜덤오차와 계통오차를 나타낸다. 또한, 출력 물질인 U 잉곳과 U/TRU 잉곳, 그리고 폐기물에서 Pu 양 계량에서는 무게 측정, 표본 추출, 분석 방법 등 다양한 요인에 의해 오차들을 발생시킨다. 최종적으로 입력 및 출력 물질과 그 외 계량 지점에서 발생된 랜덤오차와 계통오차를 통하여 MUF 불확도는 계산되어진다.

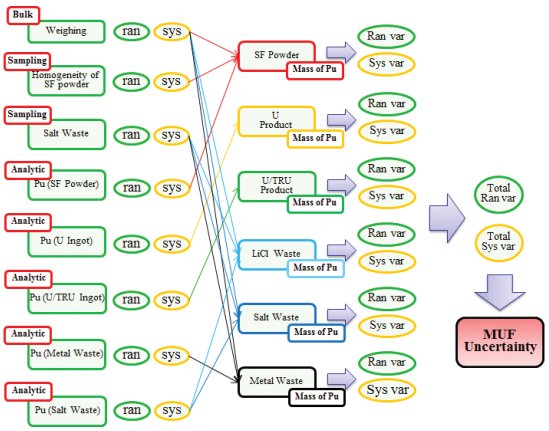


Fig. 1. Calculation Algorithm of MUF Uncertainty.

2.2 오차에 따른 MUF 불확도 민감도 평가

Table 1은 REPF에서 MUF 불확도에 영향을 미치는 랜덤오차와 계통오차가 발생되는 지점과 각각의 계량 방법을 나타낸다. 본 연구에서는 이러한 핵물질(Pu) 계량 시 발생되는 오차 값들을 변화시키면서 MUF 불확도를 평가하였다. 각각의 오차는 기존 연구에서 결정된 오차를 -10%에서 +10%까지 변화시키면서 MUF 불확도의 민감도 분석을 수행하였으며, 총 200 가지 경우에 대하여 MUF 불확도 평가를 수행하였다.

오차 값에 따른 MUF 불확도 분석을 수행한 결과, 무게측정 및 염폐기물의 표본 추출, 전해 정련공정에서의 Pu 양 계량에 대한 랜덤오차와 계통오차, 그리고 NDA를 이용한 U/TRU 잉곳에서

의 Cm 양 측정에 대한 랜덤오차는 MUF 불확도에 거의 영향을 미치지 않는 것으로 확인되었다.

Table 1. Measurement Method and Location according to Error

오차 종류	측정 방법	측정 위치
Bulk 오차	무게 측정	입력 물질, 폐기물
표본 오차	사용후핵연료 분말의 표본 추출	입력 물질
	염 폐기물의 표본 추출	폐기물
분석 오차	사용후핵연료 분말의 Cm 양 측정(NDA)	입력 물질
	사용후핵연료 분말의 연소도 평가 (NDA)	입력 물질
	오리겐 코드를 이용한 Pu 양 평가	입력 물질
	사용후핵연료 평균 연소도 평가	입력 물질
	U/TRU 잉곳의 Cm 양 측정 (NDA)	출력 물질
	전해 정련 공정에서의 Pu 양 계량	공정 내 계량
	금속 폐기물의 Pu 양 계량	폐기물
	염 폐기물의 Pu 양 계량	폐기물

반면, 그 외의 측정방법으로 인하여 발생한 랜덤오차와 계통오차는 MUF 불확도 값에 어느 정도 영향을 미치는 것으로 나타났다.

이런 오차들은 모두 사용후핵연료 분말과 U/TRU 잉곳의 Pu 물질 계량 지점에서 발생하는 오차들이다. 사용후핵연료 분말과 U/TRU 잉곳에서의 Pu 물질 계량에서 발생하는 랜덤오차와 계통오차만 MUF 불확도에 영향을 미치는 이유는 이 계량 지점에서 측정되는 Pu 양이 다른 계량 지점보다 매우 많기 때문이다. 특히, NDA를 이용한 사용후핵연료 연소도 평가 시 발생하는 계통오차가 10% 증가되었을 때 MUF 불확도는 약 1.1813% 증가하였고, 연소도 코드를 이용한 Pu 양 평가에는 10% 계통 오차 증가 시에 MUF 불확도는 8.0528% 증가하는 것으로 나타났다. 연소도 코드를 이용한 Pu 양 측정 시 발생되는 계통오차는 MUF 불확도 평가에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 확인되었는데, 이는 사용후핵연료 분말이 측정되는 지점에서 Pu 양이 많을 뿐 아니라 연소도 코드로 Pu 양 측정 시에 발생되는 계통오차도 다른 오차들에 비해 상당히 크게 평가되었기 때문이다.

3. 결론

본 연구에서는 기준 파이로 시설에서의 핵물질 계량 시 발생되는 랜덤오차와 계통오차에 따른 MUF 불확도의 민감도 분석을 수행하였다. 민감도 분석 결과 많은 양의 Pu 물질이 계량되는 지점인 사용후핵연료 분말과 U/TRU 잉곳에서 발생되는 오차들이 MUF 불확도에 영향을 상당히 미치는 것을 확인하였다. 특히, 입력물질 계량 방법에서 사용되는 연소도 코드를 이용한 Pu 양 평가에서는 현재 상당히 큰 계통오차를 가지고 있기 때문에 MUF 불확도 값에 크게 영향을 미치는 것으로 확인되었다. 본 연구를 통해 확인된 바와 같이, 해당 계량 지점에서 오차를 감소시키기 위한 상세한 연구나 발생되는 오차 값이 적은 새로운 계량 방법에 대한 연구가 추후에 필요하다고 판단된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

5. 참고문헌

[1] IAEA Safeguards Technical Mannual, IAEA-TECDOC-261, 1982

[2] H. Aigner et al., International Target Values 2000 for Measurement Uncertainties in Safeguarding Nuclear Materials, STR-327, IAEA, 2001

[3] Jaech, J. L., Statistical Methods in Nuclear Material Control, TID-26298, U.S. Gov't Printing Office, Chpt. 6, 1973

초전도칼로리미터를 이용한 DU용액 내 우라늄 동위원소 정량분석

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
[*]ysjang@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 초전도칼로리미터를 이용한 절대방사능(absolute radioactivity) 측정과 관련된 실험들이 한국표준과학연구원에서 성공적으로 이루어 졌고[1,2] 이를 계기로 미항공우주국(NASA)과 로스알라모스국립연구소(LANL)에서도 이에 대한 실험적, 이론적 연구가 활발히 이루어지고 있다[3,4]. 본 연구에서는, 한국표준과학연구원에서 개발된 초전도칼로리미터를 한국원자력연구원으로 이동 설치하여 측정한 절대방사능 실험 자료들을 바탕으로 감손우라늄(depleted uranium) 용액 내 우라늄 동위원소들을 정량적, 정성적으로 분석하였다.

2. 본론

2.1 초전도칼로리미터 기본구조

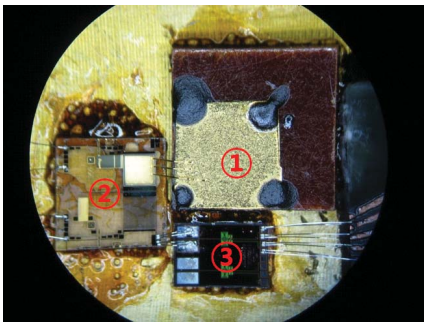


Fig. 1. Microscope image of the superconducting microcalorimeter.

초전도칼로리미터는 핵물질이 일으키는 붕괴(decay)들을 손실 없이 측정 할 수 있게 하기위해 즉, 절대방사능을 측정 할 수 있는 구조가 될 수 있도록 핵물질을 금박내부에 넣고 그것을 전방향으로 감싸는 검출구조를 가진다. Fig. 1에서 ①로 표시된 부분은 핵물질을 감싸고 있는 금박을 나타내고 ②로 표시된 부분은 금박에서 일어나는 1 mK 이하의 미세한 온도변화를 자기적 신호로 변환시켜주는 자기양자센서를 나타내며 ③은 자기적 신호를 전기적 신호로 변환시켜주는 초전도양자간섭장치(SQUID)를 나타낸다.

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, 핵물질을 전방향으로 감싸는 흡수체를 이용하여 방사능세기[절대방사능] $dN(t)/dt$를 측정하게 되면 흡수체 내부에 포함된 핵물질의 원자수 $N(t)$를 알 수 있고 그 핵물질의 함유 질량도 알 수 있다.

2.2 우라늄 동위원소 정량분석

초전도칼로리미터를 이용한 우라늄 동위원소의 정량분석 결과를 비교하기 위해 별도의 시료를 만들어서 TIMS(Thermal Ionization Mass Spectrometry) 분석을 의뢰 하였다. 이와 동시에 초전도칼로리미터를 이용한 절대방사능 측정이 진행되었고 측정온도는 70 mK 이었다.

Table 1. Measurement result of uranium isotope ratio using TIMS and superconducting microcalorimeter

분석원소 / 분석방법	U - isotope (단위 : wt %)		
	^{234}U	^{235}U	^{238}U
TIMS	0.002±0.001	0.282±0.002	99.716±0.006
초전도칼로리미터	0.00126	0.277	99.723

Table 1은 TIMS와 초전도칼로리미터이터를 이용한 감손우라늄 내 우라늄 동위원소비 측정결과를 보여준다. TIMS의 불확도 범위 내에서 초전도칼로리미터의 측정결과가 거의 일치함을 확인할 수 있다.

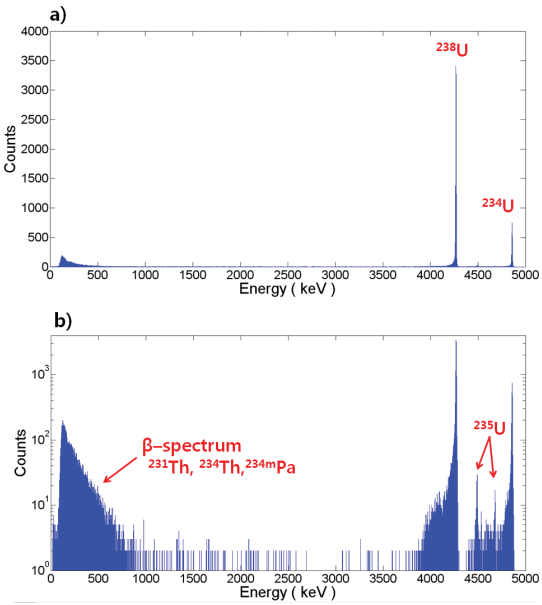


Fig. 2. Measured spectrum of absolute activity of uranium in the linear scale a) and logarithm scale b).

Fig. 2에서 a)는 감손우라늄 용액속에 포함된 우라늄 동위원소들의 절대방사능 측정 스펙트럼 결과를 보여준다. 500 keV 이하의 낮은 에너지 영역에 나타나는 스펙트럼은 ^{235}U과 ^{238}U의 딸핵인 ^{231}Th, ^{234}Th, ^{234m}Pa의 β-붕괴에 의해 형성되었다. ^{231}Th, ^{234}Th, ^{234m}Pa의 반감기는 각각 25.52 hrs, 2.7 day, 1.17 min 으로 매우 짧아서 그 양이 아주 작아도 절대방사능 측정 스펙트럼에 잘 나타난다. 그리고 ^{235}U과 ^{238}U이 분명하게 구분되고 이들의 스펙트럼은 β-붕괴에 의한 스펙트럼과 에너지 영역이 큰 차이를 보여서 서로 간에 간섭을 일으킬 가능성이 거의 없음을 확인 할 수 있다. 이때 에너지 분해능은 ^{238}U에 대해 FWHM≒0.1%로 나타났다. Fig. 2에서 b)는 a)의 스펙트럼을 세로축이 로그눈금인 그래프로 나타냈을 때의 결과를 보여준다. 이 그래프에서 ^{235}U에 의한 peak들도 잘 확인 할 수 있다. 이와 같이 절대방사능 측정법에 의해 우라늄 동위원소들을 정성적으로 구분하고 정량적으로 분석한 결과 감손우라늄 용액속에 ^{234}U, ^{235}U, ^{238}U 이 각각 52.287 pg, 11.491 ng, 4.138 μg 포함되어 있는 것으로 나타났다.

3. 결론

초전도칼로리미터를 이용하는 절대방사능 측정법에 의해 감손우라늄 용액 내 우라늄 동위원소들을 정성적, 정량적으로 분석하는 것이 가능함을 알 수 있었다. 실험 여건이 주어진다면 이 실험결과를 바탕으로 실질적인 사용후핵연료 분말이 용해되어 있는 용액시료를 사용하여 그 속에 포함된 핵물질들을 정성적, 정량적으로 분석하는 실험을 진행 할 계획이다. 이를 위해서 우선 사용후핵연료로 부터 분석에 필요한 핵물질 표본을 추출하고 제작하는 기술을 개발하고 이 기술로 제작된 표본들을 이용한 실험을 통해 측정간섭 요인들을 분석하고 제거하는 실험이 선행 되어야 한다.

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): pp.967-972, 2012

[2] Y.S. Jang et al, Development of decay energy spectroscopy using low temperature detectors, Appl. Radiat. Isotopes, 70(9): pp.2255-2259, 2012

[3] K.E. Koehler et al, Q spectroscopy With Superconducting Sensor Microcalorimeters, IEEE. T. NUCLEAR SCIENCE, 60(2): pp.624-629, 2013

[4] Robert D. Horansky et al, Lattice Demage in Superconducting Microcalorimeter Detectors, IEEE. T. NUCLEAR SCIENCE, 23(3), 2013

파이로프로세스 최종생성물 U/TRU/RE 잉곳의 물질매력도

안성규*, 조효제, 서중석, 권은하, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 주기기술을 포함한 새로운 원자력 시스템 또는 핵연료주기에 대한 분석에서 고려되는 주요한 분야 중 하나는 핵확산저항성이다. 핵확산저항성의 중요도에 대한 인식은 높아지고 있지만, 아직까지도 합치된 의견은 없으며, 평가 목적에 따라 관심을 두는 평가 인자들 또한 달라진다. 이들 평가 인자들 중 가장 공통적이며 기본이 되는 인자 중 하나가 물질특성을 기반으로 물질매력도이다. 본 연구에서는 파이로 최종 생성물인 U/TRU/RE 잉곳에 대한 물질매력도를 예측하였다. 핵확산저항성을 결정하는 여러 요소 중, 물질매력도가 하나의 기준이 될 수 있으므로, KAERI 기준핵연료를 포함한 다양한 범위의 핵연료를 처리한 경우 공정생성물에 대한 물질매력도를 분석함으로서, 향후 전략적으로 활용 가능한 기술적 자료 확보하고자 한다.

2. 본론

2.1 물질매력도

안전조치와 물리적방호 측면에서 물질매력도(Material Attractiveness)란 , 핵확산자 관점에서 대상 핵물질이 핵무기 제조를 위한 물질로서 얼마나 매력적인가, 즉 상대적인 효용성 (weapons utility)을 나타낸다. 매력도를 평가하는 방법 중 대상 물질성분 기준의 임계질량, 방사선 방벽(선량), 열방출양을 종합해서 정량적인 수치로 환산한 성능계수 (Figure of Merit: FOM) 개념이 제안된 바 있고[1], 계산식은 아래와 같다.

$$FOM_1 = 1 - \log_{10}\left[\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{M}{50}\left(\frac{D}{500}\right)^{1/\log_{10}2}\right] \quad (1)$$

이 때, M은 임계질량[kg], h는 단위질량 당 발열량[W/kg], D는 임계질량의 20%에 해당하는 물질에 대한 1미터 거리에서의 방사선량율[rad/h]이다. FOM 개념에서는 1보다 작은 경우 핵물질이 비매력적, 1보다 큰 경우 매력적이며, 수치가 높을수록 핵확산저항성이 낮은 것으로 해석한다.

2.2 ORIGEN 및 MCNPX 계산

대상으로 한 물질은 KAERI 파이로공정 기술개발을 위한 기준사용후핵연료 (4.5% 초기농축도, 55GWd/MTHM 연소도, 10년 냉각)를 처리할 때 생성되는 U/TRU/RE 잉곳이다. 이 때 포함되는 핵종은 KAERI 물질수지 기준 우라늄(U), 초우란원소(TRU) 및 희토류(RE)이다. 계산 범위는 냉각기간은 0-10년, 연소도 변화는 35-60GWd로 했으며 초기농축도는 고정했다. Table 1에 각 연소도별 성분비를 정리하였다. Table에서 LCC는 전해제련공정 후 생성물이며, RAR는 잔류악티늄회수공정 후 생성물로서 각각 별도의 잉곳이 될 수도 있고 합쳐서 하나의 잉곳이 될 수도 있으나, 본 연구에서는 별도일 경우를 대비해서 구분하여 계산하였다. 사용후핵연료에 포함된 초기 RE 중 약 20%가 최종산출물에 포함되며, 모든 RE 동위원소는 같은 비율로 회수되는 것으로 가정하였다.

Table 1. Composition of U, TRU, and RE in a product ingot (unit: %)

연소도	35GWd		45GWd		55GWd		60GWd	
잉곳	LCC	RAR	LCC	RAR	LCC	RAR	LCC	RAR
U	26.6	18.5	23.2	15.9	20.8	14.1	19.8	13.4
TRU	60.6	67.2	62.4	68.3	63.4	68.7	63.7	68.8
RE	12.9	14.3	14.4	15.8	15.8	17.2	16.5	17.8

먼저 MCNPX 코드[2]를 이용해서 각 U/TRU/RE 조성에 대해 임계질량 M을 계산한다. 그리고 ORIGEN[3] 코드를 이용해서 같은 조성을 입력값으로 냉각(decay mode) 시 발열량(h)과 중성자 및 감마선 스펙트럼을 계산한다. 얻어진 중성자와 감마선 스펙트럼 및 조성을 입력값으로 MCNPX 코드를 이용해 선량을 계산한다.

2.3 매력도 계산결과 및 분석

사용후핵연료의 연소도가 증가할수록, 냉각기간이 증가 할수록 임계질량이 커진다. LCC가 RAR보다 임계질량이 약간 크나 차이는 미미하다. 임계질량이 10배 되어야 FOM이 1 만큼 감소하고, 임계질량 10% 증가 시 FOM 변화는 약 0.04감소하는 정도인데, 계산 범위에서는 전체적으로 FOM 결과에 영향

을 미칠만한 변화는 없었다.

발열량 측면에서는, 냉각기간 3년 미만의 경우, 미량이지만 ^{144}Pr, ^{144}Ce를 고려해야 정확한 결과값을 얻을 수 있다. 가장 강력한 발열원은 ^{239}Np 이지만, 반감기가 2.356일로서 초기에 대부분 붕괴하여 현실적으로는 기여도가 없다. 유사하게 ^{238}Np(2.12일), ^{140}La(1.68일)도 핵연료 인출 직후에는 강력한 발열원이지만, 수 주 내로 기여도가 없어진다. 냉각기 1-3년 사이에서는 핵분열생성물 중 ^{144}Ce(beta decay, 285일) 및 그 딸핵종 ^{144}Pr(반감기 17.3분)가 주요 발열원이다. 악티늄족 중에서는 ^{242}Cm (반감기 163일)과 ^{238}Pu (반감기 87.74년), ^{244}Cm (반감기 18.1년)이 중요하다. 3년 이상 냉각된 SF에서는 핵분열생성물의 기여가 크게 줄어들고, ^{241}Am (433.6년)이 시간에 따라 증가하여(모핵종 ^{241}Pu, 14.35년), ^{238}Pu, ^{244}Cm와 함께 3대 발열원이 된다. 6년 이상 냉각된 경우 핵분열성성물 중에는 ^{154}Eu 비중이 크지만, 악티늄족 원소들에 비해서 영향은 10% 이하로 줄어든다. 10년 이상 냉각된 경우 모든 연소도 범위에서 97% 이상이 악티늄족에서 기인한다. 연소도가 높은 경우, ^{244}Cm가 주요 발열원이 됨에 따라, 전체 발열량은 ^{244}Cm의 지배를 받아, 20년 정도까지는 다시 시간에 따라 감소한다.

방사선량 측면에서 주요 기여 핵종은 ^{154}Eu (42%-단순 flux 비율), ^{155}Eu (42%), ^{241}Am (10%), ^{244}Cm (2%), ^{238}Pu (2%) 이다. ^{90}Y은 강력한 감마선원이나, 반감기가 짧아 모핵종인 ^{90}Sr이 제거되고 난 후에는 생성되지 않아 U/TRU/RE 잉곳 생성물에는 포함되지 않는다. 저연소도는 약 3년, 고연소도는 약 5년 이상 냉각되면 질량이 0.2M 기준일 때 자체방호선량(self-protection dose)보다 낮아진다. 선량환산 인자는 ANSI 환산인자 사용시 ICRP21 보다 약 12~15% 더 높게 평가되었다. 중성자에 의한 선량은 전체 선량 대비 약 0.4%이하의 기여도를 보이며, 잉곳 기준(LCC 잉곳 약 12-16kg) 선량결과는 유사한 범위를 나타냈다.

상기 결과를 종합한 FOM 계산 결과를 Figure 1에 정리하였다. LCC 잉곳과 RAR 잉곳의 차이는 거의 없었다. 냉각 1년 미만인 경우 FOM<1로서 비매력적이지만, 실제 사용후핵연료 여건에서는 기대하기 어렵다. 연소도 35-60GWd/MTHM, 냉각기간 2-20년 범위에서 매력도는 1.2-1.8 범위로 나타났다.

3. 비교 및 결론

계산 결과는 참고문헌의 Bathke 연구 결과와 비교해서 약간 낮으나 유사하다. 차이는 ^{154}Eu, ^{155}Eu에 의한 선량에서 기인하는 것으로 판단한다. 계산에 사용한 핵종 조성에는 ^{154}Eu가 일부 포함되어 있으며 (6kg-U/TRU ingot 기준 약 2g), 그에 따른 선량 증가는 약 30rad/hr 이다. 하지만 최근 개정 된 파이로 물질수지에서는 대부분의 RE 핵종의 회수율이 약 24%인 것에 대비해 Eu, Sm은 특별히 회수율이 거의 0%이다. 이 경우 방사선량은 대부분 ^{241}Am, ^{244}Cm, ^{238}Pu에 기인하며 그 수치가 상당히 낮아진다. 감마선 선량의 주요 기여 핵종인 Eu의 포함 여부의 검증이 향후 공정 개발 실험 및 검증 시 반드시 수행되어야 한다.

마지막으로 강조해야 할 점 한 가지는 방사선 방벽, 발열량, 임계질량 및 이들을 종합한 매력도(FOM)는 핵확산저항성 특성을 평가하는 여러 요소 중 하나일 뿐이라는 점이다.

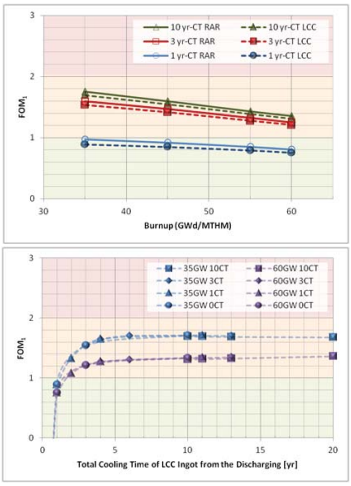


Fig. 1. FOM variation of U/TRU/RE ingot as burn-up (top) and cooling time (bottom).

4. 감사의 글

이 연구는 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다. (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025944)

5. 참고문헌

[1] C. G. Bathke, et al., "The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios," Nuclear Technology, 179(5), July 2012

[2] MCNPX, http://mcnpx.lanl.gov

[3] ORIGEN-ARP, http://scale.ornl.gov/origen-arp. shtml

파이로프로세스 최종생성물 U/TRU 잉곳의 U 및 RE 포함량에 따른 핵확산저항성 및 안전조치에 미치는 영향

안성규*, 원병희, 서희, 권은하, 박세환, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정 산출물을 고속로의 금속핵연료 제조에 연계할 경우, 최종 산출물인 U/TRU잉곳에 희토류핵분열생성물(RE)의 포함 비율에 제약이 있다. 핵연료로 이용하기 위해서는 RE이 일정 비율 이하로 유지되어야 한다. RE 원소들은 방사선과열을 방출함으로서 핵확산저항성 측면, 특히 물질방벽의 관점에서 이득이 있다. 반면 안전조치의 주된 수단인 비파괴 측정을 활용한 계량의 경우에는 어려움을 초래할 수 있다. 한·미핵주기공동연구 제2단계에서의 실험 수행을 위하여 물질수지 또는 공정변수에 대한 한·미간의 합의가 필요한 바, 그 참고자료로서 최종생성물에 포함될 RE와 U의 핵확산저항성(PR) 측면 및 안전조치 적용 관점에서의 영향을 분석하였다.

2. 본론

2.1 분석 범위

U 및 RE 포함에 따른 임계질량, 방출열, 방사선량율 계산을 토대로 임계질량, 방사선량, 열방출 특성을 토대로한 물질매력도와 안전조치 측면의 특성을 분석하였다. 계산 대상은 KAERI 기준사용후핵연료(4.5% 초기농축도, 55GWd/MTHM 연소도, 10년 냉각)를 처리할 때 생성되는 잉곳(U/TRU/ RE)을 기준으로, Table 1에서와 같이 TRU 대비 RE 비율을 0 – 0.6 (U 함량 20% 고정), 또는 U 함량을 0 – 90% 로 (RE/TRU 비율 0.25로 고정) 변화시켰다.

Table 1. Composition of U, TRU, and RE of a product ingot in the analysis (top: fixed U, bottom: fixed RE/TRU ratio)

Cases	1	2	3	4	5	6
U	20.0%					
TRU	80.0%	72.7%	64.0%	57.1%	53.3%	50.0%
RE	0.0%	7.3%	16.0%	22.9%	26.7%	30.0%
RE/TRU	0.00	0.10	0.25	0.40	0.50	0.60

Cases	7	3	8	9	10	11
U	0.0%	20.0%	50.0%	70.0%	80.0%	90.0%
TRU	80.0%	64.0%	40.0%	24.0%	16.0%	8.0%
RE	20.0%	16.0%	10.0%	6.0%	4.0%	2.0%
RE/TRU	0.25					

2.2 계산 결과

RE 또는 U이 증가함에 따라 임계질량은 초기에는 선형적으로, 함량 높아질수록 기하급수적으로 증가한다. 발열량 측면에서, RE, U 증가함에 따라 주요 발열원인 TRU의 상대비율이 감소해 발열량은 감소하나, 임계질량이 증가하기 때문에 임계질량 대비 발열량은 증가하는 형태를 보인다.

방사선량 변화는 Fig. 1과 같다. U 함량 증가의 경우 단위질량당 선량율은 감소하지만 임계질량이 기하급수적으로 증가하기 때문에 결과적으로 임계질량 대비 방사선량율을 증가하게 된다. U이 20% 일 때 RE/TRU>0.4 인 경우, RE/TRU=0.25 인 경우 U>80% 인 경우 자체방호(self protection) 기준 이상의 선량을 보인다.

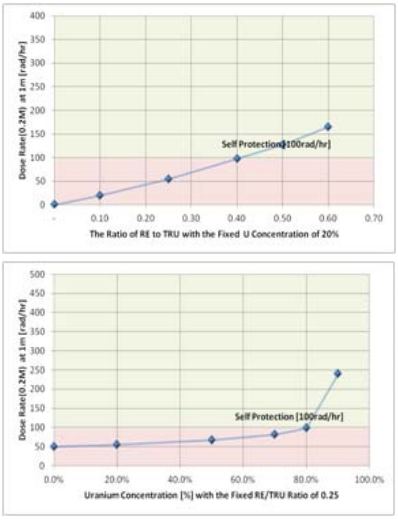


Fig. 1. Dose rate variation of a product ingot as the RE/TRU ratio (top) and U concentration.

2.3 핵확산저항성에의 영향

현재 고려하고 있는 RE 포함비 최대치(TRU의 25%)의 10~15 kg 금속잉곳의 경우, 방사선량율은 1미터 거리에서 약 50 rad/hr 수준이다. 이 경우, 파이로의 최종생성물이 IAEA의 자체방고 권고기준치(100 rad/hr)를 항상 만족한다고 단정 짓기는 어렵다. 임계질량, 발열량, 방사선량율로 핵

물질에 대한 매력도 (FOM[1]) 관점에서도 RE 포함에 따른 차이는 미미하다. 상기 세 결과를 종합한 물질매력도 결과는 Fig. 2와 같다.

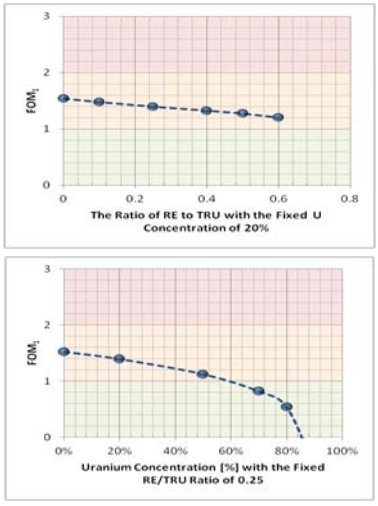


Fig. 2. FOM variation of a product ingot as the RE/TRU ratio (top) and U concentration (bottom).

최종생성물 내 TRU 대비 U의 비율이 높아질수록 전용 물질로서의 매력도는 낮아지는데, 극단적인 경우 RE/TRU>0.7 (U=20% 일 때) 또는 U>60% (RE/TRU=0.25) 조건일 때 비매력적(FOM<1)인 결과를 얻을 수 있다.

2.4 안전조치에의 영향

비파괴 측정 계량관점에서 RE가 포함되는 경우 감마선 측정에 영향을 미칠 수 있다. Eu 물질이 잉곳내에 다량으로 포함 될 경우 Eu의 감마선 방출률이 크기 때문에 Eu 물질을 제외한 다른 원소들의 감마 에너지 피이크는 측정이 어렵다는 것을 시뮬레이션을 통해 확인했다. 또한 Eu 물질이 TRU잉곳에 포함되지 않을 경우에도 Pr 및 Pm 원소 등으로 인해 Pu의 직접측정은 어렵다. TRU와 RE 물질의 조성비가 6:1, 10:1, 20:1로 변화함에 따라 감마스펙트럼 분석을 수행한 결과, 20:1인 경우 Pu 및 Cm의 피이크들을 확인할 수 있었다. 즉 RE를 포함하지 않거나 미량만 포함할 경우, 감마선분광에 의한 비파괴분석 계량이 보다 용이해 져 Pu/Cm 비율을 측정할 수 있는 가능성이 높아진다. 계량의 용이성 증대로 인하여 안전조치 측면에서는 큰 이득을 기대할 수 있다.

포탈 방사선 모니터링 관점에서, 최종생성물 내 RE가 포함되는 경우 IAEA의 자체보호 권고기준치를 만족시키지 못하더라도 일정 수준 이상의 감마를 방출함으로써 핫셀 출입구에서의 모니터링 적용이 보다 용이해 진다. 따라서, 그에 따른 안전조치 측면에서의 이득을 기대할 수 있다.

폐기물 계량관점에서, RE를 TRU와 함께 회수하지 않을 경우, 제련 염 처리 후 발생하는 폐기물에 RE의 포함량이 증가한다. 그러나, 현재의 물질수지 상에서도 RE의 80% 정도가 염폐기물에 포함되어 있기 때문에 RE 미회수가 폐기물 계량에 미치는 영향(변화)은 크지 않을 것으로 예상한다.

3. 요약 및 결론

최종산출물에 U 함량이 늘수록 핵확산저항성 은 높아질 수 있다. 이러한 점이 특별히 안전조치 수단의 적용을 어렵게 하지는 않을 것으로 예측한다. RE 관련해서는 Eu 원소 및 Ce의 포함량이 중요하다. 현재 Eu는 최종생성물에 거의 포함되지 않을 것으로 예상하며, 이 경우 방사선량과 발열량을 고려할 때 RE에 의한 핵확산저항성측면의 이점은 미미하다. Eu 포함 정도에 따라 다르지만, 현재 고려하고 있는 최종생성물 내 RE의 포함 조건으로는 IAEA의 자체보호 권고기준치를 만족하기 어려운 것으로 판단한다. 특정 조건에서 자체보호 권고기준치를 만족할 수 있다 하더라도 이것만으로 파이로 최종생성물의 방사선방벽이 우수하다고 결론 내릴 수는 없을 것이다. 오히려 RE의 함량이 낮아질수록 감마선분광에 의한 비파괴측정 계량의 정확도 및 Pu/Cm비율 적용가능성이 매우 높아지는 이득을 기대할 수 있다.

방사선량 및 감마선 분광가능성에 대한 평가는 한미공동연구를 통한 실제 U/TRU/RE 분석결과를 바탕으로 그 결론 내려야 할 것이다. 이 때 1단계 공동연구 실험의 샘플 분석 결과를 활용할 수 있다.

4. 감사의 글

이 연구는 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다. (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025947)

5. 참고문헌

[1] C. G. Bathke, et al., The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, Nuclear Technology, 179(5), July 2012

Development of INPRO Collaborative Project Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools (PROSA)

H.L. Chang*, E.H. Kwon, W.I. Ko, H.D. Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea 305-253
*hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

TheProliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools (PROSA) Project of the IAEA INPRO Program is a follow-up to the previous INPRO collaborative project, *Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA)*[1)] The PRADA project focused on the development of appropriate methods for the identification and analysis of pathways for the acquisition of weapons usable nuclear material, and on the evaluation of the multiplicity and robustness of barriers against proliferation for each pathway., which was completed in 2010 [1]. With the objective of making the assessment of proliferation resistance simpler and easier to use, the PROSA project is developing a tool to assess proliferation resistance and safeguardability which separates the analysis at different levels of State, Nuclear Energy System (NES), and facility including each specific pathway, as well as take into account the evolving State-level concept by the IAEA Department of Safeguards. This report summarizes current development of the project.

2. Proliferation Resistance Assessment Process

The nuclear proliferation process consists of three steps: (1) acquisition of nuclear material from the nuclear energy system, (2) conversion of diverted material into a weapons usable material, (3) and fabrication of a nuclear weapon or nuclear explosive device. An assessment of proliferation resistance (PR) of a nuclear energy system (NES) in general requiresstepwise and iterative approach leading finally to a conclusion whether or not a nuclear energy system is in agreement with the Basic Principle of Proliferation Resistance that NESs will continue to be an unattractive means to acquire fissile material for a nuclear weapons program [2].

The State-level PR assessment asks whether State's commitments, obligations and policies provide credible assurance on the exclusive peaceful use of the nuclear energy system, and especially, whether the legal framework enables the IAEA to detect undeclared materials and activities. The questions at the NES level are: (1) whether in the NES nuclear material exists that can be used for a nuclear weapon, (2) whether it will be technically possible to produce within the NES nuclearmaterial that can be used for a nuclear weapon (availability of sensitive technology), and (3) whether the design and operation of the NES facilitate the implementation of international safeguards. Facility level PR assessment asks whether safeguards goals of national and international safeguardsorganizations can/could be met effectively and efficiently (safeguards by design).

3. Development of Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools (PROSA)

In the assessment of legal framework of the State, trade relationships and Additional Protocol (AP) play major role because the State may have legal obligations to the supplying State in the peaceful use of nuclear energy, and, without AP in force, the IAEA cannot meet its safeguards (SG) objectives for the State as a whole – the IAEA cannot draw a broader conclusion that all nuclear material remainsin peaceful use and that there is no evidence of undeclared nuclear activity at the State level.

Concerning the attractiveness of nuclear material and technology in the NES, grading attractiveness depends on State's capabilities and assessment process does not require any gap analysis. Therefore, it is essential to collect relevant information regarding the nuclear material (quality, quantity and form), facilities and technologies present, and origin of any imported services associated (e.g., conversion, enrichment, reprocessing, fabrication). This information catalogue will support evaluation of the approximate IAEA comprehensive safeguards effort as a metric of intrinsic attractiveness and support safeguardability assessment [3]. This information will also support creation of a trade obligation map of nuclear technologies and materials to evaluate PR effects of trade relationships and related export controls.

Safeguardability requirement basically follows the Safeguards-by-Design (SBD) concept, with SBD

1) The PRADA project focused on the development of appropriate methods for the identification and analysis of pathways for the acquisition of weapons usable nuclear material, and on the evaluation of the multiplicity and robustness of barriers against proliferation for each pathway.

being defined as an approach whereby international safeguards requirements and objectives are fully integrated into the design process of a nuclear facility, from initial planning through design, construction, operation and decommissioning [4]. TheSBD process basically comprises activities such as:

- Identification of potential diversion, misuse, and concealment strategies
- Identification of safeguardstools and measures to meet facility specific SG objectives as originally formulated under a comprehensive safeguards agreement, and
- Identification and documentation of facility design features in construction and operation, and required safeguards infrastructure measures facilitating the implementation of effective and efficient IAEA safeguards.

SBD should enable the safeguards authorities to implement safeguards effectively and efficiently at minimal impact on the operation of the NES.

The PR fundamentals for future nuclear energy systems ask designers as well as the State to implement multiple barriers against proliferation using both technical features of the nuclear energy systems and extrinsic measures [2]. It should be noted in the previous study that the relevance of each particular barrier is not the same at the three different levels of evaluation: the State level, the NES level and facility level [1]. A prerequisite for the assessment of multiplicity of barriers is an acquisition path analysis. This requirement with acquisition pathway analysis leads directly to the terms "Safeguardability" and "Safeguards-by-Design."

The user requirement on the optimization of design for cost effectiveness further recognizes that the PR features and measures must be compatible with other design considerations such as operation, safety, security and economics, and that the verification costs must be reasonable. In this regard, this user requirement can be incorporated in the consideration of the safeguardability analysis in the context of efficiency for the IAEA as well as the operator.

Based on the above development, the PR assessment process can be summarized as follows:

Step 1: Collection of information on the NES regarding material quality (type, category and form), material quantity, nuclear technology, timeliness goal and frequency of IAEA inspection

Step 2: Collection of information on State's commitments, legal obligations and institutional arrangements, including trade relationships

Step 3: (Coarse) acquisition/diversion path analysis with identification of plausible diversion paths, diversion and concealment strategies. Safeguards effectiveness and efficiency for IAEA and operator can be examined using questionnaire.

Step 4: Identify for each plausible diversion path

- Intrinsic features and extrinsic measures, applicable to that acquisition path
- Prepare for a matrix for multiplicity check.

Step 5: Identify strengths/weaknesses/gaps and recommendations for improvements or R&D.

4. Conclusions

The current development of the INPRO PROSA project has been reviewed. The depth of analysisrequired leading to the conclusion that international safeguards is/can be implemented effectively and efficiently depends on the NES in a country, i.e., (1) existing NES with proven technology, (2) country embarking on nuclearpower with proven technology, and (3) experienced country with novel technology. Adetailed review of safeguardability will not be required in case of already proven technology and a design with IAEA safeguards already implemented. In the case of evolutionary technology a "comparative assessment" may be adequate, checking the differences between the proven technology and the further developed one with regard to their impact on safeguards implementation. In the case of innovative and novel technology an in-depth analysis is essential for evaluating the safeguardability based on acquisition path analysis identifying diversion, misuse and concealment strategies, as part of the SBD process.

5. REFERENCES

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INPRO Collaborative Project, "Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA)," IAEA-TECDOC-1684, IAEA, Vienna (2012)

[2] Proliferation Resistance Fundamentals for Future Nuclear Energy Systems, IAEA STR-332, IAEA Department of Safeguards, IAEA, Vienna (2002)

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for States Implementing Comprehensive Safeguards Agreements and Additional Protocols, IAEA Services Series No. 21, IAEA, Vienna (2012)

[4] International Atomic Energy Agency, International Safeguards in Nuclear Facility Design and Construction, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.8, Vienna (2013)

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition, International Nuclear Verification Series No.3, IAEA, Vienna (June 2002)

핵물질매력도 계산 자동화 프로그램 개발

김성용*, 안성규, 권은하, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sykim@kaeri.re.kr

1. 서론

안전조치와 물리적방호 측면에서 물질매력도(Material Attractiveness)란, 핵확산자 관점에서 대상 핵물질이 핵무기 제조를 위한 물질로서 얼마나 매력적인가, 즉 상대적인 효용성을 나타낸다. 매력도를 평가하는 방법 중 대상 물질성분 기준의 임계질량, 방사선 방벽(선량), 열 방출양을 종합해서 정량적인 수치로 환산한 성능계수(Figure of Merit: FOM) 개념이 제안된 바 있다[1]. 실제 파이로 공정을 현실화하여 구현하기 위해서는 공정의 최적화 및 연계에 따른 물질조성 최적화가 필요하다. 그러기 위해서는 여러 가지 옵션별로 물질조성이 변화할 경우에 대한 특성분석이 필수적이다. 본 연구에서는 다양한 핵물질 조성변화에 따른 핵비확산 관점의 물질 특성인자를 손쉽게 계산하는데 활용하기 위해서 특성분석 자동화 프로그램을 개발하였다.

2. 본론

2.1 물질 특성 분석 방법

참고문헌 [1]에서 제안하고 있는 FOM은 아래와 같은 식으로 계산할 수 있다.

$$FOM_1 = 1 - \log_{10}\left[\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{M}{50}\left(\frac{D}{500}\right)^{1/\log_{10}2}\right] \quad (1)$$

이 때, M은 임계질량[kg], h는 단위질량 당 발열량[W/kg], D는 임계질량의 20%에 해당하는 물질에 대한 1미터 거리에서의 방사선량률[rad/h]이다.

계산을 위해서 먼저 MCNPX[2] 코드를 이용해서 각 U/TRU/RE 조성에 대해 임계질량(M)을 계산한다. 그리고 ORIGEN[3] 코드를 이용해서 같은 조성을 입력값으로 냉각(decay mode)시 발열량(h)과 중성자 및 감마선 스펙트럼을 계산한다. 얻어진 중성자와 감마선 스펙트럼 및 조성을 입력값으로 MCNPX 코드를 이용해 선량(D)을 계산한다. 계산 프로그램의 각 모듈의 전체 연계도는 Fig. 1과 같다. 본 프로그램은 Window7 32bit 환경에서 Visual c#을 사용하여 개발되었다.

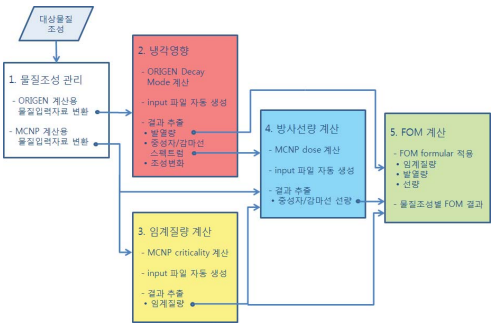


Fig. 1. A flow chart and connection of the entire calculation program.

2.2 계산 모듈

모듈1: 물질조성 관리 모듈

분석하고자 하는 물질의 동위원소 조성을 ORIGEN과 MCNPX 코드를 이용해 계산할 수 있는 형태로 변환하는 작업을 수행한다. 동위원소별 조성비 데이터 파일을 입력받아 ORIGEN 입력용 동위원소 표현 및 조성, MCNPX 입력용 동위원소 표현 및 조성 파일을 출력한다. 이 때, MCNPX용 물질조성에서는 매뉴얼에 제공된 중성자 데이터 라이브러리에 있는 핵종만을 변환으로 한다. 제외된 핵종은 사용자가 계산에 영향이 없는지 판단할 수 있도록 별도로 표시해서 알려준다.

모듈2: 냉각영향 (ORIGEN) 계산 모듈

ORIGEN 냉각모드 계산을 수행하는 모듈로서 코드 입력파일을 생성시키고 코드실행을 수행한다. 기준이 되는 대표입력파일(내장 또는 새로 입력)의 물질조성 데이터 부분을 모듈1에서 전달 받은 조성으로 대체시킨 후 코드를 실행한다. 이 때 필요에 따라 냉각기간 범위를 별도로 입력받아 계산에 반영할 수 있다. 출력으로는 ORIGEN 결과파일과 총 발열량 (FP, Actinide 별), 중성자 및 감마선 에너지 스펙트럼, 그리고 냉각기간에 따른 조성데이터만을 추출한다. 모듈2에 대한 실행 순서도는 Fig. 2와 같다.

모듈2-1: ORIGEN 결과 데이터 추출 모듈

ORIGEN Decay Mode로 계산한 결과에서 냉각기간 범위에 따른 발열량, 중성자스펙트럼, 감마선스펙트럼, 핵종조성 데이터만 별도로 추출해 파일로 저장한다.

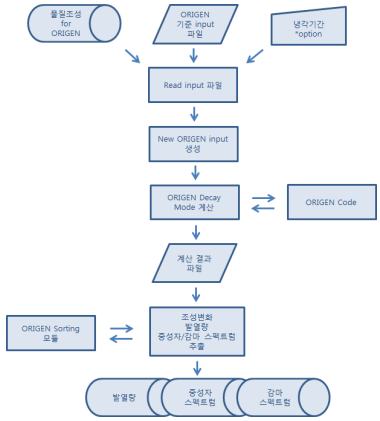


Fig. 2. A flow chart of the ORIGEN calculation module.

모듈3: 임계질량 (MCNPX criticality) 계산 모듈

MCNPX 임계도계산을 수행하여 조성에 따른 임계질량을 계산하는 모듈이다. 모듈1의 핵종조성을 전달 받아 임계도계산을 위한 MCNPX 입력파일을 생성시키고, 질량을 바꿔가며 임계도를 계산한다. 임계도가 1이 되는 질량을 출력한다. 이 때 계산시간을 단축하기 위해서 사용자가 질량 범위를 지정해 줄 수 있다.

모듈4: 방사선량 (MCNPX dose) 계산 모듈

대상이 되는 조성의 핵물질(모듈1)과 방출되는 중성자 및 감마선 스펙트럼(모듈2), 임계질량의 20%에 해당하는 질량(모듈3)을 기준으로, 중성자에 의한 선량과 감마선에 의한 선량 계산을 수행한다. 중성자선량과 감마선량은 각각 별도로 계산을 수행한다. 출력된 결과파일에서 아래 모듈4-1을 이용해 선량 결과값만을 추출하여 파일로 저장한다.

모듈4-1: MCNPX 결과 데이터 추출 모듈

MCNPX 선량계산 결과 파일에서 선량 결과값(tally 데이터)만을 추출한다.

모듈5: 물질매력도 (FOM) 계산 모듈

앞서 계산한 임계질량(모듈3), 발열량(모듈2), 감마선량(모듈4), 중성자선량(모듈4) 결과를 바탕으로 물질매력도 계산식을 적용하여 매력도 값을 계산한다.

2.3 모듈 통합 및 사용자인터페이스

상기 모듈을 통합하여 전체 자동화계산 프로그램을 구축하고, 사용자가 각 모듈 단독 활용 또는 전체 자동화 계산을 수행할 수 있도록 사용자인터페이스를 구축하였다. Fig. 3은 기본 사용자인터페이스(GUI) 구성을 보여준다. 좌측의 각 모듈 선택 시 해당 모듈에 대한 자세한 순서도와 입출력 요소들이 표시된다.

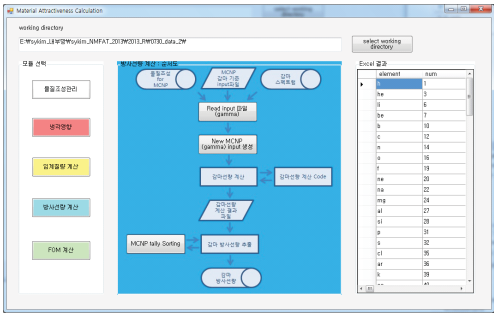


Fig. 3. The GUI of the program.

3. 결론

실제 파이로 공정을 현실화하여 구현하기 위해서는 공정의 최적화 및 연계에 따른 물질조성 최적화가 필요하다. 그러기 위해서는 여러 가지 옵션별로 물질조성이 변화할 경우에 대한 특성 분석이 필수적이다. 본 특성분석 자동화 프로그램은 다양한 핵물질 조성변화에 따른 핵비확산 관점의 물질 특성인자를 손쉽게 계산하는데 활용할 수 있다.

현재 개발하고 있는 파이로 공정모델을 반영한 전용분석 시뮬레이션 모델과 연동해 전용대상물질의 매력도를 자동으로 계산할 수 있도록 개선할 계획이다.

4. 감사의 글

이 연구는 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행되었다. (원자력기술개발사업, No.2012M2A8A5025944)

5. 참고문헌

[1] C. G. Bathke, et al., The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, Nuclear Technology, 179(5), July 2012

[2] MCNPX, http://mcnpx.lanl.gov

[3] ORIGEN-ARP, http://scale.ornl.gov/origen-arp.shtml

Thoughts on Spent fuel management issues in the ROK

Hyungmin Seo
Korea Institute of Nuclear Non-proliferation and Control, Exporo 573, Yuseong, Daejeon, Korea 305-348
rickyseo@kinac.re.kr

1. Introduction

The ROK has emerged as the world's fourth largest nuclear energy producer in terms of installed capacity with nuclear energy supplying over one-third of ROK electricity generation and recently, a significant nuclear power plant exporter. The ROK utilizes 23 nuclear power reactors and has five more under construction and two more under preparation. In the coming years, the ROK plans to further increase its reliance on this low-carbon source of power as Seoul seeks sustainable economic growth without increasing carbon emissions. While nuclear power has brought significant benefits to the ROK, it has also brought an accumulation of spent fuel that will soon surpass the country's storage capacity. The ROK's spent fuel reached approximately 12,600 tons at the start of 2013, which is almost 70 percent of its total storage capacity, which is 1.8 kiloton, and more than 700 tons of spent fuel is being produced each year. Furthermore, it is expected that the Kori, Ulchin, and Yonggwang nuclear sites will all reach capacity by 2022 and by the end of the century (assuming the new planned reactors come as expected), the cumulative amount of spent fuel produced by South Korean reactors is expected to exceed 110,000 tons. To dispose of such a large amount of spent fuel at a single site, an underground repository would need to cover as much as 80 square kilometers, as large as ten times of Yeouido area. It is fair to say finding that much free space in the ROK would be tremendously difficult. To tackle this problem, the ROK has been focused on pyroprocessing research and almost reached the stage of having the demonstration facility. In 2012, the Spent Fuel Policy Forum, which was organized by the government, strongly advised that interim storage facility should be built at least before the year of 2024.

2. Body

2.1 Reprocessing & Pyroprocessing

The ROK's interest in pyroprocessing also results from the country's failure to solve its domestic spent fuel management crisis. The ROK is not the only country failed in finding a permanent site at which to dispose of its spent fuel, but the failure to win domestic political support for additional interim storage sites has led to an imminent crisis. Indeed, the ROK has explored pyroprocessing as the only potential long-term technical solution to this problem. In this sense, Seoul has been trying to win Washington's blessing for constructing new facilities to test the economic and technical feasibility of pyroprocessing. In its December 2008 long-term research and development plan, the Korea Atomic Energy Commission (KAEC), the country's top nuclear policymaking body chaired by the prime minister, called for investigating the possibility of using pyroprocessing to treat spent fuel with the resulting product to be burned in new fast reactors. It called for the construction of a prototype pyroprocessing facility and demonstration fast burner reactor by 2028 in order to test this proposed system's economic and technical viability, and hopes to commercialize fast-neutron reactors after 2050. Moving forward with the fast reactor and pyroprocessing facilities would require Seoul to convince the Obama Administration to alter its views on pyroprocessing and reprocessing. Unlike the last U.S. administration, the Obama Administration has been explicit in its doubts about the techniques and moreover, Department of State official said in April, 2011 that the U.S. government now views pyroprocessing as a form of reprocessing with proliferation risks similar to those of other forms.

2.2 Possible solution: ANFSI

Even though it is very highly unlikely that the ROK starts to look at other multilateral approaches in order to tackle spent fuel management issue instead of sticking to its prolonged stance, it is worth to see what is around. There have been many multilateral approaches proposed as seen above. Under the idea that in today's era, incentives based

on mutually beneficial economic transactions may be the key, among those approaches, what is considered most practical is Assured Nuclear Fuel Services Initiative (ANFSI). Under ANFSI agreement, countries that currently are trying to pursue fuel generation and enrichment would give up these activities in exchange for assured cradle-to-grave services by countries that already have such capabilities. ANFSI specifically suggests that the leasing scheme be implemented between commercial entities negotiating commercial contracts for fuel-service transactions. Importantly, the contracts should have a fixed term, for example ten years, during which time the country leasing the fuel would agree to abstain from developing either enrichment or reprocessing capability. There is a commercial logic to this abstention in that the leasing country is not developing the capacity to compete against the supplier during the contract period, in return for the benefits of economic supply of fresh fuel and elimination of the waste challenge. Countries that provide such services would get revenue. All transactions would be subject to the IAEA safeguards. One of the most attractive parts of this approach lies in the incentives that commercial entities would get for brokering such transactions. Thus, the approach also aims to breathe new life into the nuclear industry which has been through many bad times in the last few decades.

Table 1. Summary of Multilateral Proposals

Assurance of fuel supply proposals: supplier guarantees	
1	World Nuclear Association proposal for ensuring security of supply
2	Six-country concept
3	Japanese standby arrangements proposal
4	UK nuclear fuel assurance proposal
Assurance of fuel supply proposals: LEU banks	
1	US LEU reserve
2	IAEA LEU bank
3	Russian guaranteed LEU reserve
Multilateral uranium enrichment facility proposals	
1	Russian International Uranium Enrichment Centre
2	German multilateral enrichment sanctuary project
3	Gulf Cooperation Council multinational nuclear consortium proposal
Global multilateral infrastructure proposals	
1	Russian Global Nuclear Power Infrastructure-a
2	US Global Nuclear Energy Partnership
3	Austrian proposal on multilateralization of the nuclear fuel cycle

3. Conclusion

When the ROK fails to secure enough repository and does not feel attracted to those multilateral approaches and hopes to solve the issue on its own, and if the question ‘What is left then?’ was drawn to experts or policy makers in the ROK, the answer would highly likely be “pyroprocessing". In this case, the ROK can go further with pyroprocessing only under great confidence in technological improvement for the better proliferation resistance and strong commitment to maintain its nuclear transparency. As a measure to ensure this stays on the right track, multilateral cooperation and supervision would be applicable. For example, besides the U.S. and the ROK, other neighboring countries or stakeholders like Japan, China, and Russia could join the joint research and by doing that, participating countries can hold each other in check in order not to let the technology biased towards a certain purpose or interest which is not in compliance with nonproliferation regime. In term of implementing the result of the joint research, multilateral supervision scheme can be created. The participation countries can establish the implementation system of pyroprocessing technology. The objective of the system can be to carry out inspections, to designate inspectors, to evaluate inspections, to engage the necessary services to ensure fulfillment of the initial objectives of the joint research.

4. References

[1] P. Goldschmidt, Multilateral Nuclear Fuel Supply Guarantees and Spent Fuel Management: What Are the Priorities? (2009)
[2] US DOE, Used Fuel Disposition Campaign International Activities Implementation Plan (2010)
[3] Princeton Univ., A Proposal for Spent-fuel Management Policy in East Asia (2011)
[4] Frank von Hippel, Spent Fuel Management in South Korea: The Illogic of Pyroprocessing (2009)
[5] IAEA-TECDOC-1587, Spent Fuel Reprocessing Options (2008)
[6] KAERI, Spent fuel storage status and future management in Korea
[7] MIT, the future of the nuclear fuel cycle (2011)
[8] Miles Pomper, Nuclear power and spent fuel in East Asia: Balancing Energy, Politics and Nonproliferation

핵연료주기 단위비용의 정규화 방법론 분석

윤새롬[1*], 루씽[2], 김성기[2], 고원일[2]
[1]과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]saerom88@kaeri.re.kr

1. 서론

현존하는 다양한 핵연료주기 기술에서 각국에 맞는 최적 옵션을 선택하기 위해서는 환경성, 기술성 및 안전성 그리고 경제적 타당성을 고려하여 각국에 맞는 합리적인 최적 핵주기를 선택해야 한다. 경제성 분석을 위해 필수적인 핵주기 단계별 비용이란, 각 단계별로 소요되는 비용을 평가한 것을 의미한다. 각국에서 수집된 단위비용 데이터는 상이한 비용데이터 산출환경, 비용계산 기준연도, 통화 불일치, 탑다운/바텀업과 같은 단위비용 산정방법, 연구개발비용의 회계처리 방법에 따라 차이가 발생하므로 ―비정규화된 단위비용을 사용한 계산결과는 핵주기 경제성 평가 왜곡을 초래할 수 있기 때문에 원가자료의 정규화(normalization)가 반드시 필요하다. 본 논문에서는 문헌조사를 통해 핵주기 단계별 비용데이터를 수집하여 비용데이터 정규화를 통한 단위비용함수의 확률론적 단위비용 값을 산출하였다. 또한 SPSS 통계패키지를 이용하여 확률분포함수의 객관적 타당성 분석을 수행하고, 핵주기 비용에 영향을 미치는 시설용량 등의 정규화 영향인자를 분석하여 핵주기 단위비용의 정규화 방법론을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 정규화 영향인자

원가데이터가 정규화(normalization) 되었다는 것은 핵주기비용의 산정시점이나 가정 및 조건을 동일한 수준으로 환산하여 신뢰성 있는 자료가 산출됨을 의미한다. 핵주기의 기술개발이 진전됨에 따라 각 단계별 단위원가도 변할 수 있고, 비용이 많이 소요되는 주요 원가동인 분석을 통해 원가를 감소시킬 수 있기 때문에 단계별로 원가데이터에 영향을 미치는 정규화 인자를 명확하게 파악해야 한다.

총원가를 평가하는데 필요한 단위원가와 관련된 중요한 관련 인자들의 특성을 요약하면 (1)정부와 개인시설의 소유권 (2)기술성숙도 (3)계정번호/업무분류체계 (4)공통화폐 (5)기준연도 (6)원가추청 방법의 차이(Top Down vs. Bottom Up) (7)시설용량 등이 있다[1].

Table 1. Input data normalized by base year(2013) with escalation 3.0 [%/year]

Stages	Uranium	Conversion	Enrichment	Fabrication
Unit	$/kgU	$/kgU	$/SWU	$/kgHM
OECD(1985)	83.2	6	130	190
OECD(1991)	50	8	165	241
OECD(2006)	50	5	100	250
MIT(2011)	80	10	160	250
Harvard(2003)	100	6	100	250
BCG(2006)	80	12	110	200
EPRI(2010)	125	7	165	200
INL(2009)	75	8	110	240
MCM(2013)	117	12	150	250
De Roo and Parsons(2011)	80	10	160	250
Calculated data with Escalation 3.0 [% /year]				
Unit	$2013/kgU	$2013/kgU	$2013/SWU	$2013/HM
OECD(1985)	190	14	297	435
OECD(1991)	96	15	316	462
OECD(2006)	61	6	123	307
MIT(2011)	85	11	170	265
Harvard(2003)	134	8	134	336
BCG(2006)	98	16	135	246
EPRI(2010)	137	8	180	219
INL(2009)	84	9	124	270
MCM(2013)	117	12	150	250
De Roo and Parsons(2011)	85	11	170	265

2.2 확률론적 단위비용

Table 1은 핵주기 경제성 분석을 위해 각국에서 다양한 연도에 수집된 핵주기 단계별 단위비용을 문헌 조사하여 물가상승률 3%로 가정하여 현재가치로 환산한 입력데이터이다. 핵주기 단위비용은 해마다 수많은 영향인자들에 의해 변동이 크므로 확률분포함수로 나타내는 것이 합리적이다.

일반적으로 핵주기 비용분석에서 삼각분포함수와 균일분포함수를 많이 사용하고 있다. 삼각분포함수는 최소값, 최빈값(most likely), 최대값을 알고 있을 때 사용하는 분포이고, 균일분포는 최대값과 최소값만 알고 있어, 사이 값들의 확률이 균일하다고 가정하는 분포이다[2].

표 2는 문헌조사를 실시하여 수집한 표1의 단위

비용을 적합도 검정(goodness of fit)을 통하여 도출한 확률분포이다.

Table 2. The unit cost of front-end fuel cycle

핵주기단계	분포함수	표현방법	단위
Uranium	Triangular [61, 85, 112, 190]	Name[Low, Nominal, Mean, High]	$/kgU
Conversion	Uniform [6, 11, 16]	Name[Low, Nominal/Mean, High]	$/kgU
Enrichment	Triangular [123, 170, 203, 316]	Name[Low, Nominal, Mean, High]	$/SWU
Fabrication	Triangular [219, 265, 315, 462]	Name[Low, Nominal, Mean, High]	$/kgHM

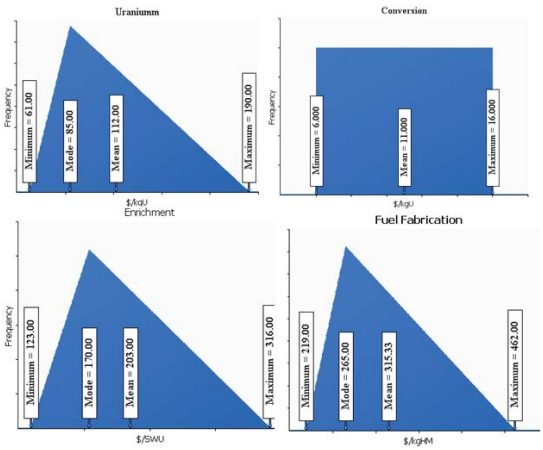


Fig. 1. Probability distribution based on the unit costs in the Table 2.

Fig. 1은 @RISK 소프트웨어를 이용하여, Table 2의 선행핵주기 단위비용을 그래프로 나타낸 것이다.

2.3 적합도 검정

신뢰성이 높은 정규화된 핵주기 단계별 단위비용을 도출하기 위해서 분포함수의 적합도 검정이 필요하다. 적합도 검정은 확률론적 비용분석을 위해 핵주기 단계별 단위비용을 분포함수로 표현할 때, 단위비용이 어떠한 분포함수를 따르는가를 검정하는 것을 의미한다.

SPSS 통계패키지를 이용하여 확률분포함수로 표현된 핵주기 단계별 단위비용의 타당성 검증을 위한 통계적 방법으로서, 적합도 검정은 카이제곱(Chi-Square), Anderson-darling, 그리고 Kolmogorov-Smirnov 방법 등이 있으나, 일반적으로 정규분포함수 등을 검정할 때는 Kolmogorov-Smirnov 방법을 많이 사용한다[3].

SPSS를 이용한 검정절차는 먼저 핵주기 단위비용 데이터를 변수목록에 입력하고, [분석]→[비모수 검정]→[레거시 대화상자]→[일표본 K-S]의 순서로 명령을 실행한 후, Fig. 2와 같은 출력결과에서 P-value가 0.05보다 크면 정규분포라고 판단한다.

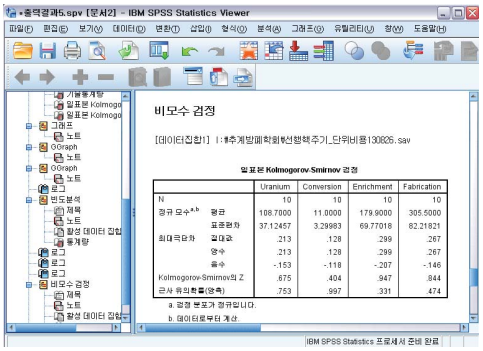


Fig. 2. Goodness of fitting results on SPSS.

3. 결론

핵주기 단계별 비용데이터의 정규화는 핵연료주기의 경제성 분석을 위하여 우선적으로 수행해야 한다. 왜냐하면 핵주기 단계별 단위비용은 핵주기 비용에 큰 영향을 미치기 때문이다. 본 연구는 문헌조사를 통하여 수집된 선행 핵주기의 단위비용을 대상으로 정규화 인자의 하나인 기준연도를 적용하여 정규화한 입력 값의 사례를 제시하였다. 또한 향후 핵주기비용의 확률론적 분석을 위해 SPSS 소프트웨어의 적합도 검토를 통하여, 정규화된 선행핵주기 단위비용의 확률분포함수를 도출하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] INL, 2009, Advanced Fuel Cycle Cost Basis, Idaho National Laboratory, pp. 23-95

[2] Kim K. H., Kim Y. I., 2007, Financial Simulation, Leeraetech, pp. 57-61.

[3] Seongtae Jae, 2013, Understanding of Modern Basic Statistics, Hakjisa, pp. 44-100

공정단가의 불확실성이 핵주기 비용에 미치는 영향

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

1. 서론

핵주기 비용 관련 자료는 대부분이 추정원가일 뿐만 아니라 원자력 선진국을 제외한 국가에서는 재처리시설이나 농축시설이 없어 실제원가를 구하기가 매우 어렵다. 따라서 추정원가인 핵주기 비용은 필연적으로 불확실성이 존재한다. 본 논문은 핵주기 비용의 불확실성을 분석하기 위해 평형모델을 이용하여 핵주기 비용을 결정론적인 방법과 확률론적인 방법을 이용하여 계산하였고 [1], 핵주기 단계별 공정단가가 핵주기 비용에 미치는 영향을 제시하였다.

2. 본론

2.1 비용평가 모델

핵주기 비용의 불확도를 평가하기 위해서 사용할 수 있는 모델은 평형모델(equilibrium model)과 동적모델(dynamic model)이 있다.

평형모델과 동적모델의 가장 큰 차이점은 평가대상 시간이 유동적(flexibility)이어서 시간종속(time dependent)된 정보를 생산할 수 있는가에 달려있다. 두 모델(평형모델과 동적모델)은 핵주기 옵션의 경제성을 평가하기 위한 효율적인 도구이다. 본 논문에서는 핵주기 비용의 불확실성을 분석하기 위해 2가지 핵주기 옵션(파이로-고속로 핵연료주기, 직접처분)을 분석대상으로 설정하였다.

핵주기 비용평가 모델은 일반적으로 식 (1)과 같이 핵주기 공정의 각 단계별 처리물량에 단가를 곱하고 물가상승률을 고려한 후 할인하여 계산한다. 그리고 핵주기비용의 단가를 구하려면 식 (2)와 같이 균등원가산정방법을 이용하여 핵주기비용의 총원가를 할인된 발전량으로 나누어 구할 수 있다 [2]. 그러나 본 논문에서는 평형모델을 사용함으로써 일정시점의 비용을 계산하기 때문에 각 연도에 발생하는 연도별 비용을 할인할 필요가 없다. 따라서 식 (2)에서 할인율이 0이므로 식 (3)과 같은 평형모델을 구할 수 있다.

$$TFCC = \frac{\sum_i M_i\, UC_i\, (1+E)^{\Delta T_i}}{(1+D)^{\Delta T}} \qquad (1)$$

Where, TFCC = Nuclear Fuel Cycle Cost, M_i = annual mass processed at stage i, UC_i = unit cost at stage i, E = escalation rate, ΔTi = delay time, D = discount rate

$$UCNFC = \frac{TFCC}{E/(1+D_e)^{\Delta T_i}} \qquad (2)$$

Where, UCNFC = unit cost of nuclear fuel cycle, E = electricity

$$UCNFC = \frac{TFCC}{E} \qquad (3)$$

2.2 입력자료

핵주기 비용을 계산하기 위해 Table 1과 Table 2의 입력변수를 사용하였다.

Table 1. Input data for reference reactor

Input Parameters	PWR	SFR(CR=0.70)
Electric power(MWe)	1,000	600
Thermal efficiency (%)	34.23	39.4
Thermal power(MWt)	2,921.4	1,522.8
Load factor	0.85	0.85
Cycle length(full power day)	290	304
No. of batches	3	5

Table 2와 같은 핵주기 공정단가는 핵주기 비용을 과대 또는 과소 계상하는데 절대적인 영향을 미칠 수 있다. 따라서 불확실성을 고려하여 일반적으로 단위비용의 분포는 삼각분포, 균일분포, 정규분포 등이 많이 사용되는데 삼각분포는 최대값, 최소값, 최빈값을 알고 있을 때 사용하는 분포이고, 균일분포는 최대값과 최소값은 알고 있지만 최빈값을 알지 못하는 경우 사용할 수 있는 분포함수이다.

2.3 핵주기 비용 계산 결과

식 (3)을 이용하여 Table 2 [3]의 최빈값을 입력변수 값으로 사용하여 핵주기 비용을 결정론적 방법으로 계산한 결과, 직접처분과 파이로-고속

로 핵주기의 비용은 6.02 mills/kWh와 6.78 mills/kWh로 계산되었다.

Table 2. unit cost for fuel cycle cost estimation

Phase		Probability distribution	Value			Unit
			Low	Nominal	High	
Uranium		Triangular	30	75	260	$/kgU ($U_3O_8$)
Conversion		Uniform	5	10	15	$/kgU ($UF_6$)
Enrichment		Uniform	85	110	135	$/SWU
Fabri-cation	PWR	Triangular	200	250	300	$/kgU
	CANDU	Triangular	115	135	155	$/kg HM
Aqueous storage		Triangular	100	300	500	$/kg HM
S/F dry storage		Triangular	100	120	300	$/kg HM
Pyroprocess & SFR fuel fab.		Triangular	3000	6000	9000	$/kg HM
UREX aqueous separation		Triangular	903	1120	1339	$/kg
S/F conditioning and packaging		Triangular	50	93	130	$K/MTHM
S/F Geologic Repository		Triangular	400	650	1000	$/kg HM

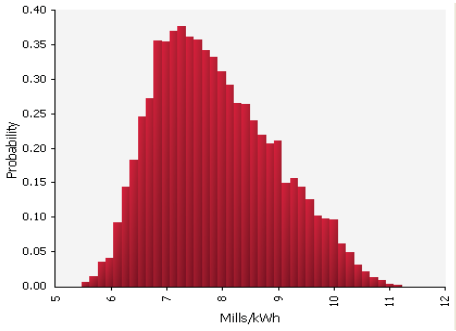


Fig. 1. NFCC(Nuclear fuel cycle cost) of direct disposal.

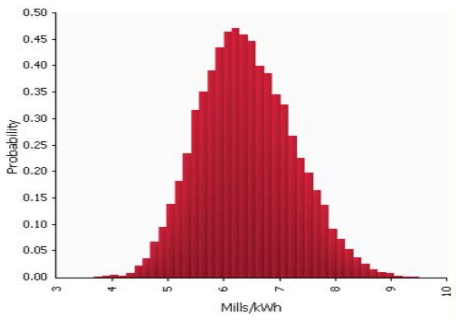


Fig. 2. NFCC of Pyro-SFR recycling.

또한 핵주기 공정단가의 불확실성을 파악하기 위해 Table 2와 같은 확률분포의 입력변수를 이용하여 핵주기 비용을 확률론적 방법으로 재계산하였다. Fib. 1과 Fig. 2는 직접처분과 파이로-고속로 핵주기 비용의 불확실성을 확률분포로 나타낸 것이다. 본 계산은 @Risk 소프트웨어를 사용하였으며, 핵주기 비용 계산결과의 분포함수를 fitting해본 결과, Beta 분포에 가까운 것으로 확인되었다 [4].

3. 결론

평형모델을 이용하여 결정론적 방법으로 핵주기 비용을 계산한 결과, 직접처분과 파이로-고속로 핵주기의 비용은 6.02 mills/kWh와 6.78 mills/kWh로 나타났다. 그러나 확률분포의 값을 이용하여 확률론적으로 재계산한 결과, 최빈값 기준으로 7.47 mills/kWh와 6.39 mills/kWh로 산정되어, 파이로-고속로 핵주기가 경제적으로 유리한 것으로 나타났다. 즉, 결정론적인 방법과 확률론적인 방법의 계산결과가 상반되는 것으로 나타났다. 이러한 이유는 핵주기 단계별 공정단가의 편차가 핵주기 비용에 많은 영향을 미치기 때문이다. 따라서 향후 핵주기 비용 분석시 불확실성을 고려한 확률론적 분석이 추가적으로 필요한 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] TAREK M. ZAYED and DANIEL W. HALPIN, 2005, Deterministic models for assessing productivity and cost of bored piles, Construction Management and Economics, Vol. 23, pp. 531 - 543

[2] Koji NAGANO, 2003, Systems Analysis of Spent Fuel Management in Japan,(II) Methodologies for Economic Analyses of Spent Fuel Storage, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 40, No. 4, p. 182 - 191.

[3] Shropshire, D.E., Williams, K.A., Boore, W.B., Smith, J.D., Dixon, B.W., Dunzik-Gougar, M., Adams, R.D., Gombert, D., Schneider, E., 2008, Advanced Fuel Cycle Cost Basis, Idaho National Laboratory, INL/EXT-07-12107 Rev. 1, pp. 24-27

[4] Kwon. Y. H., 2013, Integrating economic theory policy analysis and spreadsheet modeling, Iretech Press, pp. 31-36

FCM 핵연료 장전 노심의 핵연료 주기 비용 예비 분석

정창준*, 이경훈, 이원재
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cjjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

원전의 중대사고 시에도 핵연료 파손 저항성을 가지고 방사성 물질 누출에 저항성을 갖는 사고 저항성 핵연료에 대한 연구가 진행되고 있다 [1]. 사고 저항성 핵연료는 핵연료 중심 온도 감소 및 피복관-냉각수 반응 감소를 통해 달성할 수 있다. 이러한 사고 저항성 핵연료 개발을 위해 입자 핵연료를 기반으로 FCM (fully ceramic micro-encapsulated) 핵연료 개념이 제시되었다 [2].

본 연구에서는 FCM 핵연료에 대한 노심 관리 계산을 바탕으로 핵연료 주기비 예비 분석을 수행하였다.

2. 핵연료 주기비 분석

핵연료 주기비 계산을 위한 비용 입력자료를 Table 1에 나타내었다. 핵연료 구입비용 중 원광 구입비, 변환비, 농축비는 2009년 원자력발전백서 [3]를 참고하여 가정한 값이다. FCM 핵연료에 비용도 참조 핵연료와 동일하며 다만 성형가공비는 참고문헌 [4]에서 제시된 값을 사용하였다. 또한, 우라늄 손실계수 및 선행/지연 기간은 통상적으로 알려져 있는 값들을 참고하여 가정하였다.

Table 1. Data for Fuel Cycle Cost

항목		입력 자료
핵연료 구입비용	원광비	\$50/lb U_3O_8
	변환비	\$10/kgU
	농축비	\$150/kgSWU
	성형가공비	\$500/kgU*
	사용후핵연료 처리	-
우라늄 손실계수	변환 손실율	0.5%
	가공 손실율	0.7%
	Tail Enrichment	0.25 w/o
선행 및 지연기간	우라늄 원광	장전 18개월 전
	변환	장전 12개월 전
	농축	장전 8개월 전
	성형가공	장전 4개월 전
	사용후핵연료 처리	방출 60개월 후

* FCM 핵연료 성형가공비: 4062 \$/kgU

핵연료 주기비 계산을 위해 영광 3호기 6주기에 대해 참조 노심 및 FCM 핵연료 장전 노심 관리 계산을 각각 수행하였다 [5]. 노심 관리 결과는 Table 2 및 3에 각각 나타내었다.

Table 2. Fuel Management Results of Reference Core

Batch No.	No. of FA	Cycle Burnup (MWD/MTU)			Discharge Burnup (MWD/tU)
		Cycle5	Cycle6	Cycle7	
1	16	12204.0			12204.0
2	8	16175.5			16175.5
3	25	13168.6			13168.6
4	20	18434.7	12204.0		30638.7
5	12	19320.0	16175.5		35495.5
6	17	18040.8	13168.6		31209.4
7	15	18040.8			18040.8
8	20	14278.6	18434.7	12204.0	44917.3
9	20	21304.2	19320.0	16175.5	56799.7
10	9	22291.0	18040.8	13168.6	53500.4
11	15	22291.0	18040.8		40331.8

Table 3. Fuel Management Results of FCM Fuel Core

Batch No.	No. of FA	Cycle Burnup (MWD/MTU)			Discharge Burnup (MWD/tU)
		Cycle5	Cycle6	Cycle7	
1	16	59398.9			59398.9
2	44	40131.4			40131.4
3	25	50697.9			50697.9
4	16	45550.1	59398.9		104948.9
5	44	65889.5	40131.4		106020.9
6	25	64220.6	50697.9		114918.5
7	7	66156.8			66156.8
8	16		45550.1	59398.9	104948.9
9	44		65889.5	40131.4	106020.9
10	25		64220.6	50697.9	114918.5
11	7		66156.8		66156.8

상기 결과를 이용하여 핵연료 주기비를 평가한다, 핵연료 주기비 계산은 FUELCOST-IV [6] 코드를 사용하여 평준화 비용 (Levelized cost)를 계산하였다. 계산 결과는 Table 4에 비교하여 나타내었다. 계산 결과에 의하면 FCM 장전 노심의

핵연료 주기비는 참조 노심의 주기비에 비해 약 2.6배 증가하는 것으로 나타났다. 이는 사용후핵연료 처리 비용은 고려하지 않은 결과이다.

Table 4. Comparison of Fuel Cycle Cost

핵연료 종류	참조 노심	FCM 노심
평균 교체연료 농축도 (w/o)	4.254	17.700
교체연료수 (다발)	64	92
교체연료 평균방출연소도 (MWD/MTU)	48887	98011
핵연료 주기비 (mills/kWhe)	7.2191	19.073
참조 노심 대비 비율	1.0	2.642

핵연료 주기비 각 요소에 대한 민감도 계산도 수행하였다. 참조 노심에 대해서는 (Fig. 1) 핵연료 구입 비용의 민감도가 가장 높게 나타났다. 한편, FCM 노심에 대해서는 핵연료 농축도에 대한 민감도가 가장 높은 것으로 나타났다 (Fig. 2).

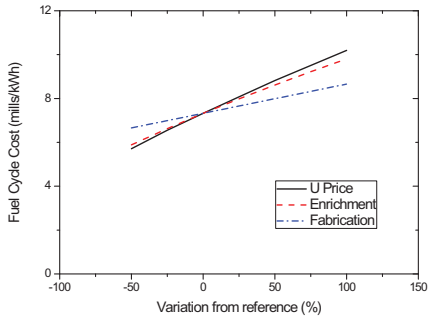


Fig. 1. Comparison of Sensitivity of Reference Core.

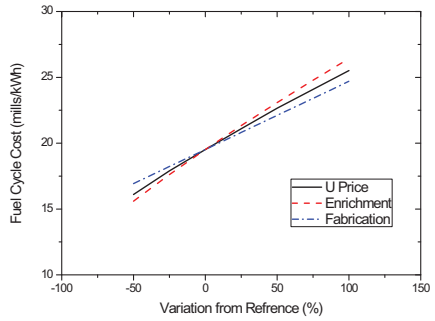


Fig. 2. Comparison of Sensitivity of FCM Core.

한편, 민감도 계산 결과 가장 높은 핵연료 가공비를 상업적인 수준에서 2000 $/kg 정도로 가정하고 현재 연구가 진행중인 14% 농축도 핵연료를 사용하면 FCM 노심의 핵연료 주기비는 참조 노심 대비 비율은 약 2.016 으로 나타났다. 또한, 중대 사고시의 핵연료 손상에 의한 사고 비용을 고려하면 사고 저항성 FCM 핵연료는 경쟁력을 가질 수 있을 것으로 판단되며, 사용후핵연료 처리 비용을 감안한다면 FCM 핵연료 주기비는 더 감소할 수 있다.

3. 결론

사고 저항성을 가지는 FCM 핵연료 장전 노심에 대한 핵연료 주기 예비 분석을 수행하였다. 분석 결과, FCM 핵연료 장전 노심의 핵연료 주기비는 기존 노심에 비해 약 2.6배 증가하는 것으로 나타났다. 민감도 분석 결과 참조 노심에 대해서는 우라늄 구입 비용에 대한 민감도가 가장 높고, FCM 장전 노심에 대해서는 핵연료 농축도에 대한 민감도가 가장 높은 것으로 나타났다. 향후 상업적인 수준의 핵연료 가공비와 농축도 및 사고 비용을 감안할 경우 FCM 핵연료는 기존 핵연료와 경쟁력을 가질 수 있을 것으로 판단된다. 한편, 사용 후 핵연료 처리 비용을 고려하고 총 발전 비용에 대한 평가를 추가로 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] "Development of LWR Fuels with Enhanced Accident Tolerance", Funding Opportunity Number: DE-FOA-0000712, US-DOE, 2012

[2] W. J. Lee et al., "Fully Ceramic Micro-encapsulated (FCM) Replacement Fuel Assembly for LWRs", ICAPP 2013, Jeju, Korea, April 14-18, 2013

[3] 지식경제부, "2009 원자력 발전 백서“, 2009.

[4] JAERI, "Study on the Fuel Cycle Cost of Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR-300)", JAERI-Tech 2002-089, JAERI, 2002

[5] K.H. Lee et al., "A Neutronic Feasibility Study of an OPR-1000 Core Design Fully Loaded with FCM Fuel", ICAPP 2013, Jeju, Korea, April 14-18, 2013

[6] E.C. Rodgers, "FUELCOST-IV: Code DEscription and User's Manual", NUS-798, NUSCO, 1971

파이로일관공정 동적 물질수지 가시화 모듈 개발(I)

이효직*, 이선희, 최성열, 김성기, 고원일, 김인태, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyojik@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 개발 중인 파이로 일관공정은 수십 가지의 단위 공정으로 이루어져 있으며, 연속식이 아닌 배치식 공정으로 구성되어 있다. 선행연구를 통해 일 년간 10tHM을 처리하는 파이로 시설을 가상하여, 물질흐름 경로별, 취급원소별 누적 이송량을 물질수지 행렬형태로 얻은 바 있다[1]. 그러나 누적 이송 물질수지 정보는 정적(static) 정보로서 과거의 입력에 무관한 값이 된다. 즉, 시간 및 입력정보에 따라 변하게 되는 동적인 물질흐름 정보를 적절히 볼 수 없어 많은 제약을 갖는다. 따라서 정적인 물질수지 정보를 동적인 물질수지 정보를 갖는 형태로 전환하고, 시뮬레이션이 가능하도록 시뮬레이터를 개발 중이며, 그 중 동적인 물질흐름 정보를 효과적으로 가시화할 수 있는 모듈 개발에 관해 설명한다.

2. 파이로시설 시뮬레이터 구조

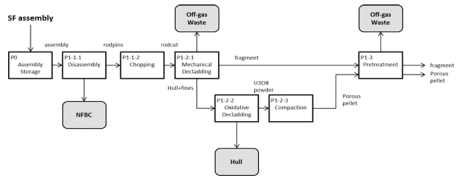
2.1 일관운전모델

일관(또는 통합)운전 모델은 파이로시설 시뮬레이터 개발 3단계 아키텍처(Fig. 1) 중 중간 단계에 속하며, 이 단계에서는 이산사건시스템 모델링을 통하여 일관운전모델을 구축한다. 운전모델은 단위공정모델과는 달리 배치 운전 중에 일어나는 변화는 관심이 없으며 배치 전·후의 변화만을 기록하는 모델이다.

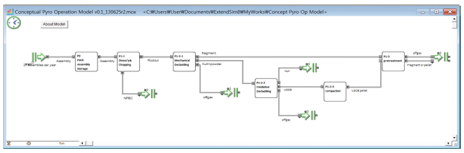


Fig. 1. Architecture of pyroprocessing facility simulator.

공정시작 및 종료와 같은 이벤트 발생 시점과 연동하여 배치운전 전·후의 물질수지를 계산해 내는 라이브러리 블록을 개발하였고, 모든 물질수지의 계산 값은 데이터베이스를 이용해 관리하고 있다. 단위 공정의 운전절차 및 소요시간 등의 기본 운전정보를 바탕으로 단위 공정의 운전모델을 이산사건시스템으로 모델링하면 동적모델을 얻게 되며, 단위공정 동적모델을 물질흐름에 따라 논리적으로 연계하면 일관운전모델(Fig. 2)을 구축할 수 있다.



(a) Material flow diagram for integrated headend process



(b) Discrete event system model built using ExtendSim

Fig. 2. Integrated operation model of headend.

2.2 일관운전모델 취급 데이터

일관운전모델에서 발생하는 데이터는 기본적으로 단위공정의 출력경로를 기준으로 사용후핵연료 54 원소 및 공정화합물 22 종에 대한 물질수지 변화를 기록하는 데이터베이스 테이블을 갖고 있으며, 매 배치운전 종료시마다 이 데이터베이스 테이블에 결과를 기록한다. 모든 물질흐름 경로마다 데이터베이스 테이블이 독립적으로 존재하며, 이 데이터를 분석하여 전체 통계양(누적 이송량, 버퍼 잔존량, 누적처리량, 장치 hold-up 양)을 산출하기 위한 라이브러리를 개발하였다. 통계량 중 누적이송량은 전공정에서 후공정이 이송된 누적 물질량이며, 버퍼 잔존량은 해당 경로별(즉 공정 생성물별)로 현재 시점에서 후공정으로 이송되지 못하고 남아있는 물질량이며, 누적처리량은 현재까지 단위공정이 처리한 누적 물질량이며, 장치 hold-up 양은 배치운전 종료에도 불구하고 부득이 장치 내에 남게 되는 물질량을 의미한다.

2.3 물질수지 통계량의 가시화

가시화 대상은 위 4 가지 통계량이며 이를 bar 차트 형태로 나타내어 인간의 직관에 의해 즉시 이해가 가능하도록 구현하였다. 일관운전모델의 4 가지 통계량은 단위공정 종료 이벤트가 발생하는 시점에 업데이트가 되며, 이는 모델과 데이터베이스 간의 연계를 통해 굉장히 빠른 시간에 진행되므로 일관운전모델의 시뮬레이션에 영향을 미치지 않는다. 그러나 이러한 4 가지 통계량을 그래프와 같은 형태로 표현할 경우 매 이벤트마다 그래프를 업데이트하는 것이 시뮬레이션에 부담을 주게 되므로 그래프는 특정 시간 간격을 두고 업데이트 되도록 구현하였다.

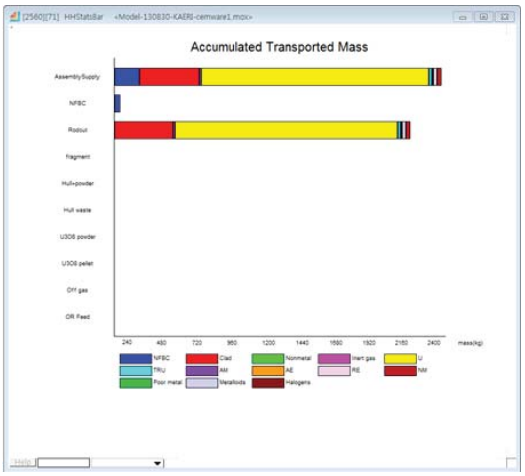


Fig. 3. Accumulated transported mass via stream: Bar Chart.

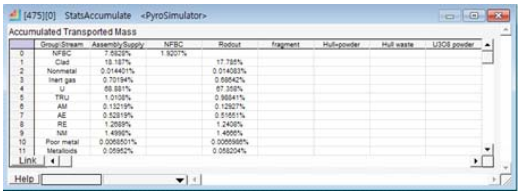


Fig. 4. Accumulated transported mass via stream: Table.

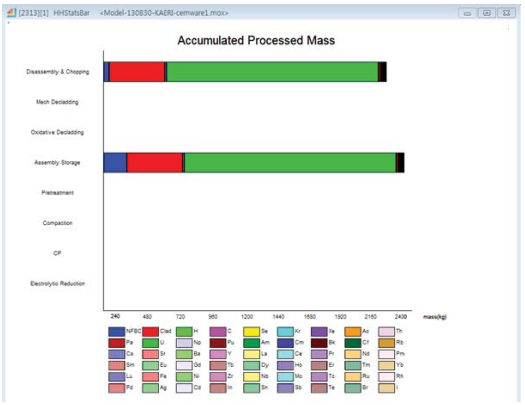


Fig. 5. Accumulated processed mass: Bar Chart.

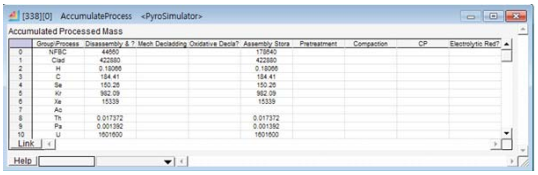


Fig. 6. Accumulated processed mass: Table.

3. 결론

개발된 가시화 모듈은 파이로 일관공정의 동적 물질수지 변화를 정확히 이해하고 이를 잘 설계된 데이터베이스에 기록하고 이것을 적절히 꺼내어 활용할 수 있어야 한다. 데이터베이스에 기록되어 있는 동적물질수지 정보를 꺼내어 기본 4 가지 통계량을 계산하였으며 일반인도 쉽게 이해가 가능하도록 테이블과 바 차트 형태로 나타내었다. 개발된 가시화 모듈은 사용자의 평가의견을 반영하여 고도화할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 연구재단의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] 이효직 외, 파이로공정 기준 물질흐름 v4.0의 개발, 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.33-34, 2013

미국 선진핵연료주기시설의 화재방호 안전성 평가방법 분석

김지현[1*], 서현석[1], 전관식[1], 박상훈[1], 유길성[2]
[1](주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]jihyun9775@nate.com

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료에 대한 저장용량이 2016년이면 포화될 것으로 예측하고 있어[1], 이의 효율적인 관리방안이 필요하다. 대응방안으로 국내에서는 우라늄 자원을 효율적으로 활용하고 친환경적인 소듐냉각고속로(Soduim-cooled Fast Reactor, SFR)와 연계한 사용후핵연료 파이로프로세싱과 관련된 선진핵연료주기에 관한 기준개발을 추진해 오고 있다[2]. 앞으로 계획된 연간 30 ton 규모의 사용후핵연료를 취급할 수 있는 파이로 핫셀시설은 습식처리시설에 비하여 전 세계적으로도 개발이 많이 이루어져 있지 않은 분야로 계속적인 많은 연구가 필요하다. 특히 파이로 핫셀시설은 원자력발전소와 달리 사용후핵연료를 처리할 경우 다양한 고위험도 특정핵물질이 발생하기 때문에 화재로 인한 영향이 클 수 있다[3]. 우선적으로 파이로 핫셀시설의 안전한 운영을 위하여 시설의 화재방호를 포함한 여러 분야에 대한 안전기술기준 개발과 이 기준에 대한 안전성 평가방법의 확립도 같이 수반되어야 할 것이다. 본 연구에서는 미국의 선진핵연료주기시설의 안전에 영향을 미치는 여러 인자 중 화재방호에 대한 안전성 평가방법을 조사・분석하였다.

2. 본론

2.1 기존의 화재방호

선진핵연료주기시설의 화재안전에 대해서는 아래와 같은 세부적인 내용을 중심으로 평가한다[4].

2.1.1 화재안전 관리방법

허가신청서에 다음 사항들을 기술하여 시설에서 화재안전 관리수행을 입증한다.
- IROFS의 가용성 및 신뢰성 입증업무
- 화재안전의식, 점화원 및 가연물 통제, 화재진압 또는 결과제한하기 위한 준비 입증업무
- 화재안전 직원 및 고위 책임관리자 규명
- 정상운전, 비정상사건, 사고안전과의 관계 및 기능을 규명하기 위한 화재안전관리방법

2.1.2 화재위해도분석(Fire Hazards Analysis)

화재로 인하여 10CFR70.61의 중간정도의 영향을 유발할 수 있는 양과 형태의 특정핵물질을 방출시킬 수 있는 시설은 다음 사항을 포함한 FHA를 수행한다.
- 화재시나리오 개발
- ISA(Integrated Safety Analysis)와 같이 화재위험도 평가에 적용가능한 화재위해도 규명
- 특정핵물질과의 상호작용으로 방사선학적/화학적 영향에 대한 화재 기폭제 및 사고경위 규명
- 화재안전관련 화재위험요소 규명

2.1.3 시설설계

다음과 같은 시설설계정보를 문서화한다.
- NFPA 220에 기술된 공사유형 및 건물유형과 비교할 수 있는 건물코드
- 건축자재, 화재 지속율, 외부 개구부 등
- 화재감지계통, 자동화재진압계통 및 물분배계통
- 물 배제구역에서의 화재진압 방법론
- 화재사건으로 오염 소방수에 대한 잠재성으로 공정시설에 제방구역과 배수
- 화재가 발생할 경우 작업자의 탈출과 관련된 설계 기준 및 소방관 접근절차

2.1.4 공정화재안전

화재위험 지역 내 위험한 화학물질, 공정, 및 화재안전을 입증하는 설계기준을 규명한다.

화학물질 및 방사성물질에 대한 위험을 포함하여 화재게시 사고경위의 영향 및 가능성을 ISA에 설명한다.

IROFS의 등급화 및 그와 관련된 관리방법으로 화재방호를 하고 IROFS의 가용성 및 신뢰성을 입증하는 다음과 같은 관리방법이 있다.

- 공학적 제어의 운전입증 방법
- 행정적 제어의 수행입증 방법
- 적용가능한 NFPA 또는 산업합의(Industry Consensus) 화재코드 및 표준규격을 포함한 IROFS의 준수

2.1.5 화재방호 및 비상대응

신청서에 시설의 화재방호계통과 화재비상대응 조직을 기술하고 부지밖의 소방서가 필요한 경우, 시설접근절차, 시설배치, 및 화재예방계획에 익숙하도록 부지밖의 소방서와 주기적으로 훈련한다.

2.2 화재방호관련 보완사항

사용후핵연료 재처리시설에서 발생되는 다양한 고방사성/고위험성 특정핵물질로 인한 화재의 영향이 크기 때문에 그러한 영향을 미연에 방지하기 위해서는 시설 성능에 기반을 둔 더욱 강화된 요건의 필요성이 부각되고 있다. 그러나 현 규정의 10CFR50.48(c)에서는 주로 원자력발전소에 적용하기에 적합하도록 되어 있어 재처리시설에 직접 적용할 수 없을 뿐만 아니라, 이 규정에서 다루고 있지 않은 여러 특별한 위험성도 존재하기 때문에 재처리시설의 인허가를 위한 새로운 규정을 마련할 경우, NFPA 801과 NUREG-1718의 7.4.3.2 내용을 추가하도록 권고하고 있다[3].

2.2.1 NFPA 801

이 표준규격은 화재방호프로그램 설계 및 요소들의 적용, 화재방호 계통과 시설특성의 결정, 해체 및 영구적인 운전정지를 포함한 모든 공장의 운영상태에 대한 특정핵물질의 위해도 평가 등에 대한 방법론을 포함하고 있다.

2.2.2 NUREG-1718 Section 7.4.3.2

이 표준심사지침의 7.4.3.2에 기술된 주요 화재방호관련 요건은 다음과 같다[5].

- NFPA 220에 정의된 Type I 구조(Construction)의 품질로 설계
- 플루토늄을 취급하는 구역을 에워싸고 있는 구조벽(Structural Shell)은 최소한 2시간의 내화등급(Fire Resistance Rating)을 갖고 화재로부터 확실한 사고조건 동안 밀폐구조를 유지할 수 있도록 설계
- 특정핵물질 저장시설, 방사성물질 저장시설 또는 상당한 양의 방사능을 방출할 가능성이 있는 기타 시설은 최소한 2시간의 내화등급을 갖도록 내화성/불연성 물질로 설계 및 건설
- 내부 벽 또는 천정 그리고 물질과 접촉하는 요소(Factory-installed facing material)는 25이하의 화염확산율(Flame spread rating) 그리고 50이하의 연기발생율(Smoke developed rating)을 갖음
- IROFS를 포함한 구역의 환기계통은 화재, 연기, 고압가스(Hot gas) 및 연소생성물의 확산을 최소화하고 NFPA 69 및 NFPA 90A 규정에 따라 폭발을 방지하도록 설계
- 환기계통이 방사성물질의 방출을 방지하기 위해 설계될 때 이 계통의 HEPA 필터는 UL Standard 586의 요건을 만족시킨다.
- 가연성/발화 금속은 DOE Handbook-1081-9 및 DOE-STD-3013-99에 따라 저장 및 취급

3. 결론

3.1 본 논문의 2.1절에 언급된 화재안전관련 5개 범주에 대한 평가에 필요한 정보의 충분성과 구체성을 평가한다.

3.2 핵연료재처리시설의 화재안전을 위해 NFPA 801과 NUREG-1718에 기술된 화재방호 특성 및 계통에 대한 수용기준 준수여부를 평가한다.

4. 참고문헌

[1] 김경덕, 사용후핵연료 저장현황(저장 건전성 관점), 사용후핵연료 건식저장 건전성 워크숍, 한국방사성폐기물학회(추계), 2011

[2] 정승영 외, AFC 규제요건 개발방향 수립 및 안전성 검증기술 분석, KINS/RR-843, 2011

[3] SECY-11-0163, Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities, 2011

[4] NUREG-1520, Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility, NRC, 2010

[5] NUREG-1718, Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide(MOX)Fuel Fabrication Facility, NRC, 2000

제2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

경주방폐장 전원상실 민감도분석에 따른 이용불능도 산출

이경희[1*], 송승훈[2]
[1]한국전력기술주식회사, 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354
[2]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[*]dobest@kepco-enc.com

1. 서론

경주방폐장 시설 전원공급 배전선로는 양북변전소로부터 방폐장 시설 입구까지의 가공(架空)선로와 시설 입구부터 지상지원시설 수배전 설비까지의 지중(地中)선로로 구성되어 있다.

본 논문은 방폐장 배전선로를 포함하는 경주지역의 지중선로와 가공선로에서의 고장 및 정전사례 수집과 함께 소외전원상실 상실 시 방폐장 내 필수시설 비상전원 공급을 위해 자동으로 기동되는 예비디젤발전기(이하 "D/G")에 대한 운전신뢰도를 검토하며, 이들 양 전원이 모두 동시에 상실되는 경우에 대한 민감도분석을 통해 방폐장시설의 이용불능도를 산출하였다. 이와 함께 방폐장 이용불능에 있어 시설의 고유안전성도 확인하였다.

2. 본론

2.1 분석 절차

경주방폐장 전원상실 민감도분석에 따른 이용불능도를 산출하기 위해 방폐장 배전선로를 포함하는 한전 경주지사의 정전자료를 수집하고, 이를 근거로 선로 별 소외전원 상실빈도와 복구시간을 분석하였다. 이와 함께 방폐장 시설 전용의 D/G 신뢰도에 대해서도 검토하였다. 이후 입력자료를 토대로 직렬구조 분석기법에 의한 양 전원의 완전상실에 따른 방폐장시설 이용불능도를 산출하였다.

2.2 분석 항목

2.2.1 방폐장 전원공급계통

방폐장 전원공급계통은 한전전원(22.9kV)이 상실될 경우 소내 480V D/G가 자동으로 기동되어 전력을 공급하도록 되어 있다.

2.2.2 방폐장 D/G 성능

방폐장 D/G는 800 kW 정격용량 1대로 24시간 동안 연료, 냉각수 및 연료의 보충없이 운전된다.

2.2.3 방폐장 인입선로

한전 양북변전소로 부터 방폐장 입구까지 약 6 km 구간은 가공선로로, 방폐장 부지경계(국도 31호선 터널 종점부)에서 방폐장 내 수전건물까지 약 1.8 km 선로는 지중선로로 설치되어 있다.

2.2.4 정전 데이타

2010년 1월 이후 양북변전소로 부터 방폐장에 인입되는 배전선로에서 발생된 정전사고가 없었던 관계로 동 선로를 포함하는 경주지역에서의 5.5년간 (2008.1~2013.6) 정전자료를 적용하였다.

2.3 분석 내용

2.3.1 자료의 신뢰성

분석에 있어 한전자료 DB, 미 NRC 및 EPRI의 규제지침서와 요건서 등 국내외 신뢰할 만한 자료를 적용하였다.

2.3.2 분석 내용

(1) 소외전원 상실 → D/G전원 동시상실 → 동굴배수펌프 기동불능 → 건설동굴 집수조 배수펌프 침수 → 방폐장 배수능 상실에 따른 시설이용불능에 이르는 시간은 전원의 최초 상실 후 약 14시간 경과한 시점이다.

(2) 방폐장 이용불능도는 배전선로 고장에 따른 소외전원 상실과 D/G 고장 및 이러한 상황이 14시간 지속되어 처분동굴 배수능(排水能)을 회복하지 못하는 경우로써 각각의 곱으로 계산된다.

이용불능도 = (선로고장율 x DG고장율) x 소외전원회복실패율

(3) 한전 경주지사 정전사고 DB에 따르면, 5.5년간 지중선로 고장 발생건수는 2회로 4.15E-05/hr, 가공선로는 66회로 1.37E-03/hr[1)]의 시간 고장률

1) 66회÷5.5년÷365일/년÷24시간/일 = 1.37E-03/hr

을 갖는다. 아울러 평균 정전복구시간은 약 56.9분으로 분석되었다.

(4) Regulatory Guide 1.155에 의거, 대체교류전원 D/G의 설계목표 신뢰도 수치가 95% 이상인 관계로 95%의 신뢰도를 평가에 적용하였다.

(5) 14시간 내 소외전원회복실패율은 원자력발전소 PRA 분석 데이터원인 EPRI 자료에 의거 0.02를 적용하였다.

Table 1. Data for the analysis

구 분	사 유	적 용 값	근 거
지중선로	정전	0.4/년 (4.15E-05/시간)	한전자료
가공선로		12/년 (1.37E-03/시간)	
D/G	고장	95% 신뢰도 (5% 고장율)	R.G 1.155
소외전원회복실패 (14시간)	이용불능	0.02	EPRI

2.4 분석 결과

이상의 자료와 해석으로 부터 지중선로에 의한 방폐장 이용불능도는 (0.4/년) x (0.05) x (0.02) = 4.0E-04/년으로 계산되며, 가공선로의 경우에는 (12/년) x (0.05) x (0.02) = 1.2E-02/년으로 계산된다. 따라서 방폐장 설계수명을 60년으로 가정할 경우에 대해서는 이 기간 중 각 선로별 0.02회 및 0.72회 이용불능의 경우가 발생한다.

2.5 시설 안전성 검토

처분시설은 ①처분시설로의 지하수 유입을 차단하고, ②물과 방사성폐기물 간의 접촉을 최소화하여 폐기물의 방사선적 안전성을 도모하며, ③이의 보호막인 구조물적 건전성을 확보함으로써 ④처분시설의 계획된 폐쇄 후 장기적 안정성을 위해 제도적 관리기간 동안 정상적인 부지감시가 가능하다. 이와 함께 처분시설은 원전과 달리 비상시 필수전원을 이용하여 출력을 감발하거나 노심을 냉각시키는 등 안전성을 유지해야 하는 계통이나 설비가 없어 전원이 모두 상실되어도 방폐장 성능목표를 초과하지 않는다. 그러나 처분시설의 안전 그리고 안정성을 확보하기 위해 물과 방사성폐기물의 차단이 중요하므로 전원이 모두 상실되는 경우에 있어서라도 전원기동이 요구되는 동굴배수펌프 등의 기능유지는 필요하다.

3. 결론

(1) 경주방폐장 전용 배전선로에 대한 정전사례가 없어 방폐장 실제 분석에 적용할 유효자료가 없는 관계로 양북변전소를 포함한 경주지사 전체의 정전자료를 확보하여 평가에 적용하였다.

(2) 직렬구조 분석기법에 의한 신뢰도 분석결과, 소외전원 상실과 D/G 고장 그리고 14시간 내 전원이 복구되지 않는다는 가정 하에 도출된 각 선로별 방폐장 이용불능도는 다음과 같으며, 이는 방폐장의 사일로 운영기간인 20년과 설계수명기간인 60년의 경우 대해 구분한 결과이다.

Table 2. The analysis result

구 분		이용불능도	총 빈도
지중선로	60년 설계목표	4.0E-04/년	0.02
	20년 운영목표		0.01
가공선로	60년 설계목표	1.2E-02/년	0.72
	20년 운영목표		0.24

(3) 이상의 결과에서 지중선로와 가공선로가 혼재된 방폐장의 이용불능도는 각각의 합으로 정함이 타당하다. 이에 따라 60년 설계수명의 경우에는 0.74회가, 20년 운전수명의 경우에는 0.25회 발생이 예측된다.

(4) 즉 방폐장 설계수명(60년) 기간 중 약 1회의 이용불능사고가 발생하고, 실제 20년 운영기간의 경우에는 1/4회의 발생을 예측하고 있으나 두 경우 모두 매우 희박한 가능성임은 분명하다.

(5) 그러함에도 후쿠시마 원전에서 등 설계기준을 초과하는 전 세계적 자연재해의 빈발 등을 감안할 때 방폐장 운영전력의 신뢰성 제고를 위해 D/G와 연관기기의 품질확인과 점검 그리고 필수예비품의 선정과 확보 등은 매우 필요한 사전 예방적 필수조치가 될 것으로 본다.

4. 참고문헌

[1] USNRC(1988), Station Blackout History, Guide 1.155, 1988.8

[2] EPRI Advance Light Water Reactor Utility Requirement Document (Rev.7, '95.12)

[3] 한전 대구경북지역본부 경주지사, "경주지사 정전(속보)자료", (2008.1~2013.6)

[4] 2009년 대한전기학회, "지중배전선로 고장요인에 관한 연구" (정종연, 선상진 한국전력공사) 등

방폐물 신분류체계 적용에 대비한 경주 방폐장 장기 인수 및 처분계획

윤정우*, 최광섭, 정진우
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*4191820@korad.or.kr

1. 서론

방사성폐기물 분류체계는 방폐물 관리를 위한 중요한 요소로서 IAEA는 지속적으로 기술기준을 권고해오고 있다. 최근 IAEA에서는 방폐물 처분 방식과의 연계성을 강화한 새로운 분류체계 안전 지침을 발간하였고[1], 국내 규제기관인 한국원자력안전기술원에서는 리스크 차등접근법에 따른 방폐물 분류체계 개선방안 연구를 수행하여 국내 실정에 적합한 분류체계로 개정을 추진 중이다.[2]

처분시설 운영 효율성을 제고하고 장기적으로 방폐물의 안전관리 기반을 강화하기 위해 IAEA의 방폐물 신분류기준에 따른 중·저준위 방폐물의 장기 발생량을 예측하고 방폐물 처분시설의 장기 확보계획과 연계한 방폐물 인수 및 처분계획을 수립할 필요가 있다.

본 논문에서는 IAEA의 방폐물 신분류체계 적용에 대비한 중·저준위 방폐물의 발생량 산정과 방폐물 장기 인수계획 및 처분계획을 수립하는 일련의 과정에 대해 고찰하였다.

2. 본론

2.1 중·저준위 방폐물 장기 발생량 산정

2.1.1 중·저준위 방폐물 발생량 산정 기준

'12년 말 기준 원전과 비원전에서 약 12.5만 드럼의 방폐물이 발생하였고, 향후 원자력 시설의 해체로 인한 다량의 해체폐기물이 발생할 전망이다. 방폐물의 구분은 IAEA의 신분류체계와 중·저준위 방폐물 처분시설 확보계획에 따라 중준위, 저준위(동굴), 저준위(천층), 극저준위 방폐물로 구분하였고, 방폐물 발생량은 제6차 전력수급기본계획을 반영하여 2023년까지 건설계획에 포함된 신규발전소 포함 총 34기의 원전이 운영될 것으로 가정하여 산출하였다.[3]

원전별 운영기간은 수명연장이 승인된 고리 1호기의 계속운전만 반영하였고, 기타 원전은 수명연장 없이 중수로형 원전은 30년, APR-1400형 원전은 60년, 나머지 원전은 40년을 운영한다고 가정하였으며, 원전 호기별 연간 100드럼의 운영폐기물이 발생하고 14,500드럼의 해체폐기물이 발생한다고 가정하였다.

원전 방폐물의 경우, '11년까지 발생량을 적용하고, 이후 발생량은 '04~'12년 발생량을 분석하여 원전별, 방폐물 종류별 발생비율을 도출한 후 방폐물 신분류체계에 따른 발생량을 산정하였다. 해체폐기물의 경우에는 일본 원전(PWR)의 해체폐기물 준위별 발생 비율 예측치를 적용하였다. 비원전의 경우, '11년까지의 발생량을 적용하고, 이후는 기관별 발생계획(한국원자력연구원 및 한전원자력연료(주)) 및 5년간 발생량 평균값(RI 폐기물)을 적용하였다.

2.1.2 중·저준위 방폐물 발생량 산정 결과

제6차 전력수급기본계획에 따른 중·저준위 방폐물의 발생량은 원전 34기의 해체가 종료되는 시점인 2095년에 원전 방폐물이 약 75.6만, 비원전 방폐물이 약 11.4만 드럼 발생하여 전체적으로 약 87만 드럼이 발생하는 것으로 나타났다.

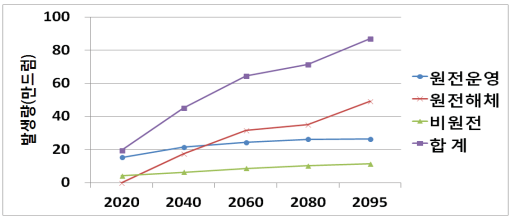


Fig. 1. Cumulative drums to be produced. (classified by source)

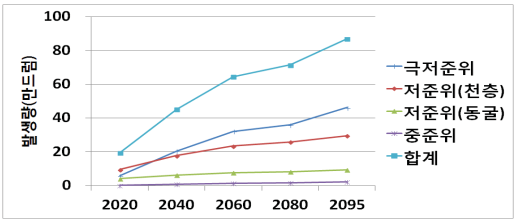


Fig. 2. Cumulative drums to be produced. (classified by level)

전체 발생량 중 IAEA의 방폐물 신분류기준에 따른 극저준위 방폐물은 약 46만 드럼(53.0%)이

발생하고, 저준위(천층)은 30만 드럼(33.9%), 저준위(동굴)이 약 9만 드럼(10.6%), 중준위는 약 2만 드럼(2.5%)이 발생할 것으로 나타났다.

2.2 중·저준위 방폐물 장기 인수 및 처분계획

2.2.1 중·저준위 방폐물 처분시설 확보계획

1단계 중·저준위 방폐물 처분시설은 동굴처분 방식으로 총 80만 드럼 중 10만 드럼 규모로 2014년 6월에 준공예정이고, 2단계 처분시설은 처분장 부지 활용 및 운영효율성 제고를 위해 천층처분 방식을 적용하여 12.5만 드럼 규모로 2011년 말경 사업에 착수하여 2016년 12월 준공 예정이다. 3단계는 IAEA의 방폐물 신분류기준에 따른 극저준위 방폐물의 발생량이 전체 발생량의 53%인 약 46만 드럼에 이를 것으로 전망됨에 따라 2017년 12월까지 12.5만 드럼 규모의 극저준위 처분장을 확보할 계획이며, 4단계 이후는 방폐장 부지 및 방폐물 특성을 감안하여 적정 규모의 처분장을 건설하여 운영할 예정이다.

2.2.2 중·저준위 방폐물 장기 인수 및 처분계획

중·저준위 방폐물 1단계 동굴처분시설은 연간 13,000드럼씩 인수하여 처분하는 것으로 계획되었으나, 2단계 사업이 천층처분방식으로 추진되고 IAEA의 방폐물 신분류체계가 적용됨에 따라 방폐장의 효율적 운영을 위해 천층처분시설 확보 전까지는 신분류기준에 따른 저준위 방폐물 중 동굴처분 대상 방폐물을 연간 7,000드럼씩 인수하여 처분할 계획이다.

2단계 천층처분시설이 준공되면 연간 원전 방폐물 8,000드럼과 비원전 방폐물 2,000드럼, 총 10,000드럼씩 인수하여 처분할 계획이며, 3단계 극저준위 처분장 운영 시부터 복합 처분시설의 운영이 안정화 될 것으로 예상되는 2020년까지는 연간 13,000드럼씩 인수하여 처분하되, 원전 방폐물 10,000드럼, 비원전 방폐물 3,000드럼씩을 인수하여 처분할 계획이다.

3가지 각기 다른 방식의 처분시설 운영이 안정화될 것으로 예상되는 2020년 부터는 방폐물 발생량을 고려하여 연간 4,000드럼에서 13,000드럼까지 탄력적으로 인수하여 처분하되, 원전 해체폐기물의 경우에는 해체 시작 다음연도부터 10년에 걸쳐 인수하고, 원전 부지별 해체폐기물의 최종 인수 시 해당 부지가 완전히 비워질 수 있도록 해체폐기물이 최종 인수되기 전에 운영폐기물을 모두 인수할 계획이다.

RI 폐기물은 발생자의 상황을 고려하여 연중 수시로 인수할 계획이다.

다만, 밀봉선원 중 일부 고선량 방폐물의 경우, 중·저준위 방폐물 처분시설의 처분농도 제한치를 초과하므로 인수저장건물 내 저장구역에 장기 저장 후 밀봉선원 폐기물의 처리·처분에 대한 별도의 연구를 수행한 후 처분할 계획이다.

Table 1. Cumulative drums to be received(classified by source)

연도	원전			비원전	합계
	운영	해체	소계		
2020	58,536	-	58,536	11,000	69,536
2040	133,536	131,000	264,536	27,132	291,668
2060	210,545	294,000	504,545	30,492	535,037
2080	249,112	348,000	597,112	79,852	676,964
2095	263,442	493,000	756,442	113,733	870,175

Table 2. Cumulative drums to be received(classified by level)

연도	극저준위	저준위 (천층)	저준위 (동굴)	중준위	합계
2020	11,511	34,013	24,012	0	69,536
2040	138,783	117,893	33,777	1,215	291,668
2060	268,689	190,779	65,048	10,521	535,037
2080	340,455	246,594	74,203	15,712	676,964
2095	461,506	294,853	92,024	21,792	870,175

Table 3. Cumulative drums to be disposed

연도	극저준위	저준위 (천층)	저준위 (동굴)	중준위	합계
2020	10,000	32,000	23,000	0	65,000
2040	137,500	117,000	33,000	500	288,000
2060	268,000	189,500	64,500	10,000	532,000
2080	340,000	246,000	72,500	15,712	674,212
2098	461,506	294,853	92,024	21,792	870,175

3. 결론

앞에서 살펴본 바와 같이 한국원자력환경공단에서는 IAEA의 방폐물 신분류체계에 따른 장기 발생량을 산정하고, 방폐물 분류별 발생량에 따른 연도별 인수량과 처분량을 계산하여 방폐물 신분류기준 적용에 대비한 기반을 마련하였고, 또한 중·저준위 방사성폐기물 복합 처분시설의 효율적 운영을 위한 장기 계획 수립의 기틀을 마련하였다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide No. GSG-1, 2009

[2] 한국원자력안전기술원, 리스크 차등접근법에 따른 방사성폐기물 분류체계 개선방안 연구, 2011

[3] 제6차 전력수급기본계획(2013~2027), 지식경제부 공고 제2013-63호, 2013

고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상의 통합적 수치 모델링

박상욱[1], 김준모[1,*], 김중휘[2], 김용제[3], 채병곤[3], 최정해[3]
[1]서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 1
[2]중원대학교, 충청북도 괴산군 괴산읍 문무로 85
[3]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
[*]junmokim@snu.ac.kr

1. 서론

우리나라의 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 관한 연구는 매우 미진하여 북유럽, 미국 및 일본 등에 비하여 초기 개념 정립 단계에 머무르고 있는 실정이다. 아울러 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 부지 선정 및 시설 설계 단계에서부터 미리 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 시 방사성 핵종의 붕괴로 인한 열 발생 및 대류성 지하수 유동(열-수리학적 현상)이 처분 안전성에 미치는 영향을 평가해야 한다. 또한 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 시설의 오랜 운영 기간을 고려하면 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상의 예측 및 분석도 장기간 필요하다.

본 연구의 목적은 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상을 통합적으로 분석하고 이들 현상에 대한 지층의 수리지질학적 및 열적 물성의 영향을 정량적으로 평가하는 것이다. 이를 위하여 일련의 열-수리학적 수치 모델링을 수행하였다.

2. 수치 모델링 개요

본 연구에 사용된 다차원 다상 열-수리학적 수치 모델은 TOUGH2 (Pruess et al., 1999)이며, 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 의한 열-수리학적 현상을 합리적으로 고려할 수 있도록 EOS4 모듈을 사용하였다. 수치 모델링 대상 지층은 가로와 세로 각각 2,000 m이고 두께가 800 m로서 화강암으로 구성되어 있으며, 총 13,750개의 육면체 격자로 이산화되었다. 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 시설은 가로와 세로가 각각 1,200 m이고 높이가 13.3 m로서 지표에서 400 m 심도에 위치하고 있다(Min and Stephansson, 2009). 이 처분 시설에는 총 6,000개의 고준위 방사성 폐기물 캐니스터(canister)가 저장되어 있다. 그리고 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상을 관찰하기 위해 A1부터 D3까지 총 12개의 관측점이 처분 시설 근처 및 조금 떨어진 주변에 설치되었다. 대상 지층의 수리지질학적 물성 영향 평가 시에는 지층의 고유투수계수를 총 다섯 가지 경우에 대해서 5.0×10^{-18} m^2 ~ 5.0×10^{-14} m^{2}의 범위로, 대상 지층의 열적 물성 영향 평가 시에는 지층의 열전도도를 총 다섯 가지 경우에 대해서 2.58 W/m°C ~ 4.58 W/m°C의 범위로 각각 고려하였다.

3. 수치 모델링 결과

3.1. 지층의 수리지질학적 물성 영향 평가 결과

처분 시설 근처 관측점에서의 시간에 따른 지하수 압력은 지층의 고유투수계수가 가장 낮은 경우(Case 1)에는 온도 상승으로 지하수가 팽창하여 증가한 지하수 압력이 빨리 해소되지 못하여 초기에 급격히 상승한다. 하지만 지층의 고유투수계수가 증가하면 온도 상승에 의한 지하수 압력 증가가 거의 관찰되지 않는다(Fig. 1). 한편 처분 시설 근처 관측점에서의 시간에 따른 온도 변화는 각 경우별로 큰 차이를 보이지 않는다. 이는 화강암의 낮은 공극률과 고유투수계수에 기인하는 것으로 판단된다. 다만 관측점 A3(처분 시설 바닥 중앙)에서는 지층의 고유투수계수가 가장 높은 경우(Case 5)가 다른 경우보다 1,000년 후에 도달하는 최고 온도가 약 2°C 정도 높다. 이는 지층의 고유투수계수가 가장 높은 경우(Case 5)가 다른 경우보다 지하수 유동에 의해 이동되는 열이 더 많기 때문이다.

3.2. 지층의 열성 물성 영향 평가 결과

처분 시설 근처 관측점에서의 시간에 따른 온도는 지층의 열전도도가 가장 낮은 경우(Case 1)에는 열이 늦게 발산되어 관측점 A3(처분 시설 바닥 중앙)에서는 약 55°C까지 상승한다. 하지만 지층의 열전도도가 가장 높은 경우(Case 5)에는 열

이 빠르게 발산되어 관측점 A3(처분 시설 바닥 중앙)에서는 약 40℃까지만 상승한다(Fig. 2). 또한 지층의 열전도도가 가장 높은 경우(Case 5)가 가장 낮은 경우(Case 1)보다 열 이동이 더 빠르기 때문에 처분 시설에서 조금 떨어진 주변 관측점(C3, D3)에서 온도 상승이 더 먼저 일어난다. 한편 처분 시설 근처 관측점에서의 시간에 따른 지하수 압력 변화는 각 경우별로 큰 차이를 보이지 않는다. 이는 지하수의 낮은 열팽창계수에 기인하는 것으로 판단된다. 다만 지층의 열전도도가 감소할수록 처분 시설 근처 관측점에서의 지하수 압력 변화가 크게 나타난다.

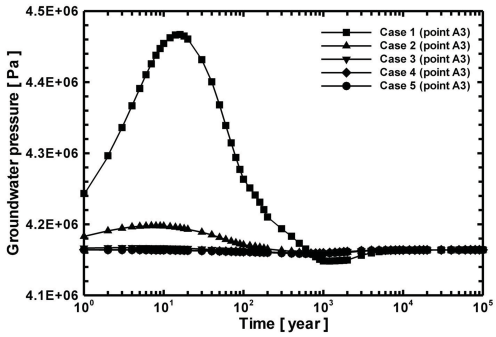


Fig. 1. Temporal change in groundwater pressure at the monitoring point A3.

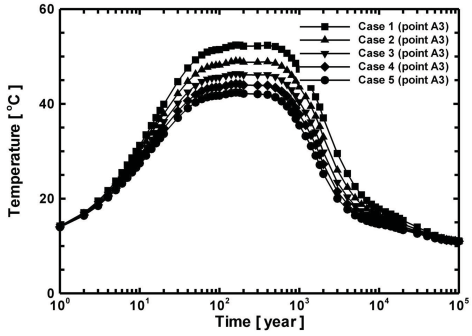


Fig. 2. Temporal change in temperature at the monitoring point A3.

4. 결론

고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상을 통합적으로 분석하고 이들 현상에 대한 지층의 수리지질학적 및 열적 물성의 영향을 정량적으로 평가하기 위하여 열-수리학적 수치 모델을 이용한 일련의 열-수리학적 수치 모델링을 수행하였다. 수치 모델링 결과들은 이러한 열-수리학적 수치 모델을 이용하면 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 의한 지하수 유동 및 열 이동을 동시에 통합적으로 분석하고 지층의 수리지질학적 및 열적 물성의 영향을 정량적으로 평가할 수 있음을 보여준다. 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 의한 지하수 유동은 지층의 고유투수계수에 민감하게 변화하며, 열 이동은 지층의 열전도도에 민감하게 변화한다. 또한 수치 모델링 결과들은 지층의 수리지질학적 물성이 열 이동 현상에 영향을 미치며, 지층의 열적 물성 변화가 지하수 유동 현상에 영향을 미침을 보여준다. 아울러 이러한 고준위 방사성 폐기물 지층 처분에 수반되는 열-수리학적 현상의 통합적 수치 모델링은 고준위 방사성 폐기물 지층 처분의 정량적 장기 예측 및 진단·평가, 고준위 방사성 폐기물 지층 처분의 최적화 내지는 개선 기법 제시 및 비용 절감, 환경 친화적인 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 기법 고안 및 적정 지층 처분량 산정, 고준위 방사성 폐기물 지층 처분과 관련된 사회적 민원 및 갈등 해결, 고준위 방사성 폐기물 지층 처분 관련 정책 수립, 그리고 고준위 방사성 폐기물 지층 처분의 잠재적 위험성 분석 및 대응 방안 수립 등에 활용될 수 있다.

5. 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부 산하 한국에너지기술평가원의 방사성폐기물관리기술개발사업 연구비 지원에 의해 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] Min, K.B., Stephansson, O., Shear-induced fracture slip and permeability change, Technical Report, No. 2009:08, 37 pp., Swedish Radiation Safety Authority, Stockholm, Sweden, 2009

[2] Pruess, K., Oldenburg, C., Moridis, G., TOUGH2 user's guide, version 2.0, Technical Report, No. LBNL-43134, 198 pp., Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, California, USA, 1999

지층처분 공동 주변 암반의 수리적-역학적 굴착손상영역(EDZ) 측정기법 개발

신중호[1*], 최병희[1], 김형목[2]
[1]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
[2]세종대학교, 서울특별시 광진구 능동로 209
*jhsynn@kigam.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물 지층처분에 있어서 방사성 핵종의 지하수 유동을 통한 누출 잠재성 평가 및 장기안정성 확보는 매우 중요하다. 특히 굴착 공동 주변의 수 m 이내 영역에서 발생하는 굴착손상영역(EDZ)은 수리적 유동특성을 제어하는 직접적 요인으로서 정밀 측정 평가가 요구된다.

본 연구에서는 굴착 공동 주변 암반내 수 십 cm 간격으로 투수계수 변화를 측정할 수 있는 소형 다중투수시험장치 및 탄성파탐사기법을 이용해 굴착손상영역(EDZ)을 측정하는 탄성파탐사장치를 개발하였다. 그리고 실제 광산 현장의 지하 100~200 m 심도에서 D&B 굴착 공동에 대한 현장적용시험을 실시하여 EDZ 측정 평가 및 개발된 장치의 성능을 검증하였다.

2. 본론

2.1 소형다중투수시험장치 개발

공동 굴착으로 인한 주변 암반의 투수계수 변화 측정 및 이를 통한 수리적 굴착손상영역(EDZ) 특성을 평가하기 위하여 소형다중투수시험장치를 개발하였다(Fig. 1). 본 장치의 특징은 20 cm 시험구간에 대한 투수계수 측정 및 최대 6개 연속된 독립 구간에 대한 동시 측정이 가능하다.

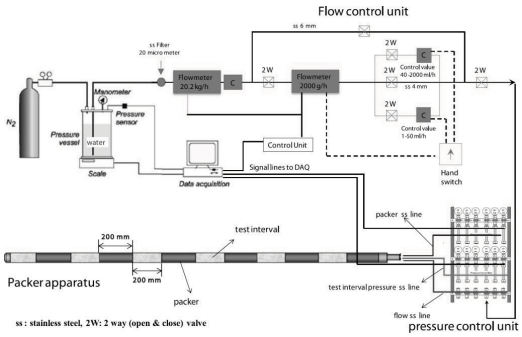


Fig. 1. In-situ permeability measurement system.

본 시험장치를 이용하여 굴착 공동 벽면에 NQ 사이즈 시험공을 뚫고 공동 벽면으로부터 거리에 따른 투수계수의 변화를 측정할 수가 있다.

2.2 굴착손상영역 측정용 탄성파탐사장치 개발

지하 공동을 굴착할 때 필연적으로 발생하는 공동 주변의 굴착손상영역(EDZ)은 암반의 수리적, 역학적 특성을 변화시킨다. EDZ는 굴착방법 및 암반특성에 따라 차이가 있지만, 굴착 공동 벽면에 인접한 수 십 cm ~ 수 m 영역내로 제한적이다. 따라서 이 좁은 영역에서의 암질변화와 EDZ 영역을 정밀 측정하는 기법이 요구된다.

본 연구에서는 암반내 탄성파 전파속도 특성을 이용하여 굴착손상영역을 측정하는 탄성파탐사장치를 개발하였으며(Fig. 2), EDZ 영역 산정을 위한 새로운 자료처리기법을 개발하였다.

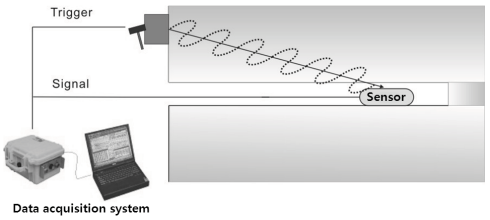


Fig. 2. Seismic testing system for EDZ characterization.

2.3 현장적용시험 및 결과

개발된 소형다중투수시험장치 및 탄성파탐사장치를 광산의 지하 100~200 m 심도에서 D&B 굴착 공동에 적용시험을 실시하였다. Fig. 3은 지하 시험갱도 개소 및 배열을 나타낸 것이다.

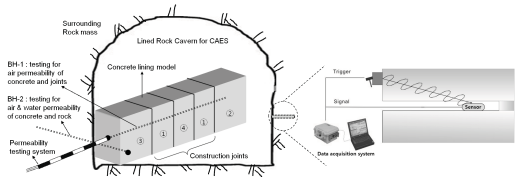


Fig. 3. Schematic view of field testing site and array.

2.3.1 투수계수 변화 및 수리적 EDZ 평가 결과

시험 공동의 내부 콘크리트라이닝 벽면으로부터 콘크리트라이닝 및 주변 암반으로의 거리에 따른 투수계수 측정 결과는 Fig. 4의 상단 그림과 같다. 내부 벽면으로부터 0.9 m까지에 해당하는 콘크리트라이닝 영역(A), 굴착손상영역으로 추정되는 영역(B) 및 굴착 영향이 없는 비교란 암반 영역(C) 등으로 투수계수 차이가 나타났다. 굴착손상영역으로 추정되는 영역 B는 공동 내부 콘크리트라이닝 벽면으로부터 1.5 m (암반 굴착면으로부터 0.6 m) 구간으로 나타났다.

2.3.2 탄성파속도 변화 및 역학적 EDZ 평가 결과

동일 시험 공동(콘크리트라이닝 없는 상태)에 대해 공벽에서 5 m 깊이까지 탄성파속도 변화를 측정한 결과는 Fig. 4의 하단 그림과 같다. 평균속도법 분석을 통해 굴착손상영역으로 평가되는 변곡점을 확인할 수 있었으며, P파 및 S파 평균속도는 손상영역으로 가정되는 구간까지 각각 약 12% 및 40% 감소하여 S파가 상대적으로 손상영역 특성을 잘 반영함을 확인할 수 있었다. 이 결과로부터 공동 벽면으로부터 약 0.6 m까지를 굴착손상영역으로 평가할 수 있었다.

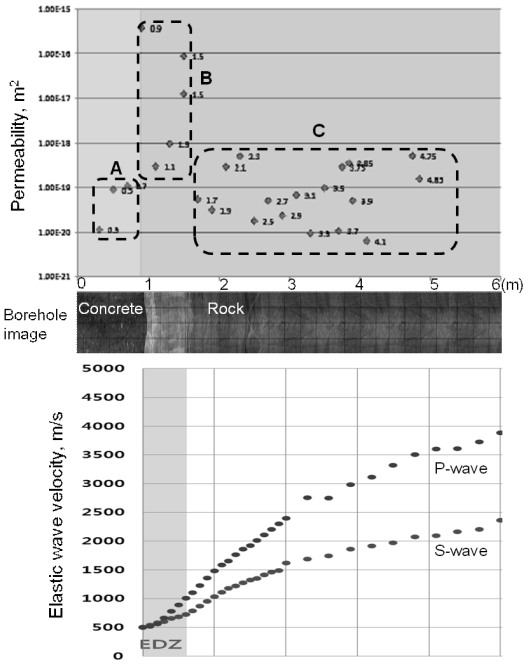


Fig. 4. Estimation of EDZ by permeability and seismic velocity along the distance from the cavern wall.

3. 결론

방사성 폐기물 지층처분 공동 굴착에 따른 주변 암반의 굴착손상영역(EDZ) 및 이와 연계되는 투수계수 변화 양상을 정밀 측정할 수 있는 소형다중투수시험장치 및 탄성파탐사장치를 개발하고, 실제 지하 굴착공동 현장에 적용하여 그 성능을 검증하였다.

이 장치 및 평가기법은 심도에 따른 굴착 공동 주변의 수리적 특성 변화 양상과 역학적 응력 변화 양상을 비교 분석함으로써, 수리적-역학적으로 연계된 굴착 공동 주변 암반의 특성 파악에 활용 가능할 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국지질자원연구원 주요사업인 '지하 암반내 복공식 에너지저장시스템 개발' 및 '지하 암반내 열에너지 저장을 위한 핵심기술 개발'의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 김형목, 류동우, 신중호, 굴착영향영역(EDZ) 투수특성의 실험적 평가기술, 한국암반공학회지-터널과 지하공간, Vol. 18, No. 2, pp. 91-97, 2008

[2] 한국지질자원연구원, 지하 암반내 복공식 에너지저장시스템 개발, 지식경제부, GP2009-019-2011(3), 2011

[3] 한국지질자원연구원, 지하 암반내 열에너지 저장을 위한 핵심기술 개발, 지식경제부, GP2012-001-2012(1), 2012

[4] Joong-Ho Synn, Hyung-Mok Kim, Dong-Woo Ryu and Wong-Kyong Song, Assessment of air tightness and geomechanical performance of lined rock cavern system for underground compressed air energy storage, Proc. 19th Japan Symposium on Rock Mechanics & 6th Japan-Kores Joint Symposium on Rock Engineering, Okinawa, Japan, pp. 7-12, 2013

KURT 지하수의 우라늄 동위원소 분석을 이용한 핵종 장기거동 해석

백민훈*, 강문자, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 고준위 방사성폐기물 처분의 안전성 측면에서 가장 중요한 이슈 중의 하나는 수십만년까지의 장기간에 걸친 자연적 과정들에 대한 신뢰할 수 있는 예측이라고 하겠다. 지금까지 수 많은 실험실적 연구들이 수행되어 왔으며, 관련 자료들이 보고되었지만, 이러한 실험실적 자료들이 고준위폐기물 처분에서 고려되는 장기간에 걸쳐 일어나는 과정들에 성공적으로 적용되는 것은 거의 불가능하다고 하겠다. 이러한 문제를 해결할 수 있는 하나의 수단은 심지층 처분시스템에서 고료되는 과정들과 유사한 자연유사물로 자연발생적인 핵종들을 이용하여 핵종이동 현상을 연구하는 것이라 하겠다.

우라늄은 자연적으로 발생하는 핵종으로 ^{238}U(반감기 4.5×10^{9}년), ^{235}U(반감기 7.1×10^{8}년), ^{234}U(반감기 2.5×10^{5}년) 등의 동위원소를 가지고 있다. 그리고 우라늄의 동위원소비는 ^{238}U, ^{235}U, ^{234}U에 대해 48, 2, 48% 이고 질량비는 99.27, 0.72, 0.006%이다. 우라늄 동위원소들의 Activity Ratio (AR)는 자연적 또는 인위적인 활동에 의해 분활(fractionation)되지 않는다면 영년 평형(secular equilibrium) 상태에서 일정한 비율을 유지한다.

따라서 우라늄 동위원소의 자연적 분활은 다양한 지질환경과 핵종 이동과정들을 연구하는 좋은 도구가 되어 왔다[1, 2]. 따라서 본 연구에서는 한국원자력연구원 내 지하처분연구시설(KURT)에서 채취한 화강암반 지하수에 존재하는 우라늄의 동위원소 분석을 이용하여 지하수에서의 핵종 장기거동을 자연유사연구적 방법으로 연구하였다.

2. 본론

2.1 지하수 채취

지하수콜로이드 특성 분석에 사용된 지하수는 한국원자력연구원 내의 KURT(KAERI Undergroumd Research Tunnel)의 다중패커가 설치된 약 500 m 심도의 DB-1 시추공으로부터 깊이별로 6가지 심도별로 각각 채취하였다. 지하수는 약 400 mL/min의 유량으로 채취하였으며, 콜로이드보다 큰 입자성 물질들의 채취를 막기 위해 450 nm 기공 크기의 필터(Millipak 40, Millipore)로 전여과를 실시하였다. 각 채취 심도에 대한 정보를 Table 1에 정리하여 나타내었다. KURT 지하수는 대체적으로 $NaHCO_3$ 형의 지하수로 이온강도가 낮고, 알칼리성의 지하수이다.

Table 1. Information of the Sampled Groundwaters from KURT (DB-1 borehole)

Sample position	Depth(m)	pH	Eh (mV)	EC (μS/cm)	DO (mg/L)	TDS (mg/L)
i2	41.7 ~ 59.7	8.4	495	157	0.03	167
i3	91.7 ~ 114.7	8.8	511	130	0.68	126
i4	115.7 ~198.7	8.4	111	143	0.03	151
i5	199.7 ~ 228.7	8.3	108	174	0.02	124
i6	229.7 ~ 245.7	8.3	69	172	0.02	176
i7	246.7 ~ 299.7	8.5	11	170	0.02	163

2.2 우라늄 동위원소 측정

지하수에 존재하는 우라늄의 동위원소는 알파-스펙트로미트리를 이용하여 분석하였다. 450 nm 필터로 여과하여 채취된 지하수를 철공침 방법으로 침전한 뒤 이를 분리하여 산으로 다시 녹였다. 용해된 시료를 UTEVA로 분리하고 전기전착하여 알파-스펙트로메트리로 계측하였다.

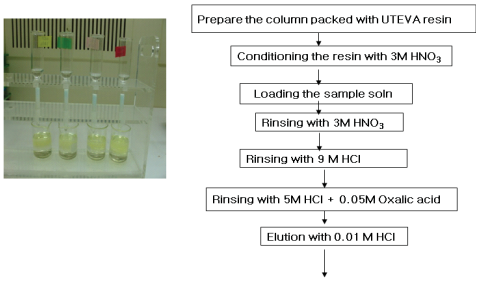


Fig. 1. Separation Procedure for Uranium Isotope Using UTEVA.

2.3 동위원소비 분석 및 해석

KURT 지하수의 우라늄 동위원소 측정 결과를

Table 2에 정리하여 나타내었다. $^{234}U/^{238}U$의 동위원소비와 아울러 $^{235}U/^{238}U$의 동위원소 비로부터 (이론적인 값은 0.046) 지하수에 존재하는 우라늄은 대체로 자연적으로 발생된 것임을 알 수 있다. 이러한 경향은 옥천대(Okchun Belt) 지역의 냉지하수에서 나타나는 경향($^{234}U/^{238}U$ AR 1.01 - 1.22)과 일치한다[3].

Table 2. Results of Uranium Isotope Analysis Using Alpha-Spectrometry

sample	Activity (mBq/L)			Activity ratio		Concen. (μg/L)
	^{238}U	^{235}U	^{234}U	$^{234}U/^{238}U$	$^{235}U/^{238}U$	
i2	355	16.0	408	1.149	0.045	28.8
i3	8690	458	10832	1.246	0.053	704.7
i4	1725	79.6	2419	1.402	0.046	139.8
i5	5.44	0.275	7.74	1.424	0.051	0.4
i6	52.2	2.49	124	2.384	0.048	4.2
i7	17.6	0.780	40.9	2.311	0.044	1.4

지하수와 암반의 상호작용은 용해된 우라늄에 대해 1과는 다른 $^{234}U/^{238}U$ AR 값을 나타내다. 이러한 분활과 비평형의 원인은 핵의 recoil 영향과 암석/지하수 상호작용에 기인하는 것으로 알려져 있다. 모든 지하수 시료에 대해 $^{234}U/^{238}U$ AR 값이 1보다 크게 나타난 것은 ^{234}U의 유동성이나 암석과의 상호작용이 크기 때문이라 하겠다. 비록 심부 보이는 높은 $^{234}U/^{238}U$ AR 값은 현재로는 명확하게 설명하기는 어렵지만, 어떤 교란에 의해 지하수 유동성이 증가하였거나 암석과의 상호작용이 증가하여 발생하였을 가능성이 크다. 그러나 LSC(Liquid Scintillation Counter)를 이용한 $^{234}U/^{238}U$ AR 측정값도 위와 유사한 값을 나타내므로 측정에 의해 오차는 아닌 것으로 판단된다.

Fig. 2에는 총 우라늄 농도와 $^{234}U/^{238}U$ AR를 도시하여 나타내었으며, 결과적으로 KURT 지하수는 i2, i3, i4는 stable accumulation 지역(즉, 고산화 지역에서 우라늄이 지하수에 축적되는)에 속하며, i5는 normal reduced 지역에 해당됨을 알 수 있다. 하지만, 깊은 심도의 i6, i7의 경우엔 forming accumulation 지역을 나타내고 있는데 이는 심화된 알파 recoil에 의한 영향으로 판단된다[2]. 이러한 결과들은 KURT의 천부와 심부 지하수는 그 기원이 다르다는 것을 나타내고 있다. 따라서 본 연구의 우라늄 동위원소 분석 정보들은 KURT 지하수에서 우라늄의 산화상태나 기원에 대한 정보를 제공한다고 하겠다.

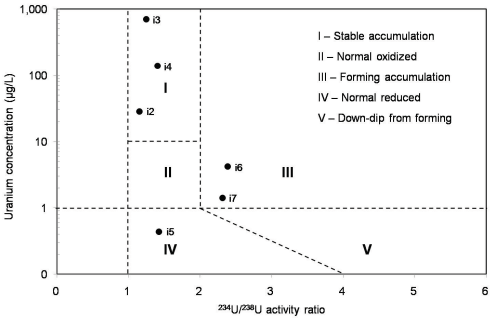


Fig. 2. Diagram for Uranium Concentration Versus $^{234}U/^{238}U$ Activity Ratio.

3. 결론

본 연구에서는 KURT 지하수의 심도별 우라늄 동위원소 분석을 알파-스펙트로미트리를 이용하여 분석하였다. 우라늄은 자연발생에 기인한 것으로 판단되며, 영년 평형상태를 벗어나 1보다 큰 $^{234}U/^{238}U$ AR 값을 보였으며, 심도에 따라 다른 양상을 나타내었다. 하지만 이러한 거동의 보다 정확한 원인분석을 위해서는 주변 암석과 지하수에서의 우라늄 존재형태 및 화학종 규명 등의 추가적인 연구가 더 필요하며 현재 이러한 연구를 수행중에 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발사업의 일환으로 미래창조과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] M.B. Andersen et al., Experimental evidence for 234U-238U fractionation during granite weathering with implications for $^{234}U/^{238}U$ in natural waters, Geochim. Cosmochim. Acta, Vol. 73, pp. 4124-4141, 2009

[2] R.M. Tripathi et al., Study of uranium isotopic composition in groundwater and deviation from secular rquilibrium condition, J. Radioanl. Nucl. Chem., Vol. 295, pp. 1195-1200, 2013

[3] M.H. Lee et al., Concentrations and activity ratios of uranium isotopes in the groundwater of Okchun Belt in Korea, J. Environ. Radioac., Vol. 57, pp. 105-116, 2001

벤토나이트 완충재의 THM 복합거동 특성 분석 및 연동 해석

윤찬훈*, 최영철, 이창수, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

공학적 방벽재의 중요 요소인 벤토나이트 완충재의 THM(Thermal-Hydraulic-Mechanical) 복합거동은 암반의 THM 거동과 더불어 심지층 처분시스템을 구성하는데 중요한 인자로 작용한다. 국내외적으로 암반과 완충재의 THM 거동에 대한 현장 및 실내 실증시험과 시험결과를 토대로 다양한 모델링 검증이 수행되고 있다. 한국원자력연구원에서는 공학적 규모의 실증시험인 KENTEX 장치를 제작하여 벤토나이트 완충재의 THM 거동을 평가하였고(이재완 외, 2007), TOUGH2 코드로 단순화된 모델에 대해 해석을 수행한 바 있다(Jae owan Lee 외, 2008). 하지만 KENTEX 실험은 완충재의 전체적인 거동은 파악할 수 있었으나, THM이 연동된 복합거동을 보다 자세하게 파악하기에는 한계가 있었다.

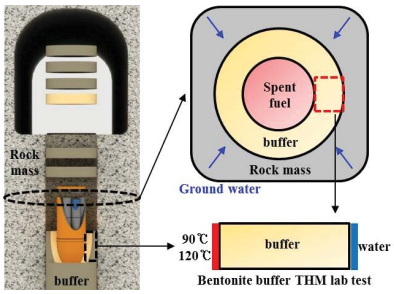


Fig. 1. Concept of bentonite buffer THM lab test.

Fig. 1과 같이 고발열 폐기물에 의해 완충재의 안쪽은 고온으로 유지되며, 바깥쪽은 암반에 의해 저온으로 유지된다. 더욱이 암반 내 지하수의 유입으로 완충재가 팽창하게 되고, 이는 열-수리-역학적 현상이 서로 연동되어 복잡한 현상이 발생한다. 이에 본 연구에서는 보다 세밀한 THM 복합거동 평가를 위해 1차원모델을 이용한 실험장치를 제작하였으며, 유한요소 코드를 이용한 TH 해석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 벤토나이트 완충재 THM 실내 실험

계획된 실험은 공학적 방벽 시스템 완충재의 1차원 THM 복합거동 규명하기 위해 계획된 실험으로서, 완충재의 열, 수리, 역학적 안정성 입증을 위한 실험 데이터 확보와 내진형 완충재(팰렛형 완충재)의 예비 성능평가를 목표로 하고 있다.

2.1.1 실험 장치

장치에 삽입되는 벤토나이트 블록은 가로, 세로가 각각 120 mm, 60 mm로 선정하였으며, Fig. 2와 같이 60 mm 두께의 블록 4개와 50 mm 두께의 블록 2개로 구성 되도록 계획하였다. 벤토나이트 블록이 삽입되는 틀은 포화상태를 시각적으로 관찰하기 위해서 Fig. 3의 (a)와 같이 폴리카보네이트 재질로 제작하였다. Fig. 3의 (b)는 완성된 Lab-TH 장치로써 5가지의 물리량 즉, relative humidity, pore pressure, total pressure, water content, temperature의 측정을 위해 필요한 26개의 센서 위치가 설치되어 있는 모습을 볼 수 있다.

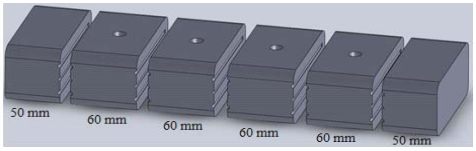
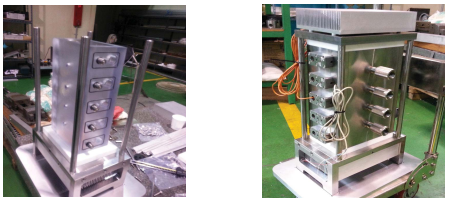


Fig. 2. Size of bentonite block



(a)polycarbonate mold (b) completion figure

Fig. 3. buffer THM lab test device.

실험장치에는 열전소자가 삽입된 가열판이 설치되어 있으며 온도제어기를 통해 20℃에서 150℃까지 온도 조절이 가능하다. 이는 극한 온도조건 하의 실험을 위해 극한온도(120℃), 정상온도(90℃)에서의 열-수리-역학적 복합거동을 규명하기 위함이다.

2.1.2 예비 실험

본 실험에 앞서 장치의 작동 여부를 판단하기 위해 Fig. 4와 같이 장치 내부에 모래를 주입하여 Heating 실험을 수행하였으며, 열전대를 사용하여 총 7지점의 온도를 실시간으로 측정하였다. 그 결과는 Fig. 5에 도시하였다.

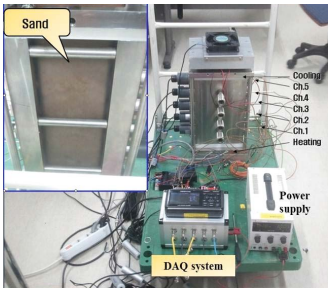


Fig. 4. preliminary heating test.

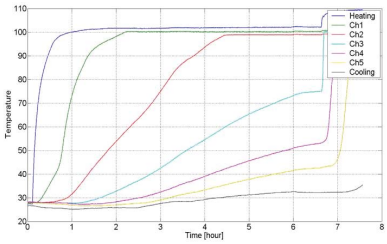


Fig. 5. result of preliminary heating test.

가열 후 약 8시간 측정을 하였는데 예상된 바와 같이 가열판과 멀어짐에 따라 주입된 모래의 온도가 순차적으로 감소하는 경향을 보여주었으며, heating 부위를 100℃ 까지 상승시키기 위해서는 약 1시간가량 소요되는 것을 확인하였다.

2.1.3 벤토나이트 완충재 제작

본 실험을 위해서는 60 mm 두께의 블록 4개와 50 mm 두께의 블록 2개가 필요하다.



Fig. 6. manufacture process of bentonite buffer.

이를 위해 Fig. 6과 같이 완충제 몰드 설계도를 작성하고 steel 재질의 몰드를 제작하여 완충재 블록을 완성하였다. 특히, steel 몰드 자체에 홈을 만들어서 벤토나이트 블록이 제작되는 과정부터 26개의 센서가 원활히 삽입될 수 있는 모양으로 설계하였다.

2.2 열-수리 복합거동 해석

본격적인 실험에 앞서 TOUGH2 해석 코드를 이용하여 1차원 열-수리 복합거동에 대한 해석을 수행하였다. 완충재의 초기 포화도는 0.49%, 초기 온도는 25℃로 설정하여 약 2년(108주)을 비정상상태(unsteady)로 해석 하였고, pore pressure는 대기압과 동일하게 적용하였다.

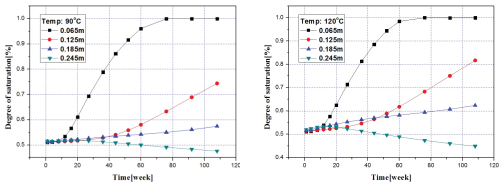


Fig. 7. degree of saturation of buffer with temperature.

Fig. 7은 가열판의 온도를 90℃, 120℃로 설정했을 때, 시간에 따른 포화도를 4지점에서 취득한 결과이다. 두 경우 모두 열원에 근접할수록 포화도가 감소하였고, 0.245 m 지점의 포화도는 초기치 보다 적은 값을 나타냈다. 해석결과, 완충재가 정상상태가 되기까지는 2년 이상이 소요될 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구에서는 장기적인 완충재의 THM 복합거동 분석을 위한 장치를 제작하였고, TH 복합거동에 대한 연동해석을 수행하였다. 실험 특성상 상당히 많은 시간이 소요되기 때문에 여러 가지 예비 실험을 통해 향후 발생할 수 있는 오류들을 최소한으로 감소시켜야 할 것이며, 해석 코드를 이용한 THM coupling 연구를 통해 예비실험 및 본 실험 결과들의 철저한 검증이 이루어져야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 이재완, 조원진, 2007, 고준위폐기물처분장 공학적방벽의 열-수리-역학적 거동 연구: 엔지니어링 규모의 실증실험, 터널과 지하공간, 제17권 제6호, pp.464~474

[2] Jae Owan Lee, Won Jin Cho, Jong won choi, 16~18 June 2008, The surface mock-up KENTEX: on the thermal-hydro-mechanical behaviors in the buffer of a Korean HLW repository, International Conference Underground Disposal Unit Design & Emplacement Processes for a Deep Geological Repository, pp 14-1~14-10

경주벤토나이트로의 U(VI) 수착에 대한 표면복합수착 모델의 적용

민제호*, 이재광, 백민훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhmin1031@gmail.com

1. 서론

경주벤토나이트는 방사성폐기물 처분장 완충재로 고려되고 있는 점토광물로 핵종이동 지연에 주요한 역할을 수행한다. 그동안 수착반응은 단순한 K_d 개념을 사용해왔으나 복잡하고 다양한 지화학조건과 반응을 고려하는데 한계가 있다. 따라서 본 연구에서 경주벤토나이트에 대한 U(VI)의 수착반응을 수행하고, 표면복합반응 모델링 개발을 통해 벤토나이트에 대한 표면복합반응 수착모델의 적용성을 조사하였다.

2. 실험

2.1 경주벤토나이트 제조

경주벤토나이트는 2 ㎛ 이하로 분리하여 0.1 mM HNO_3, 3% H_2O_2로 전처리하여 탄산염광물과 유기물질을 제거하고, 0.5 M $CaCl_2$을 이용하여 칼슘으로 치환된 벤토나이트를 사용하였다.

2.2 산/염기 적정 및 U(VI) 수착실험

경주벤토나이트에 대한 산/염기 적정은 0.89 g/L 고액비로 0.02 M $HClO_4$ 또는 NaOH를 이용하여 pH 4.5 ~ 9.5에서 수행하였다. 이온강도는 0.001, 0.01, 0.1 M $NaClO_4$ 등의 세가지 조건으로 CO_2(g)가 제거된 상태에서 수행하였다.

경주벤토나이트와 1.35 μM U(VI) 수착반응은 0.67 g/L 고액비로 0.01, 0.1 0.5 M $NaClO_4$ 에서 20시간 동안 CO_2(g)가 제거된 조건에서 수행되었다. U(V) 수착실험 pH는 0.01 ~ 0.1 M $HClO_4$ 또는 NaOH을 이용하여 4.5 ~ 9.5로 적절히 조절하였다.

2.3 표면복합반응 상수

표면반응기의 log_K_1, log_K_2, site density (mole/g)는 산/염기 적정자료에 비전기적 표면복합반응 모델(NEM)을 적용하여 ProtoFit 2.1 rev1 code로 계산하였다. 아울러 경주벤토나이트로의 U(VI) 수착반응 상수(log_K)는 FITEQL3.2 code를 이용하여 계산하였다.

3. 결과 및 토론

3.1 경주벤토나이트 표면복합수착 모델링

경주벤토나이트에 대한 산/염기 적정결과를 Fig. 1에 나타내었다. 벤토나이트에 의한 수소이온의 흡탈착양은 H^+의 버퍼링(adsorption or desorption 된) 양은 TOTH(μM)로 계산하였다. 0.01, 0.1 M $NaClO_4$에서는 벤토나이트에 의한 H^+ 버퍼링 영향력이 서로 평행하게 나타났지만, 0.001 M $NaClO_4$에서는 다르게 나타났다.

낮은 이온강도에서 벤토나이트의 표면반응기에 영구전하층에 의한 hidden layer가 강하게 나타나 전기이중층(electric double layer, EDL)에 영향을 미친다고 보고되어 있다[1]. 0.001 M $NaClO_4$ 실험에서 pH<pH_{PZC}의 edge 영역에서 벤토나이트 표변반응기에 의한 H^+의 버퍼링 양이 변화된 것은 낮은 이온강도에서 전기이중층의 변화에 의한 것으로 생각된다.

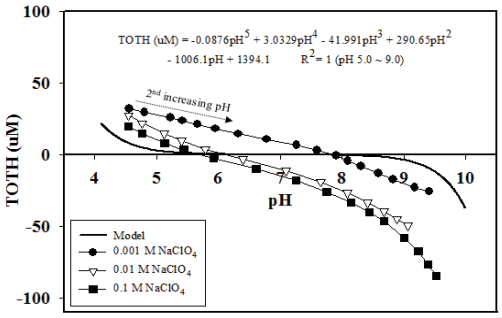


Fig. 1. Surface proton excess for Gyeongju bentonite.

Fig. 2는 0.1 M $NaClO_4$에서의 산/염기 적정곡선을 이용하여 벤토나이트 표면반응기에 대한 정보를 NEM으로 계산하여 나타내었다. 경주벤토나이트의 $pH_{zpc(edge)}$는 6.47로 계산되었다.

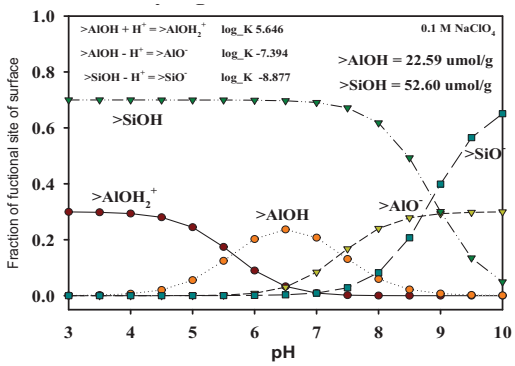


Fig. 2. Speciation of surface edge sites of Gyeongju bentonite as a function of pH in 0.1 M $NaClO_4$.

3.2 U(VI) 수착특성

경주벤토나이트로의 U(VI) 수착결과는 Fig. 3에 나타내었다. pH 4 ~ 10에서 U(VI)는 이온강도에 상관없이 벤토나이트에 수착되었다. 우라늄은 pH>4, 이온강도 >0.01 M에서 주로 표면복합반응에 의해 벤토나이트에 수착되는 것으로 알려져 있다[2]. 0.1 M $NaClO_4$에서 수착실험결과를 다양한 표면복합수착 모델(즉, NEM, DDLM, CCM)을 이용하여 표면반응상수 값을 FITEQL3.2 code로 계산하였다(Table 1). 벤토나이트 콜로이드의 표면산도상수는 산/염기 적정을 통해 계산된 Fig. 2 값을 사용하였고, U(VI) 화학종에 대한 열역학 상수 값들은 문헌 값을 사용하였다.

Table 1. Equilibrium constants for the formation of the surface complexes

Surface Reactions	Log_K(NEM)	Log_K (DDLM)	Log_K (CCM)
>AlOH + UO_2^+ = >$AlOUO_2^+$ + H+	0.61	1.12	0.97
>SiOH + UO_2^+ = >$SiOUO_2OH$ + $2H^+$	-4.61	-5.47	-5.41

Fig. 3의 계산결과에서 보여주듯이 벤토나이트 콜로이드 표면반응기에 대부분의 U(VI)은 NEM의 경우 >SiOH에 의해 제거되는 것으로 평가되었다. Sylwester 등은 [5] EXAFS를 이용하여 pH 6, 0.01 M NaCl에서 벤토나이트로의 U(VI) 수착은 내권(inner-sphere)에서 단핵착물형성으로 이루어지는 기작을 제시하였지만, U(VI)가 어느 표면반응기 (즉, >SiOH 또는 >AlOH) 에 수착 되는지는 구분하지는 못하였다.

표면복합수착 모델을 통해 경주벤토나이트의 >SiOH 및 >AlOH 표면 반응기에 U(VI)의 수착양을 각각 구분하여 Fig. 3에 실험결과와 비교하여 나타내었다. 물론 이 결과는 가정된 전기층형태(NEM, DDLM, CCM)에 따라 >SiOH 및 >AlOH 표면반응기에 대한 U(VI) 수착량이 상당히 달라지지만 모든 모델에서 >AlOH 보다 >SiOH 표면반응기에 U(VI)가 더 많이 수착되는 것으로 계산되었다.

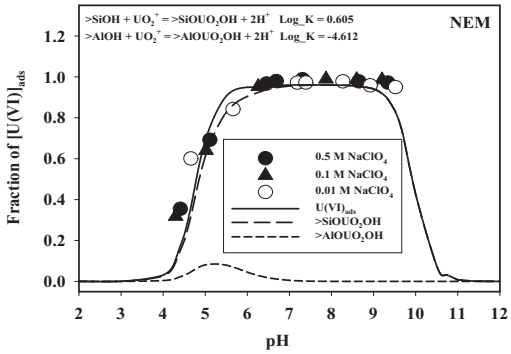


Fig. 3. Fraction of U(VI) sorbed onto Gyung-Ju bentonite collod as function of pH in 0.1 M $NaClO_4$.

4. 결론

경주벤토나이트의 표면특성 및 U(VI) 표면복합수착 모델이 처분안전성평가에 직접적으로 활용되기에는 아직 부족하지만, 표면복합수착 모델을 이용하면 다양한 지화학조건에서 핵종의 수착 특성을 예측할 수 있기 때문에 본 연구결과가 처분안전성 연구에 다양하게 활용될 수 있을 것으로 사료된다.

5. 참고문헌

[1] E. Tombàcz and M. Szekeres, Applied Clay Science, 27, 75-94 (2004)

[2] S. H. Hyun, Y. H. Cho, P. S. Hahn, and S. J. Kim, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 250, 55-62 (2001)

[3] E. R. Sylwester, E. A. Hdson, and P. G. Allen, Geochimica et Cosmochimica Acta, 64, 2431-2438 (2000)

High Sorptive Bentonite for Radioactive Iodine Removal in Deep Geological Repository

Minkyung Kim[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

Bentonite has been widely used as engineering barrier in radioactive waste repository to prevent the release of radionuclides to the environments. Although bentonite is excellent sorbent for cationic radionulides, the bentonite is not efficient for anions such as iodide and iodate [1] due to negative charges on its surface in most of environmental conditions [2]. Iodide (I^-) is the most stable speciation of radioactive iodine in deep geological repository. Therefore, the goal of this study is to develop the modified bentonite using a cationic surfactant and enhance the iodide sorption efficiency of bentonite for radioactive iodine removal in deep geological environments.

2. Materials and Methods

2.1 Materials

The bentonite and hexadecyltrimethylammonium bromide (HDTMA-Br) were obtained from Sigma-Aldrich (St. Louis, MO). Cation Exchange Capacity (CEC) of bentonite was calculated using ammonium acetate method [3]. The CEC value of bentonite was determined by the sum of major cation equivalence concentrations divided by the mass of bentonite used.

For iodine sorption experiments, potassium iodide (KI) was used to make iodide stock solution. Stable iodine (^{127}I) species was used as surrogate for radioactive iodine (^{129}I) species in this study. Two concentrations for iodide stock solutions (0.15 mM and 15 mM) were individually prepared.

2.2 Surfactant Modified Bentonite (SMB) Synthesis

The SMB was synthesized by cation surfactant (i.e., HDTMA-Br) onto bentonite surface. For the production of 100% SMB, the HDMTA-Br 3.71 g was dissolved into 500 mL Milli-Q water, and reacted with ~10 g bentonite for 6 hours at 60 °C. The 50 and 200% SMBs were synthesized by adjustment of surfactant amount using the identical manner as 100% SMB synthesis.

2.3 Iodide Sorption Experiments

The sorption experiments were conducted using batch techniques. Approximately 0.1 g of SMBs were added to background solution 10mL (0.001 M $NaNO_3$ in Milli-Q water) for the each sorption vials. The pH was fixed at ~8 during the experiments. After iodine addition, batch vials were immediately sealed and reacted for 1 day. The sorbed concentrations of iodine were determined by mass balance approach in a batch system, based on the aqueous concentrations measured by ICP-MS.

2.4 Material Characterization

Scanning Electron Microscopy/Energy Dispersive X-ray Spectroscopy (SEM-EDS) was used to characterize surface morphology of SMB and elemental distribution.

X-ray diffraction (XRD) analyses were conducted to identify the minerals and the difference of basal spacing between bentonite and SMBs. XRD patterns were collected using step scanning technique from 2 to 12° 2Θ-degree with a fixed 0.03 theta step size and 3 seconds per each step.

3. Results and Discussion

3.1 X-ray Powder Diffraction (XRD) Analysis

The XRD analyses exhibited that the interlayer spacing increased with increase of the added surfactant to the bentonite. The d_{001} values of bentonite, 50%-, 100%-, and 200%-SMB indicated 1.46, 1.59, 2.02, and 2.05 nm, respectively (Fig. 1).

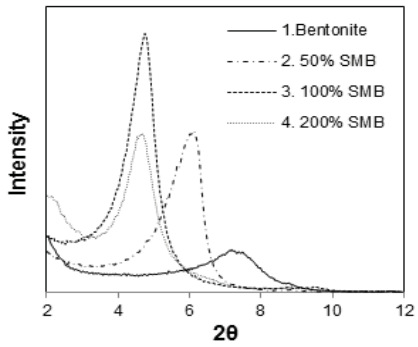


Fig. 1. XRD patterns of bentonite, 50% SMB, 100% SMB and 200% SMB.

3.2 SEM-EDS

The SEM micrographs of bentonite, 200% SMB and iodide-loaded 200% SMB are shown in Figure 2. The surface contexture of bentonite was changed to be smooth by aggregation after surfactant modification, and the surface of 200% SMB became heterogeneous. After sorption experiments, the carbon and iodine atoms were scattered on the SMB surface edge. However, the EDS mapping indicated that the carbon and iodine are rarely correlated, consistent with no specific C-I bond formed.

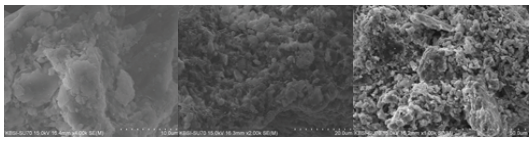


Fig. 2. SEM micrographs of bentonite (left), 200% SMB (middle), and iodide-loaded 200% SMB (right).

3.3 Iodide Sorption by Different SMBs

Figure 3 shows the Iodide sorption isotherms of 50%-, 100%-, and 200%-SMB. The adsorption isotherms were fitted well with the Freundlich model. The iodide sorption by bentonite was negligible, while the SMBs showed enhanced sorption for iodide. Both 100%- and 200%-SMBs are significantly improved for iodide removal with showing similar sorption capabilities (Fig. 3). However, the sorption distribution values for the 50%-SMB has large uncertainties due to low iodide uptake fraction (<~10%). We concluded that 100% SMB is the most economical sorbent condition to apply for engineering barrier in a deep geological repository.

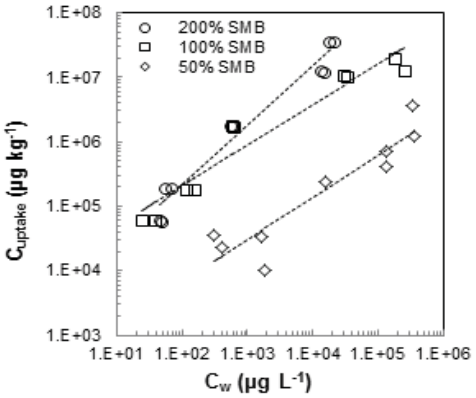


Fig. 3. Iodide isotherms on 50%-, 100%-, and 200%-SMB at 25℃. The dashed lines indicate the Freundlich isotherm fits for each condition.

4. Acknowledgement

This research project was supported by World Class University (WCU) Program (R31-30005) and Basic Science Research Program through the National Research Foundation of Korea (NRF) funded by the Ministry of Education, Science, and Technology (NRF-2012R1A1A2044287).

5. References

[1] Dies, J., de las Cuevas, C., Tarrasa, F., Miralles, L., Pueyo, J. J., and Santiago, J. L., Thermoluminescence response of heavily irradiated calcic bentonite, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 85, No. 1-4, pp. 481-486, 1999.

[2] Donat, R., Akdogan, A., Erdem, E., and Cetisli, H., Thermodynamics of Pb2+ and Ni2+ adsorption onto natural bentonite from aqueous solutions, Journal of Colloid and Interface Science, Vol. 286, No. 1, pp. 43-52, 2005.

[3] Inglethorpe, S., Morgan, D., Highley, D. and Bloodworth, A., 1993, "Industrial minerals laboratory manual: Bentonite" British Geological Survey Technical Report

제2분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

건식저장 사용후핵연료의 국소온도 예측을 위한 전산유체역학 및 부수로 해석 기술

인왕기*, 서경원, 곽영균, 황대현, 국동학
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*wkin@kaeri.re.kr

1. 개요

국내 가압경수로(PWR)의 사용후핵연료는 원전 부지내 저장 수조에 보관중이며 향후 10년 이내에 현재 가용중인 저장조의 포화가 예상된다. 국내 원전의 경우 사용후핵연료의 처리방식이 아직 결정되지 않아 우선 중간저장 방법인 건식저장 방식의 선택이 유력하다. 건식저장은 저장조(습식저장)에서 5년 이상 보관한 사용후핵연료를 저장용기에 넣어 보관하는 방식이며 용기내의 기체는 주로 헬륨(He)을 사용한다.

최근 국내에서는 사용후핵연료의 건식저장을 위한 연구개발이 활발히 진행되고 있다. 미국이나 프랑스에서는 오래전부터 건식저장기술개발이 이루어져 40년 수명의 용기를 개발한바 있으며 장기저장(60년 이상)을 위한 연구개발을 진행중이다. 따라서 사용후핵연료를 건식저장 용기에 장기적으로 보관하는 경우 핵연료의 건전성을 평가하기 위한 기술개발이 필요하다.

건식저장 용기내 사용후핵연료는 보관 환경의 변화로 인한 재료적인 열화 가능성을 평가해야 한다. 장기 건식저장의 경우 사용후핵연료의 열적-기계적 거동과 재료적 취화 현상의 평가가 필요하다. 특히 사용후핵연료 피복관의 열적 크립(Thermal Creep)을 정밀하게 평가하기 위해서는 국소 핵연료의 온도 예측이 중요하다.

건식저장 용기내 핵연료는 붕괴열(Decay Heat)에 의해 가열되고 발생한 열은 저장용기내 기체(헬륨)의 자연대류 열전달 및 복사/전도 열전달에 의해 저장용기 외부로 방출된다. 건식저장 사용후핵연료의 국소온도 예측을 위해서는 저장용기 및 핵연료집합체의 2차원/3차원 열전달 현상을 모의할 수 있는 부수로(Subchannel) 해석방법과 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics) 해석방법의 적용이 필요하다. Lombardo 등[1]과 인왕기 등[2]은 각각 부수로 해석방법과 CFD 방법을 이용한 건식저장 용기내 사용후핵연료 온도 예측기술의 가능성을 보였다.

본 연구에서는 CFD 방법 및 부수로 해석방법을 이용하여 건식저장 PWR 사용후핵연료 집합체 32다발의 열전달 특성을 분석하였다. 핵연료집합체와 저장용기의 3차원 열유동 분포와 연료봉 온도분포를 예측하고 평가하였다.

2. 국소온도 예측기술 및 결과

2.1 전산유체역학(CFD) 해석

32 다발의 사용후핵연료 집합체가 저장되어 있는 건식저장 용기의 열전달 특성을 CFD 방법으로 해석하기 위해 다공매질 용기모델과 단일 핵연료집합체 모델을 각각 개발하였다(Fig. 1). 즉, 용기모델을 이용하여 용기내부의 3차원 자연대류 및 복사 열전달을 해석하고 이를 경계조건으로 사용하여 단일 핵연료집합체 모델의 연료봉 별 국소 온도분포를 예측하였다.

저장용기의 내부 직경은 1.7 m이고 높이는 4.2 m를 가정하였다. 본 CFD 용기모델의 기공률(Porosity)은 0.56이며 약 350만개의 Quadrilateral 셀로 구성되어 있다. 단일 집합체 모델은 16x16 PWR 핵연료를 모의한 것이며 상단/하단 지지격자 및 9개의 중간 지지격자(혼합날개 포함)를 모델링하였다. 단일 집합체 모델은 Trimmed mesh 기법을 이용하여 약 2억개의 셀로 구성하였다.

사용후핵연료의 붕괴열은 수조에서의 저장기간 5년을 고려하여 국내 표준원자로 열출력의 0.01%(약 1.6 kW/FA)를 사용하였다. 용기 내부의 기체는 헬륨이며 내벽의 온도는 일정온도(320 K)로 가정하였다.

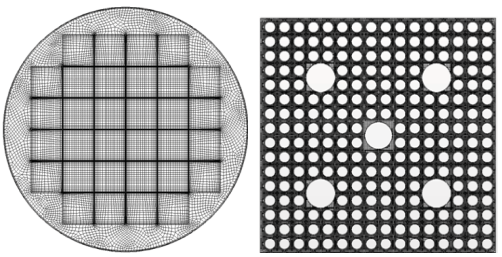


Fig. 1. CFD models: (left) Porous cask model and (right) single fuel assembly model.

CFD 용기모델(자연대류/복사 열전달 포함)에 의한 핵연료집합체 입구에서의 기체 속도 및 온도 분포는 Fig. 2와 같다. 집합체 입구에서 기체의 속도는 0.2 - 0.4 m/s이며 용기 중앙과 외곽 집합체의 입구속도가 낮게 예측되었다. 기체의 온도는 402 - 424 K이며 외곽 집합체에서 높은 것으로 나타났다.

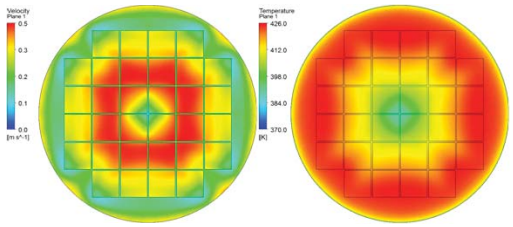


Fig. 2. Helium velocity and temperature at the inlet of spent fuel assembly in a dry cask.

CFD 단일 집합체 모델을 이용하여 3차원 열유동 해석을 수행하였다. 용기 중앙에 위치한 집합체에서의 기체의 속도와 온도 및 연료봉의 온도 분포를 Fig. 3에 도시하였다. 부수로 중앙의 기체 속도는 빠르고 집합체 중심부의 온도는 높은 것으로 예측되었다.

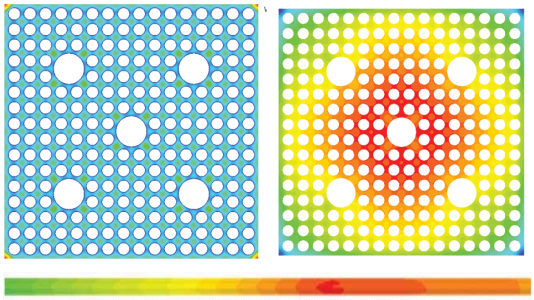


Fig. 3. Velocity and temperature of helium and fuel rod for a central fuel assembly.

2.2 부수로 해석

건식저장 사용후핵연료의 봉별 온도분포를 계산하기 위해 부수로 해석모델을 개발하였다. 기체(헬륨)를 작동유체로 사용하고 자연대류와 같은 매우 낮은 저유속 조건에서의 시험자료를 평가하였다. 연료봉별 열전달 해석을 위해 동적메모리 할당 기능을 추가하고, 계산시간을 절약하기 위해서 Krylov Subspace 해법을 적용하였다.

건식저장 용기 내부의 32 다발의 핵연료집합체를 모의하기 위한 부수로 모형을 생산하였다. 국내 표준형 핵연료집합체(16x16 봉다발)를 대상으로 하였을 때, 연료봉은 7,552개, 부수로는 8,225개, 갭의 수는 15,936개이다. 결합운동량방정식을 풀기 위한 연립선형방정식의 계수행렬에서 0이 아닌 원소의 수는 108,484개이고 동적메모리의 크기는 약 210MB 이다.

Fig. 4는 사용후핵연료 32 다발의 부수로 모형과 핵연료집합체 출구에서의 온도분포를 보여준다. 용기 중앙영역의 핵연료 온도가 상대적으로 높은 것으로 예측되었다. 부수로 해석을 위한 집합체별 입구조건(헬륨 속도와 온도)은 CFD 용기모델의 계산결과를 이용하였다.

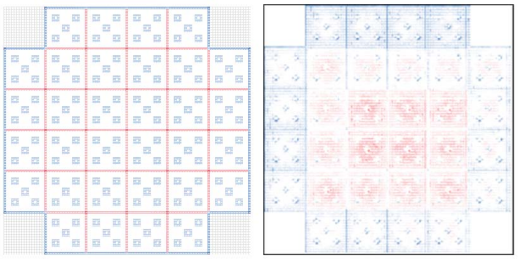


Fig. 4. Subchannel model and temperature for 32 fuel assembly in a dry cask.

3. 요약

건식저장 사용후핵연료의 국소온도를 예측하기 위한 CFD와 부수로 해석기술을 개발하였다. 32 다발의 사용후핵연료 건식저장 용기를 모의하여 3차원 자연대류 기체유동 및 온도분포를 예측하였다. 향후 CFD와 부수로의 연계해석 기술 및 해석결과의 검증이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 방사성폐기물관리기술개발사업의 지원으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] N. J. Lombardo *et al.*, COBRA-SFS: A Thermal-Hydraulic Analysis Computer Code, Vol. III, Validation Assessments, PNL, December 1986

[2] 인왕기 외 4인, 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.383-384, 2010

결정질 암반내 심지층 시추공 안정성 평가

정용복*, 박의섭, 천대성, 최병희
한국지질자원연구원, 대전 유성구 과학로 124
*ybjung@kigam.re.kr

1. 서론

석유/가스 개발, 지열에너지 개발, CO2 심지층 처분 및 폐기물처분, 심지층 지각연구 등을 위해서는 수 km 길이의 시추공이 필요하며 이 경우 시추공의 안정성은 시추작업 및 이후 생산 및 운영기간동안의 경제성에 영향을 주기 때문에 아주 중요한 요소가 된다[1]. 본 연구에서는 최근 국내외에서 관심이 증대되고 있는 결정질 암반내에서의 심지층 시추공 안정성을 기존의 이론적 수식과 균열생성 및 전파와 열-역학 상호작용을 모델링할 수 있는 FRACOD[2]를 사용하여 심지층내 형성되는 시추공의 안정성을 검토하였다.

2. 이론해를 이용한 안정성 분석

2.1 Borehole breakout & DIF

원형시추공의 경우 초기응력과 암반강도에 따라서 breakout이나 DIF(drilling induced fracture)가 발생할 수 있다. Fig. 1은 이러한 현상이 발생할 수 있는 조건을 표시한 것으로서 기본적인 안정성 검토를 수행할 수 있다. 역으로 시추공내의 이러한 현상을 통해 초기응력을 추정하는 방법도 시도하고 있다[1,3]. 따라서 신뢰성 있는 해석을 위해서는 초기응력과 암반의 역학적 특성에 대한 정확한 자료가 요구된다.

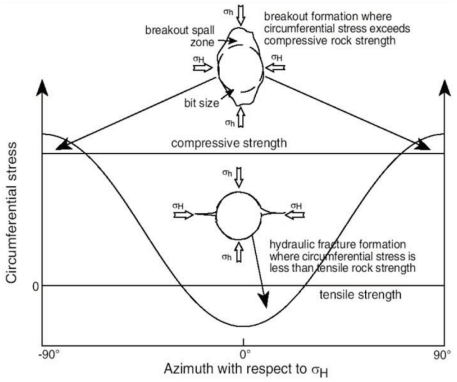


Fig. 1. Schematic cross-sections of borehole breakout and DIF with its conditions of occurrence (after Hills & Reynolds, 2000).

2.2 탄소성 이론해 이용한 안정성 분석

원형공동 주위의 임계압력과 변위 및 소성반경은 이론해가 존재한다[4]. 본 연구에서는 Hoek - Brown 조건을 사용하여 경암내 굴착된 직경 30 cm 시추공내에서 예상되는 임계압력 및 소성반경을 5 km 심도까지 검토하였다. 사용된 입력값은 일반적인 경암과 보통암에 해당하는 값을 사용하였으며 정수압조건을 가정하였다[4].

소성이 발생되는 임계압력이 경암의 경우 79.2 MPa, 보통암의 경우 30.6 MPa로 나타났다. 즉, 탄성영역으로 제한하고자 한다면 5 km 심도의 경우 위의 지보압을 발휘할 수 있는 지보를 해야한다. 소성영역의 경우 각각 벽면에서 5 cm와 52 cm까지 발생한 것으로 나타났다. 보통암의 경우 과도한 소성변위로 인하여 공이 폐합되는 문제가 발생할 수도 있다.

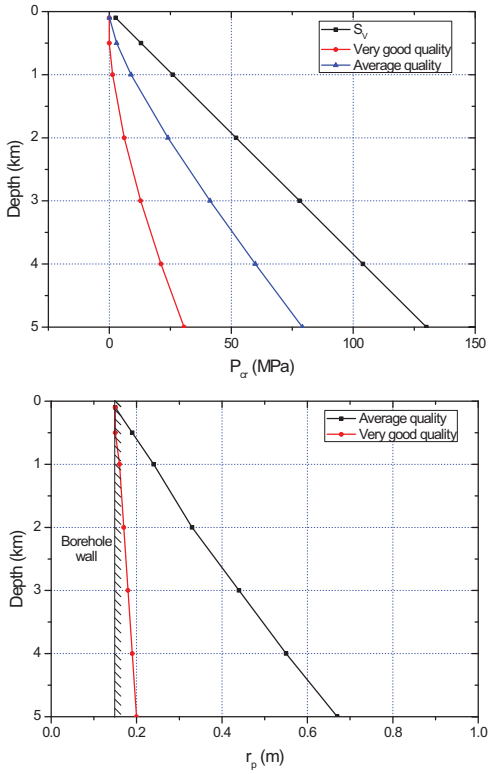


Fig. 2. Distributions of critical pressure and plastic radius with depth for two different rock mass conditions.

3. FRACOD를 이용한 안정성 분석

FRACOD는 국제공동연구를 통해 개발된 코드로서 경계요소법을 기반으로 개발되었으며 균열의 생성과 전파, 열-역학, 수리-역학 상호작용을 모델링을 수행할 수 있다[2]. 본 연구에서는 이를 사용하여 원형공동내 안정성을 측압계수 1과 1.5인 경우에 대하여 분석하였다. 사용된 입력값은 기존연구자료를 참조하여 결정하였다[1,4].

해석 결과 정수압상태인 K=1의 경우 공벽 전체에서 균열이 발생하였으며 K=1.5인 경우 최대 수평응력방향에서 breakout이 발생하는 것으로 나타났다. 이런 파괴는 이수 및 시추에 영향을 줄 수 있으므로 머드 밀도 조절이나 조기 케이싱 설치 등으로 공을 보호하는 것이 필요하다[1].

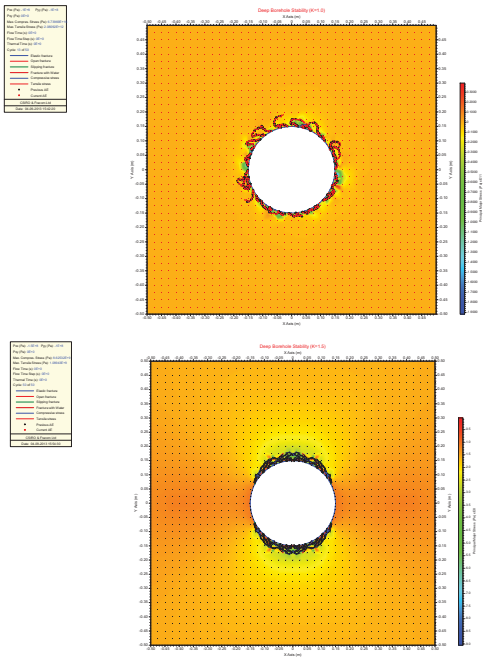


Fig. 3. Distribution of maximum principal stress and cracks around the hole for different stress conditions.

4. 토의

대륙 지각거동 연구를 위한 독일의 연구 사례[1]에서는 심지층 시추공 불안정성은 층서 및 지질구조, 초기응력과 이수와의 상호작용이 주 요인으로 알려졌으며 이에 대한 방안으로 이수 밀도와 나공을 최대한 짧은 기간동안 유지하는 것이었다. 또 다른 사항은 예상외로 높은 지온상승률이다. 평균 25℃/km 상승하는 것으로 알려져 있으나 독일의 경우 다소 높은 28℃/km 였으며 9.1 km 심도에서 측정된 지반온도는 265℃였다. 이러한 고온조건은 시추공 천공 및 활용에 따라 다양한 영향을 미칠 수 있기 때문에 시추공 활용방안에 따른 열-역학 또는 지하수 및 이수를 고려한 열-수리-역학 모델링이 필요하다. 또한 활용방안에 따라 지질 및 지구물리탐사기반으로 적절한 부지를 선정하는 것과 선정된 부지에 대한 신뢰할 만한 열-수리-역학적 특성을 확보하는 방법에 대한 연구를 수행하는 것이 바람직하다.

5. 결론

심지층 시추공의 안정성을 이론해 및 FRACOD를 사용하여 분석하였으며 이를 통해 예상되는 파괴거동을 검토하였다. 암반조건이 매우 양호한 경우 심지층 시추 및 시추공 안정성에 큰 문제가 없을 것으로 예상되나 보통암의 경우에는 과도한 변형 또는 파괴가 예상된다. 따라서 시추공 활용 용도에 적합한 부지 조건 및 이에 어울리는 부지 선정에 대한 연구를 체계적으로 수행하는 것이 필요하다.

6. 감사의 글

본 연구는 한국지질자원연구원의 기본연구사업인 '지하암반내 열에너지 저장을 위한 핵심기술 개발(과제코드 GP2012-001)'의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

[1] Hoffers, B, Engeser B. & Rischmuller H., Wellbore stability of a superdeep borehole in crystalline rock, Eurock94, pp.371-378, 1994

[2] FRACOM Ltd, FRACODv4 User's manual, 2010

[3] Zobak M.D. et al., Determination of stress orientation and magnitude in deep wells, Int. Journal of Rock Mech. & Mining Sci., Vol. 40, pp.1049-1076, 2003

[4] Hoek, E., Practical Rock Engineering, 2012

[5] Hillis, R.R & Reynolds, S.D. The Australian Stress Map, J. Geol. Soc., Vol. 157, pp.915-921

공정부산물 처분에 따른 환경영향 평가시 RESRAD 코드의 활용

정종태[1*], 고낙열[1], 백민훈[1], 박태진[1], 박정균[1], 최원철[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[*]jtjeong@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서는 2013년 생활 주변에서 접할 수 있는 방사선의 안전관리에 관한 사항을 규정함으로써 국민의 건강과 환경을 보호하여 삶의 질을 향상시키고 공공의 안전에 이바지함을 목적으로 생활주변 방사선 안전관리법[1]을 제정, 공포하였다. 또한 이 법에서 위임된 사항과 그 시행에 필요한 사항을 규정하기 위하여 생활주변 방사선 안전관리법 시행령[2]을 제정, 공포하였다. 이에 따르면 5년마다 생활주변 방사선방호 종합계획을 수립하도록 되어 있는데 이 중에 공정부산물의 처리, 처분 또는 재활용에 관한 사항을 포함하도록 되어 있으며 공정부산물의 처리, 처분 또는 재활용의 방법 및 절차에 관한 안전지침을 마련하도록 되어 있다. 또한, 공정부산물의 처리, 처분 또는 재활용시에는 피폭방사선량을 합리적으로 낮출 수 있는 방법과 절차를 수립하고 처분하거나 재활용할 때에는 공정부산물에 포함된 방사능 농도를 낮추는 방법을 적용하고 공정부산물을 처분할 때에는 재활용하지 못하도록 매립 등의 방법으로 하도록 규정되어 있다. 본 논문에서는 생활방사선 안전관리를 위한 이행기반 기술 구축을 지원하기 위하여 RESRAD-OFFSITE 3.1[3]을 활용하여 공정부산물의 처분에 따른 예제 환경영향 평가를 수행하고 코드의 유용성을 확인하는데 목적이 있다.

2. 본론

2.1 RESRAD-OFFSITE 3.1 개요

RESRAD-OFFSITE 코드는 미국 아르곤국립연구소(ANL)에서 개발하여 오염된 토양으로 인한 피폭선량 및 리스크를 평가하기 위한 RESRAD (onsite) 코드를 기반으로 지하수 유동 및 대기확산 모델을 개선 및 추가하여 개발된 코드이다. 일차 및 이차 오염 지역 구분 및 주요 오염원은 Fig. 1에 도시된 바와 같다. 이 코드의 주요 모델은 지하수 유출 모델, 토양 혼합 모델, 먼지(dust) 유출 모델, 피폭선량 평가 모델, 지하수 유동 모델, 대기확산 모델 등으로 구성되어 있다.

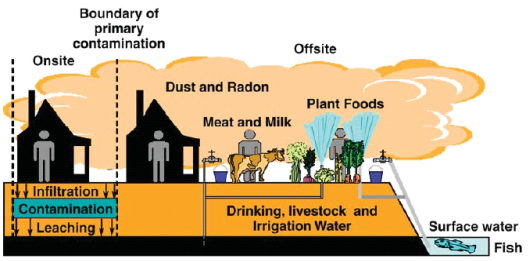


Fig. 1. Locations of Primary and Secondary Contamination in RESRAD-OFFSITE.

RESRAD-OFFSITE 코드에서는 피폭선량 평가를 위해 토양오염으로 인한 외부피폭, 오염된 먼지나 라돈의 호흡으로 인한 내부피폭, 오염된 물이나 경작물 섭취로 인한 내부피폭을 고려하며 이들 피폭경로 개요는 Fig. 2에 도시된 바와 같다. 또한, 피폭선량 평가를 위해 시골 거주 농민, 도시 거주자, 작업자, 여가활동자로 구분하여 각각에 대한 하부 피폭시나리오를 구성하여 평가를 수행한다.

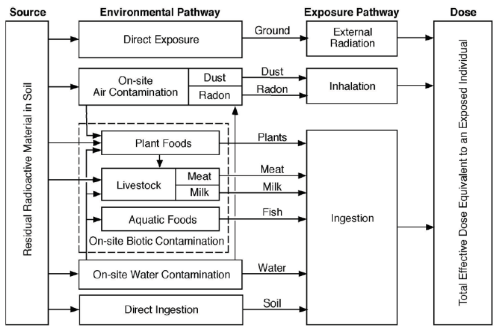


Fig. 2. Schematic Representation of RESRAD Pathways.

2.2 공정부산물 처분시 예제 환경영향 평가

생활주변 방사선 안전관리법에 의하면 공정부산물은 원료물질 또는 그 밖의 물질을 취급하는 시설에서 부수적으로 발생하는 물질로서 원자력안

전위원회가 정하여 고시하는 방사능 농도를 초과하는 천연방사성핵종이 포함된 물질로서 정의되며 인간행위의 개입으로 천연 방사성핵종의 농도가 증가하게 된다. 이는 다양한 산업 현장에서 발생할 수 있으며 발생량이 매우 많거나 비록 발생량이 적더라도 포함되거나 농축된 천연 방사성핵종의 농도가 매우 높아서 일반대중이나 산업계 종사자에게 피폭선량을 증가시킬 소지가 있다. 국내에서 발생할 수 있는 대표적인 공정부산물은 무연탄 및 유연탄을 사용하는 화력발전의 부산물인 플라이 애쉬(Fly Ash), 복합비료 생산과 관련된 공정부산물인 인산석고(Phosphogypsum), 수산화알루미나를 생산하기 위하여 그 원료인 보오크사이트를 처리하면서 발생하게 되는 레드머드(Redmud), 제철산업에서 발생하게 되는 슬러지나 슬래그 등의 부산물, 대형 플랜트에서 국부적으로 발생할 수 있는 관석(Pipeline Scale), 광물의 정광과정에서 농축되게 되는 중광물(광미) 등이 있다.

공정부산물 처분에 따른 예제 환경영향 평가를 위해 국내의 대표 공정부산물로 호주산 유연탄 사용으로 인한 플라이 애쉬, 인산석고, 보오크사이트 레드머드를 선정하였으며 대표적인 방사성핵종의 농도는 참고문헌 자료[4, 5, 6]를 이용하였으며 이는 표 1에 요약된 바와 같다.

Table 1. Radionuclide concentration of TENORM wastes (Bq/kg)

공정부산물 핵종	플라이 애쉬	인산석고	레드머드
K-40	26.4	17.0	-
Ra-226	16.6	0.8	-
Th-232	14.9	-	0.3
U-238	-	1.4	0.2

Table 1에 요약된 주요 공정부산물별 방사성핵종 농도와 주요 입력자료에 대한 코드 내정값(default value)를 이용하여 평가한 피폭선량과 초과 암 리스크는 각각 Table 2에 요약된 바와 같다.

Table 2. Exposure dose and TENORM wastes

	플라이 애쉬	인산석고	레드머드
피폭선량 (mSv/yr)	4.0E-04	2.0E-04	3.62E-07
초과 암 리스크	9.63E-07	5.21E-07	8.13E-10

플라이 애쉬의 매립에 의한 모든 핵종과 피폭경로를 고려한 시간별 피폭선량 변화는 Fig. 3에 도시된 바와 같다.

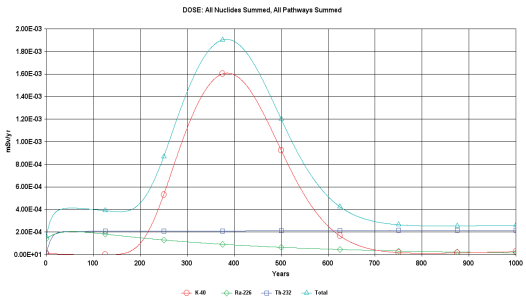


Fig. 3. Exposure dose distribution for fly ash disposal.

3. 결론

본 연구에서는 주요 공정부산물의 처분에 따른 지하수 침출과 대기확산으로 인한 피폭선량과 초과 암 리스크를 RESRAD- OFFSITE를 이용하여 평가하였으며 이 코드는 향후 공정부산물의 처분에 따른 환경영향 평가시 유용한 도구로 활용될 수 있음을 확인하였다. 이를 활용한 환경영향 평가는 향후 국내 현황 자료를 이용한 실제적인 평가를 통하여 생활방사선 안전관리를 위한 이행기반 구축에 유용하게 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회, "생활주변 방사선 안전관리법", 2013

[2] 원자력안전위원회, “생활주변 방사선 안전관리법 시행령”, 2013

[3] C. Yu et al., "User's Manual for RESRAD -OFFSITE Version2", 2007

[4] 장병욱 외, “국내 화력발전소에서 사용하는 석탄과 부산물인 플라이 애쉬에 대한 자연방사능 평가”, 지질학회지 제 44권 제4호, pp. 479-488, 2008

[5] 장병욱, “방사선과 광물 IV- 국내 TENORM 현황”

[6] 장병욱 외, “생활 환경 중의 방사선 영향 평가”, KINS/RR-937/2012

광역 수리지질 특성 평가 방법에 대한 연구

정재열[1*], 정해룡[1], 윤정현[1], 채병곤[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
[*]jjy@krmc.or.kr

1. 서론

지하 심부에서 물질의 이동을 일으키는 주요요인은 지하수의 흐름이다. 따라서, 이들 물질의 이동특성을 알아내기 위해서는 주변지역의 수리수문적인 특성을 파악하는 것이 선결되어야 한다. 예를 들면, 강수량이 풍부하며, 지하수의 유동이 빠른 곳은 수량이 풍부하여 취수개발에 유리하나, 상대적으로 물질의 이동이 쉽게 일어나기 때문에 지하 처분시설 위치로는 부적절하다. 따라서, 지하 처분시설의 부적합한 지역을 알아내기 위한 한 조건으로 전국규모의 수리특성을 파악할 필요가 있다. 본 연구에서는 전국의 광역적인 수리지질특성을 파악하기 위해 4대강 권역별로 수리수문과 관련된 자료를 수집하였으며, 이들 토대로 하여 Visual MODFLOW 및 PEST를 이용하여 전국적인 수리상수를 추정하였다.

2. 본론

2.1 지하수위 자료 분석

4대강 권역별 광역 지하수 조사 보고서를 근거로 권역별 지하수위 자료를 수집 분석하였다. 이용된 보고서는 금강권역 광역 지하수 조사 연구(2002. 12, 한국수자원공사), 한강권역 광역 지하수 기초 조사 보고서(2006. 11, 한국수자원공사), 영산강-섬진강 권역 광역 지하수 조사 보고서(1998. 12, 한국수자원공사), 낙동강 권역 광역 지하수 조사 연구 보고서(200.12, 한국수자원공사)이며, 암반관측공 2285개에 대하여 고도, 심도, 지하수위 등에 대하여 GIS 데이타베이스로 구축하였다(Fig. 1).

2.2 하천 분포 및 밀도 분석

수리수문분석에 있어서 중요한 것은 하천 분포 및 밀도를 파악하는 것이 중요기 때문에 하천 분포 특성에 대해서 파악하는 것이 중요하다. 우리나라의 하천은 권역별로 골고루 퍼져 있으나, 영산강-섬진강 권역과 낙동강 권역의 하천밀도가 좀 더 높은 것으로 평가 된다(Fig. 2). 이러한 하천분포 특성은 중요한 수문입력인자로서 광역 지하수환경 특성 분석시 반드시 파악되어야 한다.

2.3 수문지질도 분석

지체구조구별/주요 지질별 광역 지하수환경 특성을 분석하기 위해서는 권역별 수문지질도를 수집 및 분석하는 것이 매우 중요하다.

금강권역과 한강권역은 주로 변성암과 화성암이 넓게 분포되어 있고, 낙동강 권역은 주로 고기퇴적암이 넓게 분포되어 있음을 알 수 있다(Fig. 3). 그리고 영산강-섬진강권역은 화산암 및 변성암이 우세하게 발달되어 있다.

2.4 토양 유형도 분석

한반도 전역에 대한 지질뿐만 아니라 표토토성에 따른 토양의 분류를 제시하고 토양이용현황과 비교 분석을 수행할 필요가 있다. 토양형(SCS)을 분류하여 SCS등급에 따른 배수등급도를 작성하여 SCS-CN법을 통한 수문분석을 실시하여 침투율 산정에 활용하였다. 이를 위해서 전국에 걸친 1:25,000 수문학적 토양 유형도를 수집하고 데이터베이스를 구축하였다(Fig. 5).

2.5 기상자료 분석

지역별 지하수 함양량 산정을 위해서 전국에 걸친 81개 기상대에서 2010년도 온도와 강수량 자료를 수집 및 분석하였다. 81개 기상대 위치 및 분포는 Fig. 6에 나타내었다. 전반적으로 기상대 위치는 골고루 균등하게 전국에 걸쳐 있음을 알 수 있다.

2.6 수리전도도 산정

ArcGIS를 이용하여 수문학적 토양 유형도를 갖고 조사지역 내의 토성별 면적분포를 파악하고, 쿼리 기능을 사용하여 조사지역의 지리정보를 구축였다. 구축된 지리정보와 강수량과 기온 데이터

를 연계하여 SCS-CN방법을 통해서 한반도 전역의 지하수 함양량을 산정하였다. 현재 수집된 지하수위를 보정 목표로하여 반전 모델과 전향 모델인 PEST와 Visual MODFLOW을 활용하여 권역별 수리전도도를 산정하였다. 전국의 수리전도도의 분포는 10E-3~10E-7의 범위를 보인다.

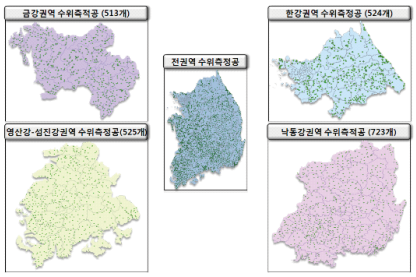


Fig. 1. Regional distribution of observation wells.

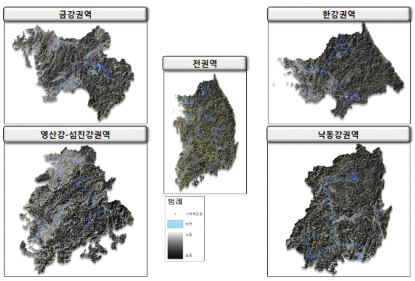


Fig. 2. Regional distribution of river.

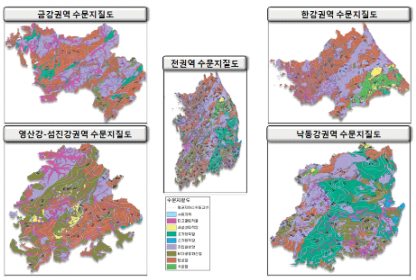


Fig. 3. Regional hydrogeologic map.

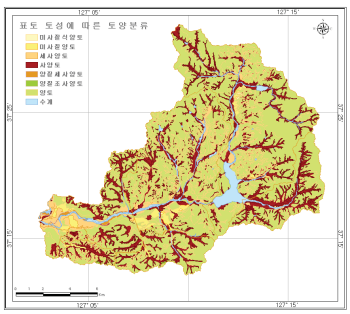


Fig. 4. Soil distribution using ArcGIS.

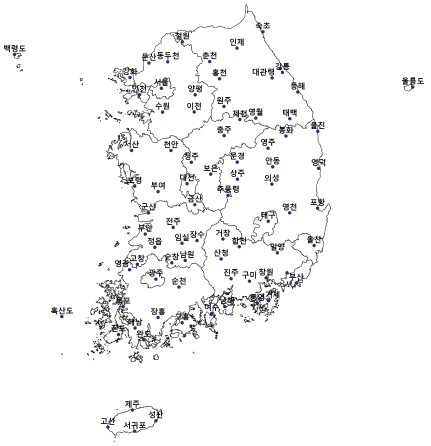


Fig. 5. Meteorological observatory distribution.

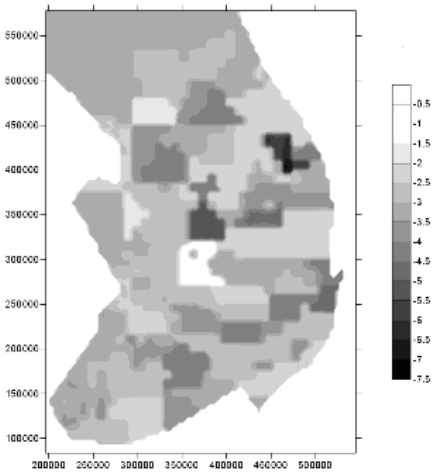


Fig. 6. Estimated hydraulic conductivity distribution (log scale, m/sec).

3. 감사의 글

본 연구는 2013년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (*No. 20121710200001A*)

4. 참고문헌

[1] 지체구조구별 광역 수리지질시스템 특성분석, 한국지질자원연구원, p.150, 2012

구리와 철 시편을 담은 수용액에서 감마선 조사에 의한 가스발생과 금속이온 용출

이재광*, 민제호, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

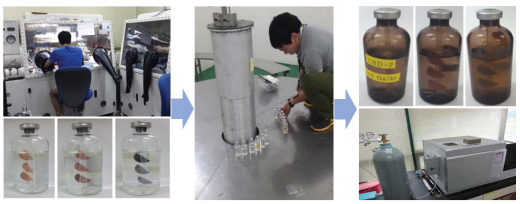
우리나라는 사용후핵연료 또는 파이로폐기물을 포함하는 고준위 방사성폐기물의 심지층 처분은 방사성폐기물을 생태계로부터 안전하게 격리하기 위하여 내부식성 금속 처분용기에 담아 지하 수백 미터의 심부 결정질 암반층에 안전하게 처분하는 것을 고려하고 있다[1]. 일반적으로 처분용기는 내부를 주철로 하고 외부를 구리로 감싸는 방식이 고려되고 있다[2]. 심부 처분환경에서 금속 처분용기 주변은 물로 포화될 것이고, 방사성폐기물에서 방출되는 방사선에 노출될 것이다. 본 연구에서는 무산소 조건의 수용액에서 금속시편이 있을 때, 방사선에 의한 가스 발생을 평가하였으며, 방사선 조사에 의한 금속이온의 용출을 측정하여 방사선에 의한 부식을 정성적으로 확인하고자 하였다.

2. 실험재료 및 방법

방사선 조사실험을 위하여 압연구리(Extruded copper)와 흑연주철(Cast iron) 등의 금속시편을 1.0 mm 두께의 반원형으로 준비하였다. 금속시편의 산화피막을 제거하기 위하여 sandpaper #2,000으로 1차 연마 후, 입자크기가 0.3 μm인 α-알루미나 연마제를 이용하여 2차 연마하였다. 연마한 시편의 산화를 방지하기 위하여 세척 후, 에탄올에 담근 후 글로브박스 안에서 충분히 건조하여 시료를 준비하였다. 질소를 폭기하여 산소를 제거한 증류수 또는 염화나트륨(2 mol/L)을 일정량 취하여 구리 또는 철 시편과 함께 serum 병에 담은 후, 외부 공기를 차단하기 위하여 모든 시료를 부틸합성 고무마개를 이용하여 밀폐하였다.

2.1 방사선 조사

방사선 조사실험은 한국원자력연구원 산하 방사선과학연구소의 저준위 조사시설에서 수행하였다. Co-60을 감마선 선원으로 하여 각각 91과 189 Gy/hr의 선량율로 총 423 시간을 조사하였으며, 이때의 총 조사량은 각각 약 40과 80 kGy이다. 방사선 조사 및 염소이온에 의한 가스발생을 측정하기 위하여 실험용기 상부의 기체를 일정량 취하여 가스크로마토그래피-열전도도검출기를 이용하였다. 금속시편에서 용출된 구리 또는 철은 유도결합플라즈마-질량분석기를 이용하여 분석하였다. 실험수행과정을 Fig. 1에 도식화하여 나타내었다.



<Sample Preparation> <Gamma Irradiation> <Analysis>

Fig. 1. Experimental Scheme.

3. 결과 및 논의

3.1 가스발생 종류 및 발생량

감마선 조사에 의한 방사화 분해에 의하여 주로 수소가스가 검출되었으며, 산소와 이산화탄소도 미량 검출되었다(Fig. 2). Fig. 3과 4에는 각각 구리와 철 시편에서 조사선량에 따른 수소가스 발생량을 나타내었다. 방사선 조사에 의한 수소가스 생성은 조사선량에 비례하여 증가하는 경향을 보인다. 40 kGy로 조사하였을 경우, 염소이온의 영향이 거의 확인되지 않았다. 그러나 80 kGy로 조사하였을 때, 염화나트륨 용액에서 더 많은 수소가스가 발생하였다.

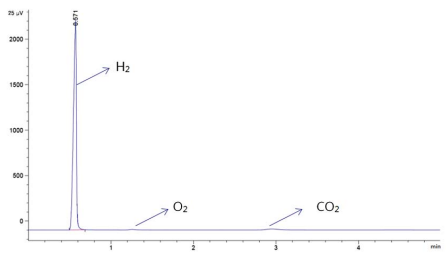


Fig. 2. Radiolytic Gas Products in Water from Extruded Copper Irradiated with 40 kGy.

물이 방사화 분해 되면서 e^-_{aq}, H·, H^+, H_2, OH·, HO_2·, H_3O^+, H_2O_2 등의 다양한 화학종이 형성된다[3]. 따라서, 방사선 조사에 의한 가스생성은 물의 방사화 분해와 금속시편의 산화에 기인한 것으로 판단된다.

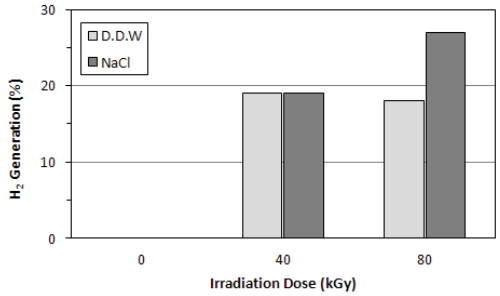


Fig. 3. Radiation Induced H_2(g) Generation from Extruded Copper.

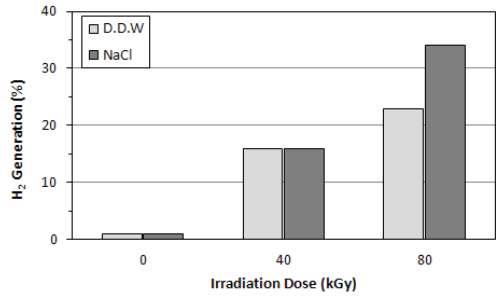


Fig. 4. Radiation Induced H_2(g) Generation from Cast Iron.

3.2 방사화 분해에 의한 금속이온 용출

방사선조사 및 염소이온에 의한 부식특성을 평가하기 위하여 용액 중 구리 또는 철의 농도분포를 측정하였다. Table 1에 나타내었듯이 압연구리와 주철은 조사선량에 비례하여 각각 구리와 철의 용출이 증가하는 경향을 나타낸다. 특히, 조사선량이 80 kGy 일 때, 철의 용출이 구리보다 약 10배 이상 높은 것으로 확인되었다. 금속이온 용출에 대한 염소이온의 영향은 가스발생 평가와 비슷한 경향을 보인다. 40 kGy로 조사하였을 때 염소이온의 영향은 매우 적게 나타났으나, 80 kGy로 조사하였을 때, NaCl 용액에서 금속이온의 용출이 뚜렷이 증가하는 경향을 보여준다.

Table 1. Dissolution of Cu and Fe (mol/L)

Irradiation Dose (kGy)	Extruded Copper		Cast Iron	
	D.W	NaCl	D.W	NaCl
0	0.0E+00	2.6E-05	2.7E-06	4.1E-05
40	2.3E-05	2.9E-05	2.7E-04	3.9E-04
80	7.5E-05	1.0E-04	1.1E-03	1.3E-03

4. 결론

방사성폐기물 처분용기는 심부 처분환경 조건에서 방사선에 노출될 수 있다. 감마선을 각각 0, 40, 그리고, 80 kGy로 조사하였을 때, 가스발생과 구리 또는 철의 용출은 조사선량에 많은 영향을 받는 것으로 확인되었다. 조사선량이 80 kGy 일 때, 염소이온의 영향이 뚜렷이 관찰되었다. 본 연구의 결과는 방사성폐기물의 심지층 처분과 관련하여 방사성핵종의 이동 및 지연에 대한 가스의 영향 평가에 대한 자료로 활용될 예정이다. 향후 방사선 조사 및 염소이온에 의해 형성된 부식생성물과 부식 두께 등에 대한 평가를 수행할 계획이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

6. 참고문헌

[1] Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, pp.3348-3356, 2011

[2] Journal of Nuclear Materials, Vol. 379, 142-153, 2008

[3] Water, Vol. 3, pp.235-253, 2011

단일 균열 암반 표면의 거칠기와 균열 간극에 따른 콜로이드 거동 관찰

이상화[1*], 김정우[2*], 백민훈[2], 정종태[2]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]shluvu@khu.ac.kr

1. 서론

심지층 처분장의 지하수 내 존재하는 콜로이드는 높은 수착능으로 인하여 종종 핵종의 운반체 역할을 하기 때문에 핵종 이동을 촉진 또는 저하시킬 수 있다[1]. 그러므로 유출된 핵종이동을 보다 정확히 이해하기 위해 콜로이드 이동 특성 실험과 같은 기초적 연구가 선행 되어야 한다. 지금까지 대부분의 연구는 토양과 같은 다공성 매질 내 콜로이드 이동 연구에 초점을 두었고, 균열 매질 내 콜로이드 이동 연구는 상대적으로 적은 양이 연구 되었다[2]. 특히, 표면 거칠기(roughness)의 수치화 방법과 측정기술이 근래에 발달되면서 균열 표면의 거칠기가 콜로이드 이송에 미치는 영향 규명이 관심 연구 대상이 되었지만 아직 전 세계적으로 초기 연구개발 단계이고 이에 대한 데이터가 부족한 실정이다. 콜로이드는 암반의 종류마다 상이한 이동 특성을 보이기 때문에 해당 처분장 부지를 구성하는 주요 암반 대상의 연구가 진행되어야 한다. 우리나라는 고준위 방사성폐기물 처분장이 화강암반에 위치하게 되므로 화강암반을 대상으로 실험을 진행하였다. 본 연구에서는 자체 제작된 단일 균열 화강암반의 균열 표면의 거칠기 측정 및 수리학적 균열 간극의 계산 후 두 가지 거칠기의 균열 표면과 세 가지 수리학적 균열 간극에서 콜로이드 이동 특성 변화를 관찰하였다.

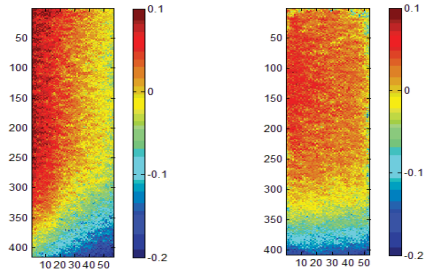
2. 본론

2.1 콜로이드 특성

콜로이드는 0.044, 0.1, 0.34, 1.0 μm의 네 가지 직경을 갖는 단분산 latex microsphere를 사용하였다. 직경별 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 거칠기 측정

균열 표면의 거칠기는 3D Laser Scanner를 사용하여 세 가지 다른 거칠기의 표면을 측정하였다. Fig. 1에는 균열표면 거칠기의 분포를 나타냈다.



(F1) (F2)

Fig. 1. Height distribution of rock blocks.

거칠기 측정값은 Root Mean Square roughness (RMS)로 나타냈고, R_q로 표시한다.

$$R_q = \sqrt{\frac{1}{l}\int_0^l \{y(x)\}^2 dx} \qquad (1)$$

여기서 l 은 암반의 길이, $y(x)$ 는 x 위치에서 높이를 나타낸다. (F1)과 (F2)는 R_q 값이 각각 0.0479, 0.0441로 (F1)이 미세하게 더 거칠다.

2.3 Column 실험

본 실험에 사용된 장비는 화강암반 블록을 두 아크릴판 사이에 위치시키고 아크릴판과 블록사이에는 용액이 누출되지 않도록 gasket을 부착하였다.

2.3.1 추적자 이동 실험과 균열 간극 계산

콜로이드 주입에 앞서 균열의 특성 파악을 위해 비반응성 용질인 bromide를 사용하여 추적자 실험을 진행함으로써 공극 부피, 수리학적 균열 간극, 체류시간 등을 산출하였다. 추적자의 선속도, 분산계수는 1-D 이류-분산 방정식을 사용하여 수

치적으로 계산되었다. 수리학적 균열 간극은 (F1)이 318.46 μm, (F2)가 354.79 μm, (F3)은 383.22 μm로 가장 넓었다.

2.3.2 콜로이드 이동 실험

콜로이드는 0.044, 0.1, 0.34, 1.0 um 의 네 가지 크기를 사용하였고 주입 유량은 0.02, 0.1, 0.5 mL/min 세 가지 조건을 바꿔가며 (1), (2), (3)의 각각의 암반에서 콜로이드 이동을 관찰하였다.

2.4 콜로이드 거동 분석

Fig. 2, 3에는 주입 유량별 균열 간극, 거칠기와 콜로이드 회수율의 관계를 그래프로 나타내었다.

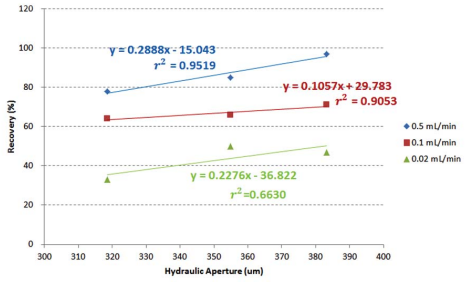


Fig. 2. Hydraulic aperture vs. colloid recovery graph for 3 different flow rates (0.34 um).

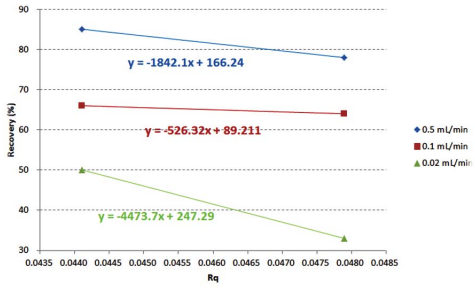


Fig. 3. R_q vs. colloid recovery graph.

수리학적 균열 간극과 콜로이드 회수율과의 상관계수는 0.5, 0.1 mL/min 일 때 0.9 이상의 값을 나타내며 뚜렷한 선형적 관계를 보여준다. 하지만 주입유량이 0.02 mL/min로 가장 낮을 때는 (F3)에서 회수율이 다시 감소하는데 이는 낮은 유속으로 인하여 콜로이드에 약한 전단력이 작용하기 때문에 균열 표면의 거칠기의 영향이 극대화 되는 것으로 볼 수 있다. 이는 Fig. 3에서 0.02 mL 일 때 거칠기의 영향이 증가하는 현상에서 증명될 수 있다.

Fig. 4는 콜로이드의 파과곡선이 피크에 도달하는 시간과 균열 표면 거칠기의 관계를 나타낸 그래프다.

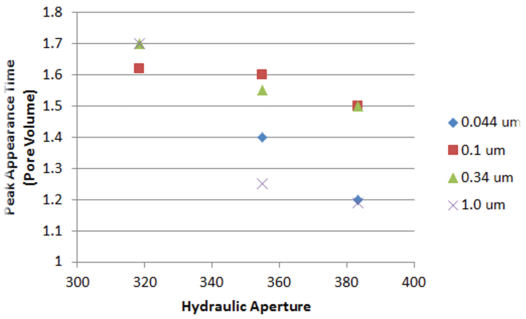


Fig. 4. Hydraulic Aperture vs. peak appearance time.

균열 간극은 콜로이드 이동 지연(retardation)에서도 선명한 상관성을 보여준다. 특히 가장 큰 직경을 갖는 1.0 μm 콜로이드가 영향을 많이 받았는데 이는 콜로이드 크기와 균열 간극의 감소폭과의 비율이 콜로이드 크기가 증가할수록 높아지기 때문이다.

균열 표면의 거칠기 또한 콜로이드 이동 지연과 선명한 상관성을 보였다. 거칠기의 증가는 콜로이드 이동을 지연 시키는 현상을 보였다.

3. 결론

본 실험에서는 암반 표면의 거칠기와 균열 간극의 변화가 균열 내 콜로이드의 이송에 미치는 영향을 관찰하였다. 균열 간극은 콜로이드의 회수율, 콜로이드 이동 지연에 모두 큰 상관관계를 보였다. 표면 거칠기는 높은 유속에서보다 낮은 유속에서 콜로이드 이동에 특히 많은 영향을 미쳤다.

4. 참고문헌

[1] Appl. Geochem., Vol. 3 , 535-548, 1998

[2] Journal of Mountain Science, Vol.9, 770-787, 2012

[3] Hitachi F-7000 Fluorescence Spectro Photometer FL Solutions Program: Instrucetion Manual, Hitachi High Technologies Corporation, 2006

단층 감시시스템 관측자료별 특성 분석과 해석 결과

황종선*, 조성일, 박동희, 최원학, 장천중, 박원훈
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*estwing@khnp.co.kr

1. 서론

한반도는 유라시아판의 내부에 위치하여 지진 및 단층활동으로부터 비교적 안정된 지역으로 인식되어 왔다. 규모 3 이상의 지진은 연평균 약 10회 정도로서 지진학적으로도 조용한 지역에 속한다[1]. 그러나 최근 서해안 지역에 군발지진이 연속하여 발생하고 있으며 신생대 제 3기 중기부터 제 4기 중 후반부까지 활발한 지각운동이 있었던 것으로 나타나[1,2] 한반도가 지진 및 단층활동에 대해 안전지대가 아닌 것을 지시하고 있다.

한수원(주)중앙연구원에서는 월성 원전 부근에 위치하는 제 4기 읍천단층의 거동을 감시하기 위하여 단층 감시시스템(Fault Monitoring System)을 2012년 1월부터 정식 운영중이다. 총 4개의 관측소에 설치된 변형률계(strainmeter), 지진계(seismometer), 지표변위계(creepmeter), GPS(Global Positioning System), 지하수위계, 강우량계 등의 자료를 통하여 단층 운동을 감시하고 있으며[3] 이러한 자료를 분석하는 과정에서 단층이 움직임이 아닌 외부의 영향(조석, 온도, 기압, 대기상태, 태양 흑점 활동)을 제거하는 것이 필수적인 요소로 나타났다[4].

외부잡음 제거를 위하여 baytap 프로그램[5], 주파수 영역에서 잡음을 제거하는 방법인 WCF (Wavenumber Correlation Filter;[6]), 그리고 칼만 필터(Kalman filter)을 일종인 RTS(Rauch-Tung-stribel smoother;[7])를 사용하여 제거 전과 제거 후의 결과를 비교하였다.

2. 단층 감시 시스템

2.1 읍천단층 상시감시스템 소개

단층 감시시스템은 “현재 지속·단속적 움직임이 관측되거나 가까운 장래에 움직임이 예상되는 단층(또는 단층대)의 변형을 계측하기 위하여 대상 단층과 주변지역에 설치하여 하나의 체계적인 네트워크로 연결한 감시장비 일체와 절차화된 일련의 운영활동”으로 정의된 바 있다[8]. 한수원(주) 중앙연구원에서 운영 중인 단층 시스템은 경주시 양남면 나산초등학교 북쪽으로부터 한수원 사택 내를 관통하는 읍천단층을 경계로 단층 상반부와 하반부의 EF01과 EF02 관측소 시추공 내에 설치된 변형계, 시추공 지진계, 지하수위계와 지표부에 추가로 설치된 GPS로 구성된다. 단층과 인접한 단층 하반부에는 지진자료의 신뢰도 향상을 위하여 EF03 관측소에 지표지진계가 추가 설치되었으며, 단층경계부의 미세변위를 정밀하게 계측하기 위하여 EF04 관측소에 지표변위계가 설치되었다. 계측기로부터 관측된 자료는 유선망을 통해 한수원(주) 중앙연구원 데이터 센터 내 서버로 전송되어 저장되며 통합감시프로그램을 통하여 시각적으로 구현된다[3].

2.2 변형률계 자료 분석 및 해석

변형률계(strainmeter) 관측 자료는 나노 단위의 변형률의 측정이 가능한 반면 주변 조건의 영향에 민감하여 이에 의한 효과를 제거해야 한다. 대표적인 영향으로는 조석(tide), 대기의 압력 변화(atmospheric pressure), 지하수위 변화, 계절적인 변화, 인간의 활동 등이 있다. 본 연구에서는 Bayesian Tidal Analysis Program(Baytap) 프로그램을 이용하여 변형률계 관측자료에서 조석 및 대기에 의한 영향을 제거하였다.

2.3 지표변위계 자료 분석 및 해석

지표변위계의 경우 실제 사용된 니켈합금이 온도에 따라 팽창하는 성질과 지표의 암석 역시 온도에 따라 변형되는 성질이 있으므로 이에 따른 변위의 영향을 제거하여야 한다. 실제 단층 활동에 의한 영향만을 구하려면 이러한 측정장비 및 암반의 온도에 따른 거동에 대한 이해가 필요하며 장기간의 관측을 통해 이러한 성분을 제거할 수 있다. 또한 낮밤의 영향에 따라서도 온도가 많은 차이를 보이고 이 영향이 지표변위계에도 나타나므로 하루 주기 이하의 성분들 역시 필터링을 통해서 제거되어야 한다. 본 연구에서는 주파수 영역에서 자료간의 상관관계를 통하여 잡음을

제거하는 WCF 방법을 이용하였다.

2.4. GPS 자료 분석 및 해석

GPS 자료들은 관측된 값을 가지고 후처리(post processing)하여 1분 단위로 평균된 결과로서, 실제 측정값보다는 안정된 경향을 보인다. 1분 단위로 평균된 결과에서도 대기, 태양 흑점 등의 영향으로 오차를 많이 포함한 값들을 관측할 수 있다. 연구에서는 기존의 칼만 필터보다 더욱 오차 성분을 제거하는 데 효과적인 Rauch-Tung-Stribel(RTS) 방법을 이용하였다. RTS 방법은 양방향에서 필터를 적용함으로서 좀더 오차를 제거하는데 우수한 특성으로 보이는 것으로 알려졌으며 일반적인 저주파 통과 필터보다 뛰어난 특성을 가지고 있다. 조석과 대기에 의한 영향 성분을 제거한 결과, 매우 평탄한 결과를 얻을 수 있었다.

2.5. 지진계 자료 분석 및 해석

EF01, 02 지진계의 경우, 지하 약 140 m에 설치되어 지표 지진계에 비하여 적은 노이즈를 보이는 장점이 있다. 2012년 동안 발생한 지진에 의한 지진계와 변형률계의 자료를 비교하면 매우 유사한 경향을 보여주며 두 자료를 융합하여 노이즈를 제거할 수 있을 것으로 기대되나 아직 이러한 연구는 전세계에서 수행된 바 없으며 센서 방향과의 관계를 분석하여 향후 연구 예정이다.

3. 결론

단층 감시시스템의 경우, 매우 미소한 신호들을 관측하므로 주변의 영향을 많이 받으며 감시 신호의 신뢰성 확보를 위해서는 노이즈 제거가 필수적이다. 읍천단층 상시감시시스템의 경우, 변형률계, 지표변위계, GPS의 경우 노이즈에 의한 영향을 많이 받으며 각각 조석, 기압, 온도, 대기 상태에 대한 정보를 바탕으로 자료 처리가 필수적이다. 이러한 자료처리 후에 실제 단층 변위에 의한 영향을 결정한다거나 지하의 응력변화에 대한 기준값을 설정할 수 있다. 현재의 연구결과는 실시간 처리가 아닌 취득된 자료를 가지고 후처리한 결과이며 향후에는 미국 PBO(Plate Boundary Observatory)의 경우처럼 실시간 자료와 일주일 간격의 후처리 자료를 같이 표출하는 방식으로 표출 시스템을 운영하는 방안도 고려되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP) 방사성 폐기물 관리 기술개발사업의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다. (2012171020001C)

5. 참고문헌

[1] 한국원자력안전기술원, 2006, 원전부지 지진 안전성 평가기반 기술개발: 활성단층 평가기반 및 DB구축 연구, 한국원자력안전기술원, KINS/GR-333, 631p

[2] Kyung, J.B. and Okada, A., 1995, Liquefaction phenomena due to the occurrences of great earthquake: Some cases in central Japan and Korea. Journal of the Geological Society of Korea, 31, 237-250

[3] 조성일, 최원학, 황종선, 최재원, 장천중, 읍천단층 감시시스템 소개, 2012, J. Geol. Soc. Korea, v. 48, no. 6, p. 533-542

[4] 황종선, 최재원, 최원학, 조성일, 장천중, 읍천단층 상시 감시시스템 변형계에서 관측된 동일본 대지진 분석, 2012, J. Geol. Soc. Korea, v. 48, no. 6, p. 491-501

[5] Ishiguro, M., and Y. Tamura, 1985, BAYTAP-G in TIMSAC-84,, in Computer Science Mono-graphs, vol. 22, Institute of Statistical Mathematics, Tokyo

[6] von Frese, R., Jones, M., Kin, J., KIM, J., 1997, Analysis of anomaly correlations, Geophysics, v. 62(1), p. 342-351

[7] Grewal, M.S., and Andrews, A.P., 2001, Kalman Filtering: Theory and Practice Using MATLAB, Prentice-Hall

[8] 이현우, 2011, 단층감시시스템 기술현황 분석, The Journal of Engineering Geology, v. 21(1), pp. 87-95

미세조류와 방사성 세슘, 스트론튬, 우라늄의 반응 특성

이승엽[1], 이지영[1], 이재광[1], 정광환[2], 이승엽[2], 정종태[1], 김경수[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]서강대학교, 서울특별시 마포구 백범로 35
*seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

후쿠시마 원전사고 이후 방사성 물질의 확산에 의한 생태계 및 지구환경의 오염 문제가 심각하게 대두되고 있다. 과거 체르노빌 원전 폭발사고에서도 원자로에서 분출한 방사성 물질들이 광범위하게 확산되면서 많은 지역들을 오염시켰는데, 바람에 의해 원자로에 가까운 지역 뿐만 아니라 북반구의 넓은 지역까지 퍼져나갔다[1, 2]. 그 당시 물에 대한 용해도가 높은 핵종들, 즉 방사성 세슘(Cs), 요오드(I), 그리고 스트론튬(Sr) 등은 수계 생태 뿐만 아니라 농작물까지 오염시켰다[3].

이와 같은 일련의 방사능 사고들로 인하여 방사능으로 오염된 오염수 뿐만 아니라 생태계 자연수의 방사성 핵종들을 효과적이면서 경제적으로 제거하는 방법이 최근 큰 관심사가 되고 있다. 자연환경은 본질적으로 자연정화작용을 통해 오염을 치유하는 자체 기작이 존재하며[4], 방사능으로 오염된 물을 인위적인 물질이나 방법으로 처리하기 보다는 자연정화 기작을 이용한 처리방법이 유리하다. 그 방법 중의 하나는 강, 호수, 그리고 바다 등에 널리 번식하며, 때로는 과도한 번식으로 생태계에 해를 끼치는 미세조류를 역으로 이용하여 방사성 세슘과 스트론튬 등을 효과적으로 흡수 및 제거하는 기술을 개발하는 것이다.

본 연구에서는 몇 가지 미세조류를 대상으로 탄산염이 녹아 있는 수용액에서 방사성 세슘, 스트론튬, 그리고 우라늄에 대한 방사능 저항성 및 핵종 제거 능력을 상호 비교 평가하였다. 이를 통해 지금까지 알려지지 않았던 방사성 핵종들에 대한 흡수 및 제거 능력이 탁월한 미세조류를 발굴하고 선택 배양하여 방사능 오염 폐수 및 자연 환경 등을 정화하는데 이용하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 미세조류는 총 4 종류(*Chlorella sorokiniana, Chlorella vulgaris, spirullina, dunariella*)이며, 3 종류의 방사성 핵종(Cs-137, Sr-90, U)과 상호 반응 실험을 수행하였다. 실험에 사용된 핵종들의 방사능 세기는 자연환경에서 방사능으로 오염되었을 때 가질 수 있는 매우 높은 방사능 세기(약 2,000 Bq/ml)와 낮은 방사능 세기(약 200 Bq/ml)로 구분하여 실험하였다. 사전에 미리 배양된 미세조류를 핵종과 약 7일 동안 반응시켰고 고액을 분리하여 미세조류에 흡수되고 남은 잔존 핵종들의 방사능 세기를 측정하였다. 미세조류의 개체수 변화를 통해 미세조류의 방사능 저항성을 간접적으로 측정하였고, 투과전자현미경(TEM)을 사용하여 세포 내외부에 포집된 핵종들의 분포 및 특징 등을 면밀히 조사하였다.

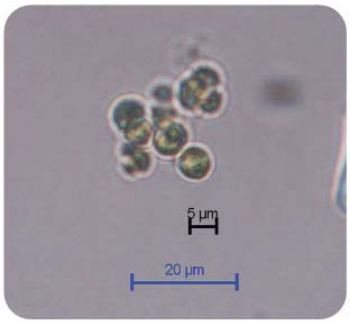


Fig. 1. A magnified optical image of *Chlorella vulgaris* (×400).

2.2 방사능에 의한 미세조류 생존력 평가

실험에 사용된 4 종류의 미세조류를 3가지 방사성 핵종과 상호 반응시켰을 때 시간에 따른 생존력을 서로 비교하였다. 4 종류의 미세조류 중에서 '클로렐라'가 대체로 방사능에 강한 저항성을 보였으며, 특히 '클로렐라 불가리스(Fig. 1)'는 2,000 Bq/ml의 높은 방사선 환경에서도 생존력이 매우 강하였다. 미세조류에 따라서는 특정 방사성 핵종에 약한 생존력을 보이기도 하였다.

2.3 미세조류의 방사성 핵종 제거 특성

방사성 세슘(Cs-137)이 물에 용존되어 1 ml당 2,100 Bq의 방사능을 가지고 있는 경우에 '클로렐라'종이 매우 탁월한 방사성 세슘 제거 능력을 보여 주었다. 6일 동안 약 70% 정도의 세슘을 제거하였다. 방사성 스트론튬(Sr-90)의 경우에는 '클로렐라'가 방사능 세기에 상관없이 약 90% 정도의 방사성 스트론튬을 흡수 및 제거하였다. 스트론튬의 제거 기작을 알아보기 위해, 투과전자현미경을 이용하여 미세조류의 내외부를 자세히 살펴본 결과 '클로렐라 불가리스'종은 스트론튬을 세포 내부로 흡수할 뿐만 아니라, 세포 표면에 'strontianite ($SrCO_3$)'라는 나노 바이오광물을 다량 형성하여 광물형태로 제거하는 것을 확인하였다.

3. 결론

강, 호수, 그리고 바다 등에 매우 흔하고 대량 증식하는 미세조류를 이용하여 용존 방사성 핵종들(세슘, 스트론튬, 우라늄)을 제거하는 실험을 수행하였다. 미세조류 중에서 '클로렐라'종은 방사능 환경에 매우 강할 뿐만 아니라 세슘 및 스트론튬을 매우 효과적으로 제거하였다. 또한, 스트론튬은 미세조류에 의해 '탄산스트론튬'이라는 생광물(biomineral)로 변환되어 쉽게 제거될 수 있음이 밝혀졌다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부(한국연구재단)의 원자력연구개발사업 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Moysich, K.B., Menezes, R.J., Michalek, A.M., 2002. Chernobyl-related radiation exposure and cancer risk: an epidemiological review. Lancet Oncol. 3, 269-279

[2] Peplow, M., 2011. Chernobyl's legacy. Nature 471, 562-565

[3] Yablokov, A.V., Nesterenko, V.B., 2009. 1. Chernobyl contamination through time and space. Ann. N. Y. Acad. Sci. 1181, 5-30

[4] Davis, T.A., Volesky, B., Mucci, A., 2003. A review of the biochemistry of heavy metal biosorption by brown algae. Water Res. 37, 4311-4330

사용후핵연료 Cask Bodyshell 단조 해석

박광수[1], 이경황[1], 주성민[1], 표주영[2], 박종혁[2], 박신화[1*]
[1]포항산업과학연구원, 울산시 북구 매곡동 매곡산업단지 울산과학기술진흥센터 3층
[2]포스코특수강, 경상남도 창원시 성산구 적현로 147
*winter@rist.re.kr

1. 서론

최근 Outer Shell과 같이 높은 신뢰성이 필요한 대형 링 제품의 경우 제조비용이 증가하더라도 열간단조공정을 이용한 무용접 방식을 사용하고 있는 추세이다.

폐연료봉의 경우 잠열이 30년간 지속되고, 반복적인 온도 변화 및 각종 열화 조건에 의해 구조재의 손상이 예상되기 때문에 기존의 공정 보다는 열간 단조 방식이 유리하다.

열간 단조방식은 현재 석유화학 플랜트, 원자력 및 화력발전, 산업플랜트, 우주항공 분야에 이르기 까지 산업 전 분야에 걸쳐 사용되고 있으며, 대형 링 제품 수요가 늘어남에 따라 열간 단조 공정이 주목을 받고 있다.

열간 단조의 특징은 1000~1250℃의 고온에서 소재를 가열해 변형 저항을 최소화하여 작은 힘으로 큰 변형을 주어 조형을 쉽게 할 수 있고, 단련효과를 더해 기계적 물성치가 개선되는 특징을 가지고 있다. 또한 열간 단조는 생산속도가 빠르고, 복잡한 형상 성형을 쉽게 할 수 있어 많이 사용하고 있다.

본 연구에서는 유한요소해석법을 이용하여 Dry Cask의 Body Shell 제작 공정에서의 온도별 성형성과 부하를 예측하여 최적화된 공정조건을 제시하였다. Fig.1은 Dry cask를 나타낸다.

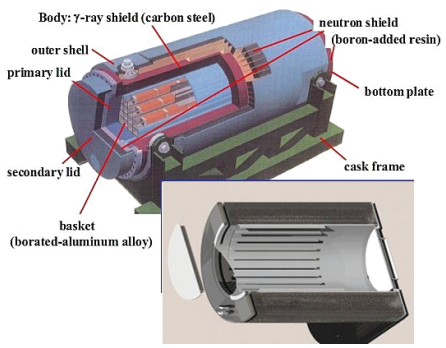


Fig. 1. Schematic design of Dry cask.

2. 본론

2.1 해석 주요인자 도출

열간단조공정에서 제품의 성형성과 관련되는 인자는 가열온도, 온도의 변화, 소재와 금형 간의 마찰 특성 등이 직접적으로 영향을 미치는 인자이며, 이외에 제품 설계, 금형 형상, 소재의 형상과 성형 공정 간의 관계에 의한 재료의 소성 유동과 관련되어 있어 결코 간단하지 않다.

따라서 이 모든 조건 등을 감안하여 해석을 한다는 것은 많은 시간이 소요되기 때문에 개발 일정에 장애가 되므로 실제 해석에서는 주요 인자들만 추출하여 빠른 시간 내에 많은 조건으로 검토를 하고 있다.

열간단조와 같은 열간성형성은 냉간소성 만큼 재료 성분에 의해 크게 영향을 받지 않는다. 일반적으로 보통의 열간변형 온도 범위 내에서는 성분에 따라 조금 변화할 뿐이다. 그 영향의 정도는 온도에 따라 다르고 온도가 저하함과 함께 점점 증대한다. 그러나 그때 온도의 영향에 따라서 일어나는 변형저항의 차이는 대부분의 경우 성분 차이에서 일어난 변화보다는 크다.

따라서 본 연구에서는 열간단조공정에서 가장 중요한 인자인 온도의 영향에 따른 성형성과 성형 저항에 대하여 분석하였다. Fig. 2는 해석을 위한 열간단조 조건을 나타내었다.

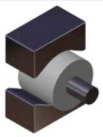
Analysis Condition				Product Shape	
FEM program	Forge				
Material	LF3				
Young's modulus	2.06 x 10^5MPa (N/㎟)				
Temperature	1150	1200	1250		
Yield strength [Mpa]	32	26.8	23		
UTS [Mpa]	70	59	50	Preprocess	Work piece
Elongation [%]	57.4	64	66		
Fiction (with Die)	Viscoplastic				
Poisson ration	0.3				
Object type	Plastic				
Yield function type	Von Misses				
Number of mesh	49,000(EA)			Top & Bottom die	Center die

Fig. 2. FEM conditions of cask bodyshell forging.

2.2 열간 단조 해석

온도별 공정 조건에 대한 해석으로, 공정시 발생하는 금형 부하(Die Force)를 예측하였다.

Fig. 3는 온도 조건별(850℃~1300℃) 공정시간(4500sec)에 대한 온도 변화를 소재(Billet) 표면에서부터 70 mm씩 10point 2곳을 찍어서 온도를 측정하였다. Fig. 4는 온도 조건별 1,2단계 열간단조양상을 나타낸것이다.

온도 조건별 소재 표면과 심부를 측정한 결과 표면은 초기 온도대비 평균 65%정도 온도저하가 발생하였고, 심부는 평균 95%정도의 온도저하가 일어난 것을 알 수 있다.

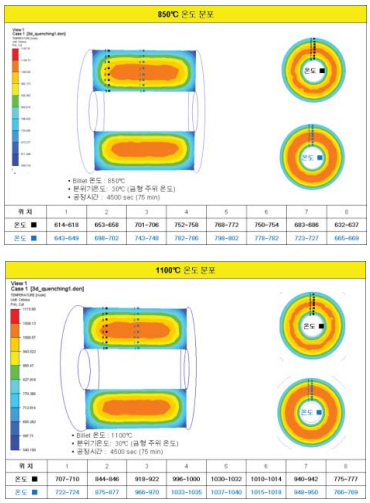


Fig. 3. Temperature patterns of hot forging process.

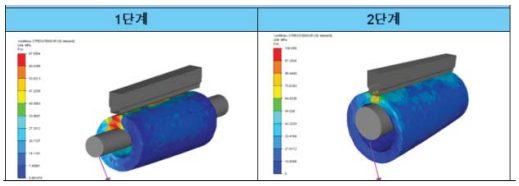


Fig. 4. Process of 1st and 2nd stage of hot forging process.

3. 결론

Fig.5는 온도 해석 결과와 1차 길이증대 해석 결과를 종합한 것으로 이 두가지 결과를 조합을 하면 최적화된 공정 조건을 제시할 수 있다.

본 연구에서는 기존의 1차 길이증대 해석 결과를 바탕으로 최적화 공정해석 조건을 부여하여 영향도를 판단하였다. 기존의 1차 길이증대 해석 결과와 최적화 공정해석 결과를 비교한 결과 공정 9공정 대비 7공정으로 2공정을 축소 가능할 수 있으며, 이때 발생하는 Die force 증가는 기존 공정 대비 약 5%정도 감소되어 성형성 개선 된 것으로 예측된다.

본 연구를 통해 성형성 향상을 위해 온도별 최적 Die force를 얻을 수 있었으며 이를 통해 성형성 향상을 예상하였다. 또한 기존의 조업조건에서 최적의 열간단조 온도를 예측하였으며 이를 통해 실제 공정 수를 줄이는 방안도 제시 할 수 있었다.

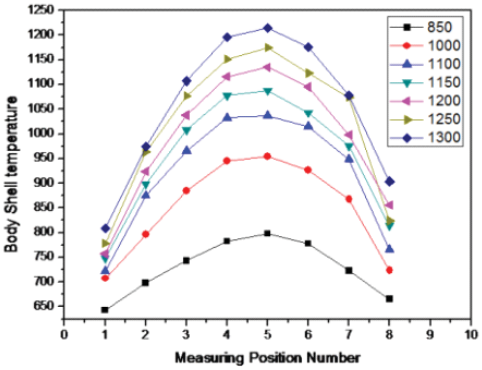


Fig. 5. Die force compare with temperature.

4. 감사의 글

본 연구는 “산업통상자원부”, “한국산업기술진흥원”, “동남지역사업평가원”의 “광역경제권 선도산업 육성사업”으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.31-32, 2012

[2] Behaviour of a spent fuel transport-storage cask during an airplane crash Original Research ArticleNuclear Engineering and Design, Volume 150, Issues 2–3, 3 September 1994, Pages 453-457P. Malesys

사용후핵연료 금속겸용 운반용기의 열전달 최적을 위한 열전달 핀 성능 평가

강경욱[1*], 김형진[1], 윤정현[1], 이동규[2]
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4
[*]kku@korad.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 금속겸용 운반용기에 설치하는 중성자차폐체(NS-4-FR)는 열전도도가 낮으므로 열전달 성능을 확보하는데 어려움이 따른다. 따라서 금속 재질의 열전달 핀을 설치하여 열전달 성능을 확보해야한다. 운반용기에 적용하는 열전달 핀은 핀 재질, 핀 두께, 핀 개수 등의 변수에 따라 열전달 성능이 달라진다. 즉, 이러한 변수들이 최적화 될 경우 운반용기의 열전달 성능을 최적화 시킬 수 있고 열용량을 증가시키는 방안이 된다[1].

본 연구에서는 사용후핵연료 금속겸용 운반용기의 정상조건 및 사고(화재)조건시 열전달 성능을 최적화하는 열전달 핀의 개수를 산정하였다.

2. 본론

2.1 열전달 핀 구조 및 형태

열전달 핀 구조는 형상 및 접합 형태에 따라 구성이 다양하다. Fig. 1은 열전달 핀의 구조를 나타낸다. 본 연구에서 채택한 운반용기의 열전달 핀은 두께 10 mm, 너비 344 mm의 탄소강 재질로 가운데 부분이 절곡된 형태이다. 열전달 핀의 양측 단부는 용기몸체, 절곡된 부분은 외부쉘에 용접된다.

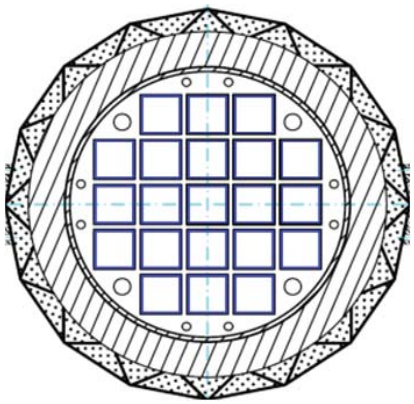


Fig. 1. Concept of heat transfer fin.

2.2 유효열전도도

운반용기의 열성능 평가시 열전달 핀 설치 영역은 열전달 핀 각각을 모델링하지 않고 균질화 모델을 사용하는 것이 계산에 효과적이다. 이러한 균질화 모델은 열전달 핀과 중성자차폐체를 구분하여 모델링하는 것이 아닌 하나의 솔리드 모델로 모사하여 유효열전도도를 적용한다. 유효열전도도는 식 (1)의 중성자차폐체 열저항과 식 (2)의 열전달 핀의 열저항 개념을 각각 적용하여 계산하였다[2]. Fig. 2는 열전달 핀 설치 영역의 열저항 개념도를 나타낸다.

$$k_{eff} = \frac{\ln(R_2/R_1)}{2\pi} \frac{(N_{fin}t_{fin}k_{fin} + N_{fin}t_{resin}k_{resin})}{R_m \ln(R_2/R_1)} \quad (1)$$

$$k_{fin} = \frac{\ln(R_2/R_1)}{2\pi R_{tot}} \quad (2)$$

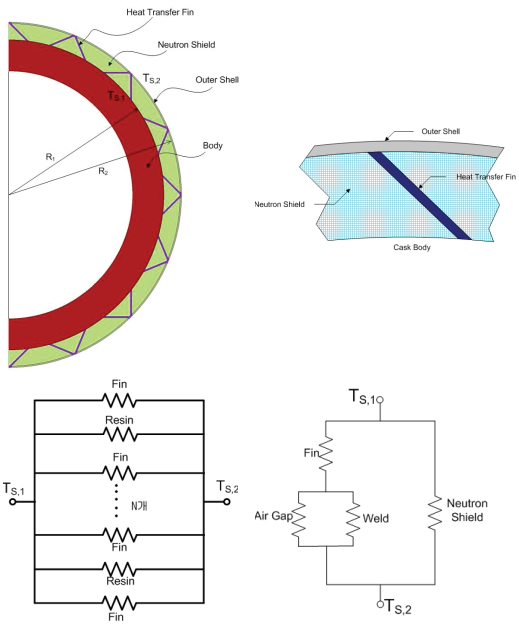
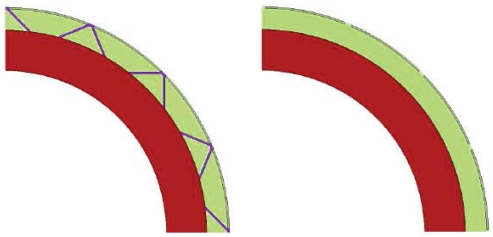


Fig. 2. Concept of thermal resistance for heat transfer fin.

중성자차폐체 영역에 대한 유효열전도도의 유효성을 검증하기 위하여 그림 3에 나타낸 바와 같이 핀이 설치된 모델과 균질한 모델(유효열전도도 적용)을 구성하였고 전산유체해석코드인 FLUENT 14.0을 사용하여 해석을 수행하였다. 두 모델의 열전달 특성을 비교한 결과, 균질모델은 최대 4.7% 오차이내에서 실제 핀 모델과의 열전달 특성이 일치하였다.



(a) Fin model (b) Homogeneous model

Fig. 3. Model for calculation of heat transfer fin.

2.3 열전달 핀 성능평가

운반용기 설계시 내부의 붕괴열이 증가할수록 중성자차폐체 구역에 설치되는 열전달 핀 설계가 매우 중요하다. Fig. 4는 정상조건과 사고(화재)조건시 운반용기에서 발생하는 일반적인 열전달 현상을 개략적으로 나타낸다.

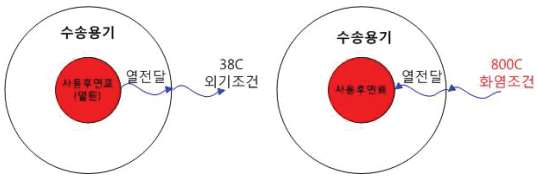


Fig. 4. Heat transfer characteristics for normal & accident conditions of transfer cask.

정상조건시 열원이 내부에 존재하므로 열전달 핀의 개수가 증가할수록 내부열을 외부로 전달하므로 사용후핵연료 피복관 온도는 감소한다. 이와 반대로 사고(화재)조건시 열원은 외부에 존재하므로 핀의 개수가 증가할수록 내부 사용후핵연료 피복관 온도는 증가하게 된다. 따라서 이러한 상충되는 열전달 특성으로 인해 열전달 핀 설계는 최적의 조건이 존재한다. Fig. 5는 정상조건 및 사고조건(화재조건)시 열전달 핀 개수에 따른 운반용기의 내부온도 변화를 나타낸다. 해석결과 정상조건시 열전달 핀 개수가 증가함에 따라 용기의 내부 온도는 단조 감소하였고 사고(화재)조건시 용기의 내부 온도는 단조 증가하였다. 이러한 상충되는 열전달 특성을 모두 만족시키는 최적의 열전달 핀의 개수를 해석결과 밝혀냈다. 그림 5에서 보는 바와 같이 최적의 핀 개수는 36개가 적절 하였다.

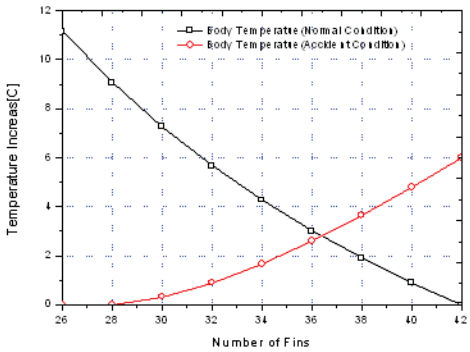


Fig. 5. Temperatures inside a cask depending on the number of heat transfer fins.

3. 결론

본 연구는 사용후핵연료 운반용기의 정상조건 및 사고(화재)조건시 열전달 성능을 최적화하는 열전달 핀의 개수를 산정하였다. 열전달 핀 영역은 균질화 모델을 사용하여 유효열전도도를 적용하였다. 해석결과 정상조건과 사고(화재)조건의 경우 열전달 핀의 개수에 따라 운반용기 내부 온도의 변화는 상당하였다. 두 가지 상충되는 열전달 현상을 모두 만족시키는 열전달 핀의 개수는 36개가 적절한 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력환경공단, 사용후핵연료 수송/저장 시스템 최적화 방안 수립 보고서, pp. 47-48, 2012

[2] F.P. Incropera. D.P. Dewitt, T.L. B Bergman, A.S. Lavine, Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 6th ed. WILEY, 2008

사용후핵연료 시추공 처분의 열적 해석

윤수현*, 하창주, 김창락
한전국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 신암리 1456-1
*yunsh@knfc.co.kr

1. 서론

우리나라 원자력 발전에서 발생되는 사용후핵연료는 현재 각 발전소 임시저장고에 저장 중이며, 사용후핵연료 관리정책 변화 및 신규 원전 건설 정책들을 반영하여 관리시설의 규모, 운영기간을 선정한 결과 원전내 임시저장고는 2024년에 포화될 것으로 예상되어 이를 수용할 수 있는 중간저장시설의 준비가 시급하다.

사용후핵연료의 지층처분의 대안중에 하나인 지하 3-5 km 구간에 사용후핵연료를 처분하는 심부 시추공 처분시 발생하는 열적 영향을 해석하였다.

2. 열적 해석 모델과 해석 방법론

2.1 시추공 처분개념

일반적인 시추공 처분의 개념도는 Fig. 1 과 같으며, 결정질의 기반암에 5000 m 까지 시추공을 뚫은 후 사용후핵연료를 담은 캐니스터를 바닥에서부터 2000 m까지 적치한 후 나머지 위의 3000 m의 부분을 봉인하는 개념이다.

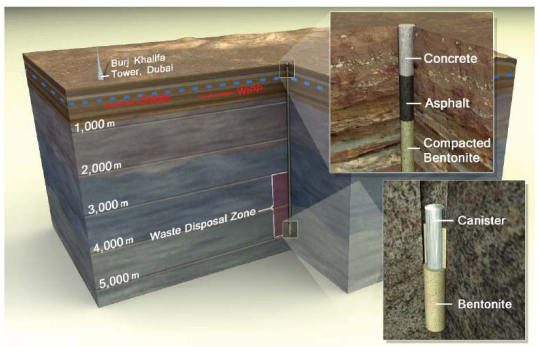


Fig. 1. Generalized Concept for Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste [1].

2.2 열적 해석 모델 입력 자료

일반적으로 핵연료는 원자로 내에서 평균 4.5년 연소하지만 붕괴열을 극대화 하기위해 1.5년으로 설정하였다. 원자로 정지후 사용후핵연료는 사용후핵연료 저장조에 5년 저장되지만 위와 같은 이유로 냉각기간을 3년으로 주었다. 또한 붕괴열은 균일하게 분배된다고 가정하였으며, 열출력은 Nominal OPR1000의 330W/cc로 가정하였다. Fig. 2 는 시추공 처분 깊이인 우리나라 심부 3-5 km의 온도를 나타내며 가장 심부인 5 km의 최고온도인 160℃를 처분 환경 온도로 설정하였다.

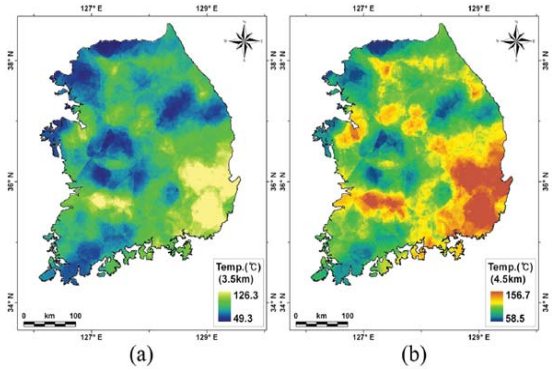


Fig. 2. Mid-depth temperature distribution (℃) in depth range of (a) 3-4 km, (b) 4-5 km of Korea [2].

아래 Fig. 3 은 우라늄과 지르코늄의 온도별 열전도율을 나타내는 표로, 우라늄의 열전도율은 보수적으로 2.0 W/mK 로 설정하였다.

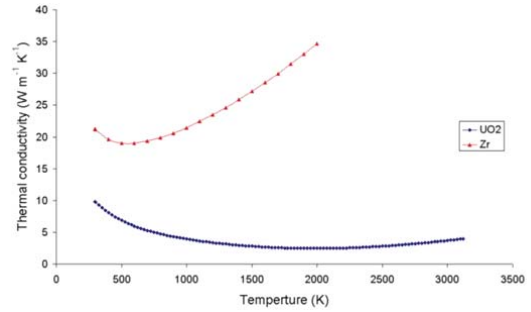


Fig. 3. The thermal conductivity of zirconium metal and uranium dioxide as a function of temperature [3].

2.3 원자로 정지 후 붕괴열

아래 Fig. 4 는 t_0라는 유한 시간 동안 운전 후 정지한 원자로의 핵분열 생성물의 붕괴력의 값을

보여준다. t_s를 원자로 정지 후 냉각시간이라고 할 때 $P(t_0,t_s)/P_0$는 아래와 같이 표현 될 수 있다.

$$\frac{P(t_0,t_s)}{P_0}=\frac{P(t_s)}{P_0}-\frac{P(t_0+t_s)}{P_0} \quad (1)$$

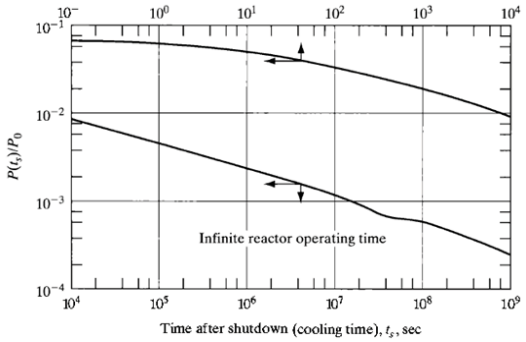


Fig. 4. The ratio $P(t_s)/P_0$ of the fission product decay power to the reactor operating power as a function of time t_s after shutdown [4].

2.4 상승 온도 계산

원자로 정지 후 붕괴열률은 식(1) 에 의해

$$\frac{P}{P_0}=\frac{P(3years)}{P_0}-\frac{P(3years+1.5year)}{P_0} \quad (2)$$

$$\approx 7\times10^{-4}-6\times10^{-4}=0.0001$$

시추공에는 핵연료 집합체 형태로 처분되지만, 계산의 단순화를 위해 Single Fuel Rod 모델로 가정하여, Radius를 0.45 cm 로 주고, 원통형 열전도 식(3)으로 계산하였다.

$$\frac{d^2T}{dr^2}+\frac{1}{r}\frac{dT}{dr}+\frac{q}{k}=0 \quad (3)$$

$$q(Heat\ Source)$$
$$=power\ density\times\frac{p}{p_0}=330\times0.0001=0.033\,W/cc \quad (4)$$

시추공 중심부의 최대온도는

$$T(0)=\frac{0.033R^2}{4k}(1-\frac{0^2}{R^2})+T(R) \quad (5)$$
$$=\frac{0.033\times(0.45)^2}{4\times2\times10^{-2}}+433\approx433.1K$$
$$\therefore\Delta T=T(C)+T(R)\approx0.1 \quad (6)$$

Table 1 은 원자로 정지 후 시간 경과에 따른 상승 온도 값을 나타낸다.

Table 1. Temperature rise as time after shutdown

Time after Shutdown (year)	Power Density (W/cc)	Temperature Rise (K)
0	22.836	57.8
0.5	0.264	0.7
1	0.1	0.3
2	0.07	0.2
3	0.03	0.1

3. 결론

5km 심부에서는 열적 평형 상태이므로 대류에 의한 연료봉 사이의 열적 해석을 고려하지 않았다. 계산 결과에 따르면 Heat Source가 10배로 커진다 해도 상승온도는 약 1℃에 불과해 시추공 처분에 있어 온도 상승이 건전성에 미치는 영향은 아주 작다고 볼 수 있다.

4. 참고문헌

[1] Bill W. Arnold, Patrick V. Brady, Stephen J. Bauer, Courtney Herrick, Stephen Pye, and John Finger. Reference Design and Operations for Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste, Sandia National Laboratories, SAND2011-6749 (2011), p. 13

[2] 자원환경지질, 제44권, 제6호, 513-523, 2011 우리나라 EGS 지열발전의 이론적 및 기술적 잠재량 평가. 송윤호, 백승균, 김형찬, 이태종, p. 7

[3] Wikipedia, Uranium dioxide,

[4] John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta Introduction to Nuclear Engineering, Third Edition, P. 415

사용후핵연료의 운송/취급 과정에서의 파괴기구 고찰

김정구[1*], 류주영[1], 이성기[1], 정일섭[1], 김진경[2], 이상진[2]
[1]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242
[2]한국원자력환경공단, 경북 경주시 북성로 89
*junggoo@knfc.co.kr

1. 서론

사용후핵연료는 최종 처분이 되기까지 중간 저장, 운송, 재처리, 영구처분공정 등의 과정을 거치게 된다. 원자로에서 연소가 완료된 핵연료는 매우 높은 방사능과 많은 붕괴열을 가지고 있으며, 운송과 취급 중에 낙하 등과 같은 예상치 못한 사고에 직면할 수 있다. 그러므로 사용후핵연료의 운송/취급과 저장에는 각별한 주의가 요구된다.

사용후핵연료를 운송하기 위해서는 외부 충격으로부터 연료봉을 보호할 수 있는 수송용기가 필요하다. 원자로에서 인출된 연료봉은 장시간의 조사로 인해 열화가 진행된 상태이다. 따라서 노내 안전성 확보에 초점을 둔 초기 설계기준에 비해서는 물리적 특성이 상대적으로 저하된 상태에 놓이게 된다. 국내에는 사용후핵연료 운반/취급, 저장 및 저장 후 재운송/취급 등 일련의 환경 하에서 종합적으로 사용후핵연료 건전성 평가 체계 확립을 수행한 사례가 없다. 논문에서는 사용후핵연료의 외부하중 전달경로, 파괴 모드, 그리고 압축하중에 대한 파괴기구를 살펴보고 사용후핵연료봉의 건전성 평가 방법에 대해 고찰하고자 한다.

2. 본론

2.1 운송사고에서의 사용후핵연료 거동

사용후핵연료는 방사능과 붕괴열이 일정 수준 이하로 낮아질 때까지 발전소 내 중간 저장소에 보관된다. 이후 차폐 수송용기에 넣어져 중간 저장시설이나 재처리 공장으로 옮겨진다. 수송용기와 사용후핵연료의 안전성을 평가하기 위해서는 다양한 가상 운송사고 조건과 조사된 연료봉의 특성을 고려해야 한다.

가장 흔히 발생할 수 있는 운송사고 중 하나는 바로 낙하이다. 낙하로 인한 외부하중은 수송용기에 직접적으로 가해지면서 차례대로 basket(내부구조물), 집합체, 지지격자 그리고 연료봉(피복관 및 소결체)로 전달된다. EPRI 보고서에서는 사용후핵연료를 저장한 수송용기에 대하여 9m 낙하 사고에서의 동적 하중을 해석적 접근을 통해 결정한 바 있다.[1]

사용후핵연료는 초기 제조 집합체의 운송사고와는 구분되어야 한다. Fig. 1에서 볼 수 있듯 원자로 내에서 연료봉과 피복관은 조사의 영향으로 인해 열화가 발생하게 된다. 사용후핵연료 열화에는 구조, 재료물성, 부식, 열적 조건 그리고 수화물 등 다양한 변수들이 존재한다. 따라서 고연소도 사용후핵연료의 파괴 거동을 파악하기 위해서는 앞서 언급한 하중의 종류와 열화 상태를 종합적으로 고려한 해석적 연구가 필요하다.

2.2 외부하중에 의한 연료봉의 파괴 모드

SAND90-2406에서는 파괴 모드를 Fig. 2와 같이 크게 세 가지로 구분하고 있다.[2] Mode I은 작은 구멍을 야기하는 횡방향 찢어짐, Mode II는 굽힘 응력 하에서 Mode I에서 생긴 균열의 전파로 인한 연료봉의 파손, 그리고 Mode III는 압축하중 하에서 길이방향으로의 균열 확장으로 인한 피복관 파괴이다. Mode III는 Mode I/Mode II와는 차이점이 있다. 첫 번째는 Mode I/Mode II의 파괴면에 수직으로 압축하중에 의해 활성화되며 이들과는 서로 비연성 관계라는 것이고, 두 번째는 Mode III가 반경방향 수화물에 의해 손상이 발생하는 유일한 모드라는 것이다.

2.3 사용후핵연료의 외부하중 응답 해석

사용후핵연료의 낙하 사고는 측면 낙하, 끝단 낙하 그리고 모서리 낙하로 구분할 수 있다. 여기에서는 Mode III와 같은 측면 낙하의 경우에 대해서 살펴본다. 외력이 가해지면 지지격자는 국부적으로 피복관 접촉면에서 압축하중을 발생시키게 된다. 이로 인해 연료봉은 타원형으로 변형하게 되고, 체적 감소로 인해 내부 압력이 증가하게 된다. 결국 원주방향 응력의 증가로 인해 균열을 발생하고 연료봉 파손에 이르게 된다.

저연소도 연료봉에서는 PCI 균열이 지배적으로 나타나게 되며 일반적인 파괴역학적 기준인 K_{Ic}로 파괴 여부를 판단한다. 고연소도 연료봉의 경우에는 원주방향 수화물이 반경방향으로 재배열 되면서 파괴 확률이 커지게 된다. 이때에는 저연소도 연료봉과는 다르게 Critial Strain Energy Density (CSED) 기준을 적용하여 확률적 접근을 통해 파괴 여부를 판단한다.[3] 고연소도 사용후핵연료는 운송사고로 인한 동적 하중에 대한 응답을 시험적으로 얻기에는 부적절하다. 따라서 이에 대한 실제 파괴 거동은 해석적인 방법에 의존하는 것이 적절하다.

압축하중 하에서 고연소도 피복관은 한번 균열이 시작되면 하중이 가해지는 곳의 내부 표면에서 바깥쪽으로 완전히 관통하는 파괴를 일으킨다. 소결체-피복관 틈이 충분히 넓다면 피복관이 소결체에 닿기 전에 피복관이 완전히 관통되는 파괴가 발생할 것이다. 작은 틈에서는 균열 확장을 위한 구동력이 소결체의 저항을 극복하기에 충분하지 않다. 소결체-피복관 접촉 이후의 균열 시작은 비파괴로 간주된다. 정리하자면 압축하중에 의한 사용후핵연료의 파괴/비파괴의 경계는 소결체-피복관 틈 크기에 의존한다고 할 수 있다.[1]

3. 결론

사용후핵연료의 운송/취급 과정에서 발생할 수 있는 외부하중의 전달 경로와 파괴모드, 그리고 압축하중에 의한 파괴기구에 대해 고찰하였다. 국내의 경우 사용후핵연료 운송 및 저장에서 발생하는 파괴 기구에 대해서는 평가 및 연구개발이 제한적으로 진행되어 왔다. 우선적으로 사용후핵연료의 다양한 물리적 조건에 대한 시험적, 해석적 자료가 필요하다. 이를 바탕으로 고연소도 연료봉에 대한 데이터베이스 구축과 가상 운송사고 조건에 대한 동적 해석 수행을 통해 국내 기준에 맞는 사용후핵연료의 건전성 평가 기준을 정립할 필요가 있다.(Fig. 3)

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력환경공단이 시행한 지식관리시스템 설계를 위한 사용후핵연료 특성평가체계 구축 용역의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Spent Fuel Transportation Applications: Global Forces Acting on Spent Fuel Rods and Deformation Patterns Resulting from Transportation Accidents, EPRI, 2005

[2] A Method for Determining the Spent-Fuel Contribution to Transport Cask Containment Requirements, SANDIA report, 1992

[3] Spent Fuel Transportation Applications: Longitudinal Tearing Resulting from Transportation Accidents – A Probabilistic Treatment, EPRI, 2006

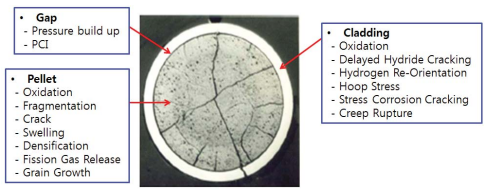


Fig. 1. Fuel characteristic changes in a reactor.

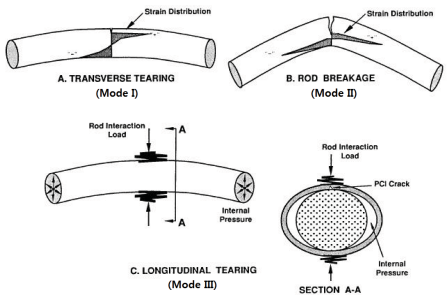


Fig. 2. Failure modes of the fuel rod [2].

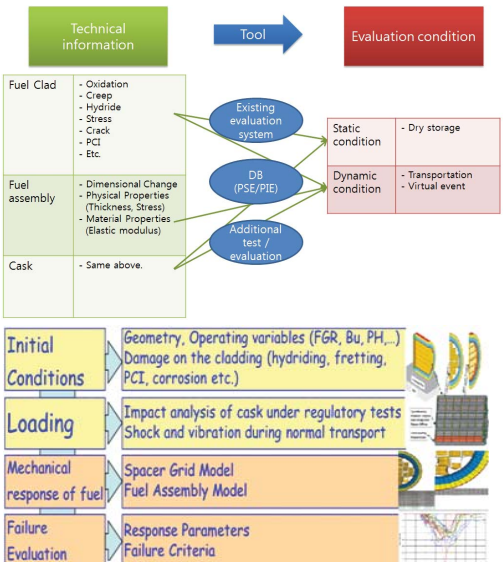


Fig. 3. System of integrity evaluation for SF.

실험을 통한 온도에 따른 단결정광물의 용해현상분석

최정해[1*], 채병곤[1], 서용석[2]
[1]한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
[2]충북대학교, 충북 청주시 흥덕구 내수동로 52
*jhchoi@kigam.re.kr

1. 서론

현재 원자력발전을 활용하는 많은 나라에서는 원자력발전에 의해 생산되는 고준위 방사성 폐기물의 처리에 대한 문제가 많이 대두되고 있다. 폐기물 처분에 대한 많은 방법 가운데 장기간의 지층 처분이 가장 많이 검토되고 있으며, 지하수의 확산을 방지하기 위해 벤토나이트가 사용된다. 이 벤토나이트에는 중량비로 약 절반이상의 석영이 포함되어있다. 석영은 많은 암석을 구성하는 중요한 광물이며 이러한 광물의 용해 현상을 이해하는 것은 암반의 변질을 평가하는데 중요하다. 본 연구에서는 지층 처분이 행해지는 지하 약 300 ~ 1000 m에서 석영의 변형 특성과 용해 속도를 알아내는 것을 목적으로 다양한 온도 하에서 실험을 실시했다. 실험 후 ICP-AES에 의한 분석에서 용해 속도를 계산하고 Confocal Laser Scanning Microscope를 활용하여 시료 표면양상을 관찰했다.

2. 석영용해

2.1 석영 용해거동

수중의 석영 용해 거동은 다음과 같이 설명된다. 먼저 물 분자의 OH^-가 SiO4 표면에있는 실리콘 원자에 흡착된다. 이때 물의 수소 원자 H가 사면체 결합된 (Si-O-Si) Si와 O 사이에 들어가 결합이 해제된다. 이 반응을 반복하여 더욱 반응이 빨리 진행되고, Si-O-Si 결합이 모두 해제되면 해제 된 위치에 수소 원자 H가 재배치되고 H_4SiO_4가 물에 용해된다. 또한 높은 간극 수압 하에서 물 분자의 운동이 활발해지면서 수소 원자가 사면체의 결합 부분에 부착 할 기회가 증가, 그 결과 높은 간극 수압에서 더욱 용해가 진행되는 것으로 알려져 있다.

2.2 용해속도와 온도관계

온도는 광물의 용해속도에 크게 영향을 미친다. 그 효과는 Arrenius식으로 표현된다.

$$k_+ = Ae^- E_{app}/RT \quad (1)$$

여기서 k_+는 속도상수, A는 빈도인자, E_{app}는 활성화에너지, R는 기체상수, T는 절대오도(K)이다.

3. 석영용해 실험

3.1 실험재료 및 방법

실험은 석영 단결정을 활용하여 2종류의 원통형 시료를 제작하고 이를 활용하여 온도제어가 가능한 항온창고에 가압장치를 넣어 실험을 진행하였다. 항온창고의 온도는 40-80도로 설정을 하였다. 실험에 사용된 용액의 pH조건은 11.7로 설정하여 지하공간의 염기성 환경에 최대한 가깝게 조건을 설정하였다. 실험에 사용된 시료의 사진 및 실험장치는 아래와 같다.

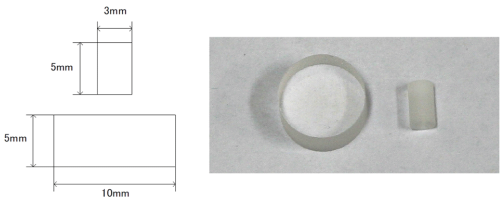


Fig. 1. picture of samples.

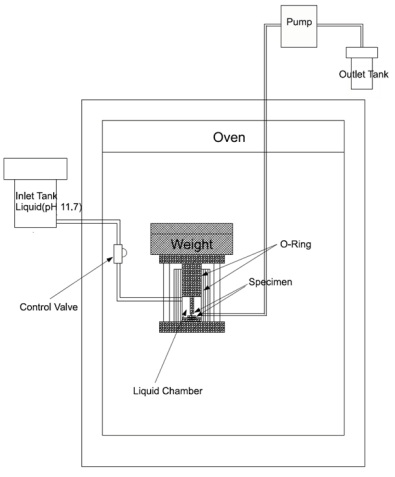


Fig. 2. Schematic figure of set up.

4. 실험결과

4.1 온도에 따른 용해속도

CLSM을 활용하여 실험에 사용된 샘플의 표면을 관찰하였다. 그 결과 용해된 부분이 상당히 잘 관찰되는 것을 확인하였다. 또한 실험에 사용된 용액은 ICP-AES를 통해서 성분분석을 실시하였다. 이를 활용하여 온도에 따른 용해속도변화를 추정하였다. 그 결과는 아래 그림과 같다.

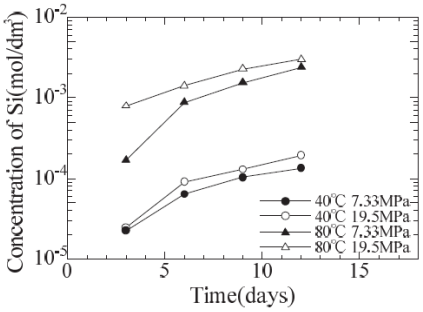


Fig. 3. Relationship between temperature and concentration of Si.

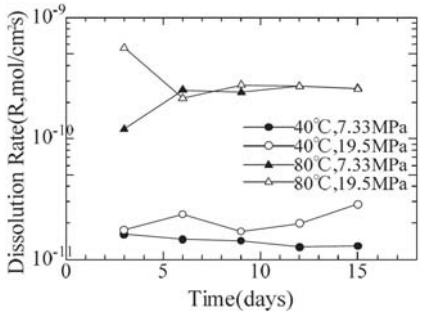


Fig. 4. Relationship between tempreature and dissolution rate.

5. 결론

본 연구에서는 석용광물의 용해에 대해서 온도가 얼마나 영향을 미치는가에 대한 것을 분석하였다. 그 결과 매우 낮은 압력하에서도 온도에 따른 석영광물의 용해가 매우 활발히 진행된다는 사실을 확인하였다. 이는 고준위방사성폐기물 처분장에 활용되는 벤토나이트의 장기 안정성 문제에 대한 분석 및 예측을 가능하게 하는 중요한 기초 연구가 될 수 있다. 향후 저압력의 조건에서 석영광물의 용해에 대한 보다 많은 연구가 진행된다면 직접 처분장에 활용되는 물질의 장기 거동연구에 많은 기여를 할 것으로 기대한다.

6. 참고문헌

[1] J.H. Choi, K. Kimoto, Y. Ichikawa, Quartz dissolution experiment at various pH, temperature and stress conditions: CLSM and ICP-AES investigations, Environmental Earth Sciences, 2012, 66, 2431-2440

[2] A.C. Lasaga, Kinetic theory in the earth sciences, Princeton Univ. Pr., 1998, pp. 116-120

안전성 평가를 위한 지하수내 핵종 이동 모의 코드 작성 및 검증

고낙열*, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

지하수 내의 용질이나 핵종이 실제 현장을 이동하는 양상을 파악하기 위해 지하수가 유동하는 지하의 단열 암반 매질을 동등한 수리적 특성을 갖는 다공성 매질이나 분리단열망 등의 방법으로 표현하여 이용하지만, 안전성 평가에 쓰이는 지하수 내의 핵종 이동 모델은 대개 이동 경로가 정해진 상황에서의 1차원적 이동을 가정하여 핵종의 이동량을 계산한다. 따라서 실제 일어나는 핵종의 이동을 안전성 평가에 반영하기 위해서는 개념화된 모델에서 이용되는 지하수 내의 핵종 이동 코드에 대한 평가가 필요하고, 그에 대한 수정 및 검증도 요구된다.

이 연구에서는 안전성 평가를 위해 이용되는 1차원 핵종 이동의 해석해를 그 적용성에 따라 평가하고, 안전성 평가에서 이용되는 형태를 따르는 핵종 이동 코드를 작성하여 코드가 계산한 결과를 기존에 알려진 결과와 비교하여 검증하였다.

2. 지하수 내의 1차원 용질이동에 대한 해석해

지하수 내의 용질에 대한 1차원 이동 방정식은 다음과 같이 나타난다(Freeze 와 Cherry, 1979).

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -v_x \frac{\partial C}{\partial x} + D_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} \qquad (1)$$

이 때, C는 지하수 내 용질의 농도, t는 경과 시간, v_x는 지하수 흐름에 의해 용질이 이동하는 속도를 나타내는 선속도(linear velocity)로 단면적당 지하수 유량을 공극률로 나눈 값이 되며, D_x(= $\alpha_x v_x$)는 지하수 흐름 방향의 분산계수(dispersion coefficient), α_x는 지하수 흐름 방향의 분산도이다.

만약, 1차원 이동로의 유입원에서 일정한 농도 C_0를 갖는 지하수가 유입된다면, 이동 거리 L에서의 시간에 따른 농도 변화는 다음과 같이 나타난다(Bedient 등, 1999).

$$\frac{C(x,t)}{C_0} = \frac{1}{2}\left[\mathrm{erfc}\left(\frac{L - v_x t}{2\sqrt{D_x t}}\right) + \exp\left(\frac{v_x L}{D_x}\right)\mathrm{erfc}\left(\frac{L + v_x t}{2\sqrt{D_x t}}\right)\right] \qquad (2)$$

또한, 유입원에서 순간적으로 지하수 유동 단면적 당 질량 M만큼의 용질이 유입되는 경우의 해석해는 다음과 같다(Bedient 등, 1999).

$$\frac{C(x,t)}{C_0} = \frac{1}{2}\left[\mathrm{erfc}\left(\frac{L - v_x t}{2\sqrt{D_x t}}\right) - \exp\left(\frac{v_x L}{D_x}\right)\mathrm{erfc}\left(\frac{L + v_x t}{2\sqrt{D_x t}}\right)\right] \qquad (3)$$

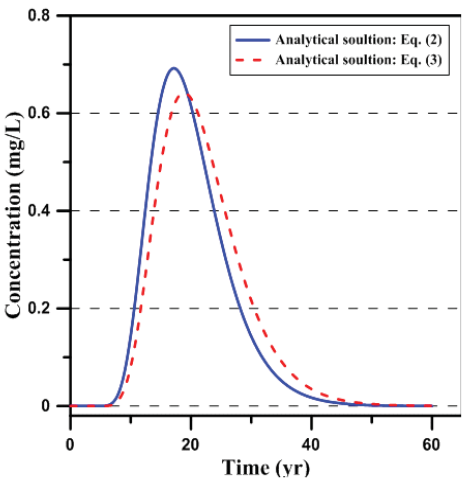


Fig. 1. The comparison of the results obtained by using Eqs. (2) and (3).

안전성 평가에서 요구되는 유입원의 조건에 맞는 해석해를 개발된 코드의 검증에 이용해야 할 필요가 있다. 안전성 평가에서는 시간에 따른 핵종의 이동량 변화에 더 관심을 두고 있으므로, 식 (3)이 이용되어야 할 것으로 판단되었다.

3. TDRW 기법을 이용하는 핵종 이동 코드 평가

3.1 TDRW 기법을 이용하여 용질의 이동 경과 시간을 계산하는 코드의 작성

TDRW 방법에서는 1차원의 이류-분산 방정식을 통해 용질 입자가 일정 거리를 지나가는데 걸리는 시간을 시간 영역에서 계산하는데, 이를 위해 입자의 임의적인 운동(Brown motion)을 확률밀도 함수를 통해 나타내는 Fokker-Planck 식을 이용한다(Banton 외, 1997).

3.2 작성된 코드의 계산 결과와 기존 연구 결과와의 비교: 핵종의 이동 경과 시간 계산

개발된 코드의 검증을 위해 코드에서 계산된 핵종의 이동 경과 시간을 기존의 해석해나 널리 알려진 수치모델의 결과와 비교하였다. 다공성 매질에서의 흡착 유무, 단열 암반에서의 암반으로의 확산과 암반 기질내의 흡착 등이 고려된 조건에서 개발된 코드를 이용해 얻은 계산 결과는 기존에 알려진 것과 거의 일치하는 모습을 보였다.

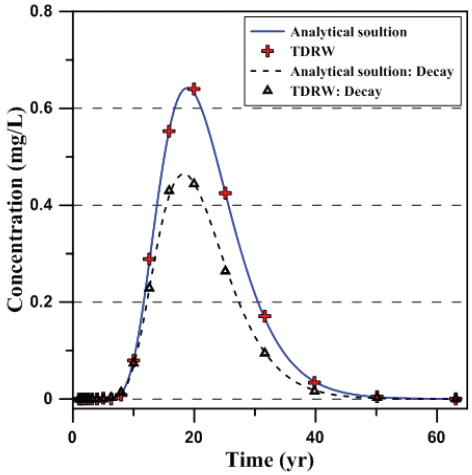


Fig. 2. The comparison of the travel times for a general solute and a radionuclide under decay process.

4. 결론

지하수 내의 핵종 이동을 안전성 평가 모델의 적용 조건에 맞추어 평가하였고, 그 결과를 개발된 코드의 검증에 활용하였다. 개발된 코드는 유입원에서 시간에 따른 핵종 유입량 변화가 발생하는 조건에 적용할 수 있게 개발되었고, 기존의 연구 결과와 비교, 검증되었다. 개발된 코드를 이용하여 지하 환경 특성화를 위한 지하수 유동 및 용질 이동 모의에 직접적으로 이용하거나, 모의 결과를 검증하는데 활용할 수 있을 것으로 기대된다.

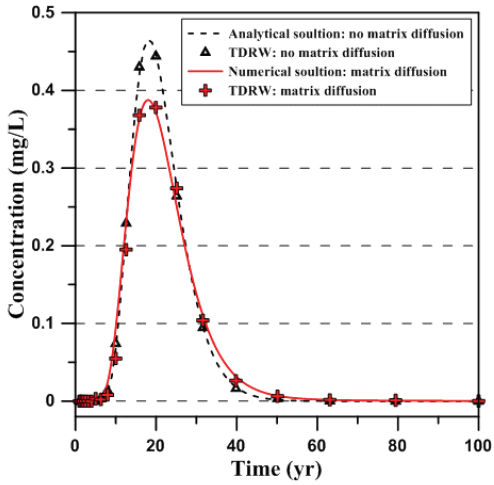


Fig. 3. The comparison of the travel times obtained by the TDRW code and the numerical simulation under the rock matrix diffusion and the sorption process in the rock matrix.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드린다.

6. 참고문헌

[1] A.R. Freeze, and J.A. Cherry, J.A., Groundwater, Prentice Hall, 604 p (1979)

[2] P.B. Bedient, H.S. Rifai, and C.J. Newell, Ground water contamination: transport and remediation, 2nd ed., Prentice-Hall, NJ, 604 p (1997)

[3] O. Banton, F. Delay, and G. Pore, “A New Time Domain Random Walk Method for Solute Transport in 1-D Heterogeneous Media,” Ground Water, 35(6), pp. 1008 – 1013 (1997)

압축벤토나이트에서 반응이동 모델링을 위한 LBM-Phreeqc 모델 개발

김정우*, 이재광, 박태진, 류지훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 처분을 위하여 세계적으로 고려되고 있는 심지층 처분시스템은 다중방벽 시스템으로 크게 인공방벽과 천연방벽으로 구성된다. 여기서 인공방벽은 일반적으로 높은 팽윤압(swelling pressure)과 낮은 투수계수(permeability)를 가지는 벤토나이트로 구성되는데 폐기물 저장용기의 물리적 완충재 역할뿐만 아니라 유출된 핵종의 이동 지연을 유발해 장기 안전성평가에서 중요한 역할을 하는 구성요소이다. 따라서 압축벤토나이트와 관련된 연구는 그동안 전 세계적으로 많이 수행되어 왔는데, 단기적 측면에서는 압축벤토나이트에서의 THMC 해석과 관련된 연구(예, [1-3]), 장기적 측면에서는 핵종 및 용기 부식물의 반응이동 모델링 연구(예, [4-6])가 해당 된다. 따라서 장기 안전성 평가 측면에서 압축벤토나이트에서의 용질 확산이동 모델과 핵종, 용기 부식물, 벤토나이트의 지화학 모델을 접목한 반응이동 모델이 개발될 필요가 있다. 본 논문에서는 이러한 모델링 연구의 기반이 될 수 있는 LBM-Phreeqc를 이용한 반응이동 모델을 개발하고, 개발 초기 단계로써 간단한 가상의 조건에 대한 시뮬레이션을 수행하였다.

2. 본론

2.1 LBM-Phreeqc

용질 이동 모델인 LBM에 지화학 모델인 Phreeqc를 접목시킴으로써 LBM-Phreeqc라는 새로운 반응이동 모델을 개발하였다.

2.1.1 LBM(Lattice Boltzmann Model)

전산유체역학 모델의 한 종류인 LBM은, Navier-Stokes 식을 직접 수치적으로 해석하는 기존 방법과 달리, 유체/용질을 충돌(collision)과 흐름(streaming)을 반복하는 가상의 입자로 가정하여 Boltzmann 식을 계산한다. 따라서, LBM은 복잡한 구조의 유동경로에서 미세 규모의 상호작용들을 고려한 유체/용질이동 계산이 용이하며, 병렬계산을 통한 빠른 계산 속도가 장점이다.

초기 LBM은 가상 입자의 밀도분포함수를 공극규모의 이원(binary) 영역에 대하여 계산하는 방법이었으나, 최근에는 partial bounce-back 방법을 적용하여 좀 더 큰 규모의 다원(gray-scale) 영역에 대한 적용이 가능하였다[7]. 가상 입자의 밀도분포함수는 일반적인 BGK 충돌 및 흐름에 의해서 다음과 같이 먼저 계산한 후,

$$f_a^*(\mathbf{x},t+\Delta t)=f_a(\mathbf{x},t)-\frac{\left[f_a(\mathbf{x},t)-f_a^{eq}(\mathbf{x},t)\right]}{\tau} \quad (1)$$

이에 대한 partial bounce-back을 다음과 같이 적용하여 최종 밀도분포함수(f_a)를 계산한다.

$$f_a(\mathbf{x},t+\Delta t)=f_a^*(\mathbf{x},t+\Delta t) + n(\mathbf{x})\left[f_{a'}^*(\mathbf{x}+\mathbf{e}_a\Delta t,t+\Delta t)-f_a^*(\mathbf{x},t+\Delta t)\right] \quad (2)$$

여기서, $\mathbf{x}$는 위치 벡터, t는 시간, τ는 단일완화시간(single relaxation time), f_a^{eq}는 균형상태의 밀도분포함수, n은 partial bounce-back에 관여하는 공극매질의 특성(예, 공극률), $\mathbf{e}_a$는 a 방향 단위유속 벡터, 그리고 a'는 a의 반대방향을 나타낸다.

2.1.2 Phreeqc

Phreeqc는 지화학 모델링을 위하여 미국 USGS에서 개발된 컴퓨터 프로그램이다. 광범위한 지화학 데이터베이스를 포함하는 Phreeqc는 특히 표면착화, 이온교환 등의 지하수와 매질간의 상호반응 계산에 용이하다. 더욱이, 최근에는 Phreeqc의 component object model(COM)이 개발되어, Phreeqc를 이동 모델과 같은 다른 모델의 종속모듈로써 쉽게 접목시킬 수 있게 되었다[8].

2.2 모델 시뮬레이션

2.2.1 압축벤토나이트 확산이동 실험 장치

압축벤토나이트에서의 핵종과 용기 부식물의 반응이동 연구를 위하여 Fig. 1(좌)와 같은 실험 장치를 제작하였다.

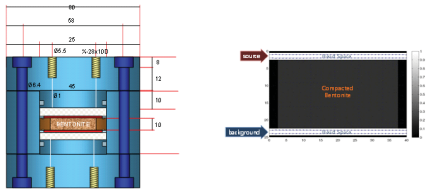


Fig. 1. Schematic of experimental apparatus (left) and the representative model domain (right).

2.2.2 모델 시뮬레이션 조건

Fig. 1(좌)의 실험 장치에 대한 모델링을 위하여 Fig. 1(우)와 같이 모델 영역을 구성하고, 다음과 같은 가상의 조건을 가정하였다.

- 초기 압축벤토나이트는 $NaNO_3$ 1 mM과 KNO_3 0.2 mM로 포화되어 있다(초기 조건).
- 벤토나이트 상부로 $CaCl_2$ 0.6 mM을 연속 주입한다(상부 경계 조건).
- 벤토나이트 하부로 초기 조건과 같은 배경용액을 연속 주입한다(하부 경계 조건).
- 벤토나이트에서의 반응은 양이온 교환만을 고려한다(CEC = 1.1 mM).

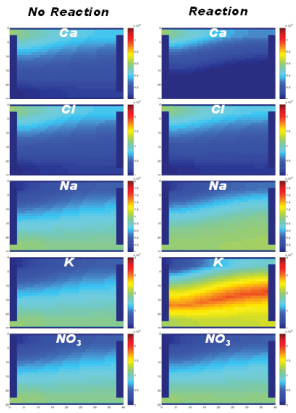


Fig. 2. Spatial distribution of each ion: no reaction(left) and reaction(right).

2.2.3 모델 시뮬레이션 결과

Fig. 2는 각 이온들의 공간분포를, Fig. 3은 모델 영역(Fig. 1(우))의 상부와 하부 출구에서 각 이온들의 시간분포를 나타낸 결과이다. 각 결과는 반응을 고려하지 않은 경우(즉, Phreeqc 없이 LBM만으로 시뮬레이션 한 경우)를 함께 비교하였다. 그 결과, 초기 Na^+와 K^+로 치환된 벤토나이트가 상부로 주입되는 Ca^{2+}와 양이온 교환되는 현상을 확인하였다: 흡착에 의해 Ca^{2+}의 농도 전파가 비반응 조건보다 느리고, 탈착에 의해 Na^+와 K^+의 농도가 증가하였다(특히, K^+는 주입 농도보다 높게 나타남). 그 외, 비반응성 음이온인 Cl^-과 NO_3^-는 비반응 조건과 유사한 결과를 나타냈다.

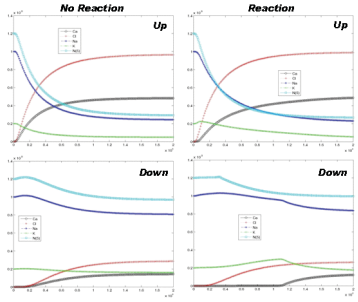


Fig. 3. Temporal distribution of each ion at each outlet: no reaction(left) and reaction(right).

3. 결론

압축벤토나이트에서의 핵종 및 용기 부식물의 반응이동을 규명하기 위하여, LBM을 이용한 용질 확산이동 모델과 Phreeqc를 이용한 지화학 모델을 접목하여 새로운 반응이동 모델을 개발하였다. 초기 개발단계로써, 개발된 모델을 이용해 가상의 조건에 대한 시뮬레이션을 수행하였다. 그 결과, 벤토나이트에서의 양이온 교환에 의한 흡·탈착이 잘 설명됨을 확인하였다. 향후, 실제 실험 조건에서 고려되어야 할 열역학 반응들에 대한 추가적인 연구를 통하여 개발된 모델은 더욱 향상될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Physics and Chemistry of the Earth, 33: S486-S498, 2008
[2] Journal of Hydrology, 386: 80-94, 2010.
[3] Journal of Contaminant Hydrology, 126: 45-60, 2011
[4] Journal of Contaminant Hydrology, 61: 405-422, 2003
[5] Physics and Chemistry of the Earth, 33: S306-S316, 2008
[6] Physics and Chemistry of the Earth, 36: 1661-1668, 2011
[7] Progress in Computational Fluid Dynamics, 8(1-4): 213-221, 2008
[8] Computers & Geosciences, 37: 1653-1663, 2011

원격 핵연료 해체기술을 이용한 중수로 사용후 연료봉 저장 방안

이정원*, 박창제, 이도연, 김영환, 박희성, 이재원, 김인태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jwlee3@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 발생되는 사용후핵연료는 원전 부지 내의 저장시설에 저장하고 있으며, 조밀저장, 공동저장, 저장시설 추가 등을 통해 저장능력을 확충하였다[1]. 중수로 사용후핵연료 다발은 콘크리트 사일로 및 MACSTOR를 이용해 건식 저장 중에 있으나, 2016년 이후의 저장 부지 한계에 대비한 저장 용량 증대를 위한 방안이 요구된다. 그래서 핵연료 다발 형태로 저장되고 있는 중수로 사용후핵연료를 다발을 해체하여 연료봉 형태로 저장한다면 저장 공간의 저장 용량을 극대화시킬 수 있을 것으로 기대된다. 이에 본 연구에서는 그 타당성을 예비적으로 분석하였다.

2. 본론

2.1 중수로 핵연료 특성

중수로 핵연료는 경수로 핵연료와 달리 천연우라늄(U-235함량 0.7%)을 원료 핵물질로 사용하며 그 형태 및 제원은 Fig. 1 및 Table 1에서 보는 바와 같이 핵연료 분말을 사용해 소결체 형태로 만든 다음 Zircaloy 피복관에 장전한 후, 양 끝을 밀봉한 연료봉 37개로 구성된 핵연료 다발 형태이다[2]. 이러한 핵연료 다발이 원전 호기당 연간 5,150개가 장전, 방출되며, 핵연료 다발의 연소기간은 약 1년이다. 원자로에서 연소되고 난 사용후핵연료는 원전 수조에서 냉각기간이 경과함에 따라 붕괴열과 방사능 양이 감소한다. 일반적으로 평균 방출연소도는 7,500 MTD/MTU이며, 방출된 사용후핵연료의 붕괴열은 1,474 kW/MTU, 방사능은 1.2×10^8 Ci/MTU이다[3].

Table 1. Specifications of CANDU fuel

Items	Specifications
Fuel	Natural UO_2
Pellet Dimensions	ϕ12.19±0.1 mm X 12.3 mm
Fuel Rod Dimensions	ϕ13.25 mm MAX. X 492.66 mm REF.
Fuel Bundle Dimensions	ϕ102.49 mm MAX. X 495.30±0.76 mm



Fig. 1. CANDU fuel.

2.2 건식 저장 현황

현재 중수로 사용후핵연료는 습식저장과 더불어 1990년대 초반부터 건식 저장방식인 콘크리트 사일로에 저장하고 있으며, 최근에는 MACSTOR/KN-400 모듈을 캐나다 AECL과의 공동 개발을 통해 저장 부지 이용효율을 더욱 높였다. 6월말 현재로 MACSTOR을 이용하여 사용후핵연료를 바스켓에 담아 실린더에 10단 적재하여 보관하는 방식으로 63,600 다발이 저장되어 있으며 2016년까지의 저장 능력을 확보하였다. 그러나 2016년 이후부터는 저장시설 포화가 예상되어 저장 공간 확충이 필수적이며, 이로 인한 건식 저장 용량의 증대가 요구된다.

2.3 저장용량 증대 방안

앞서 서술한 바와 같이 현재 Fig. 2와 같이 MACSTOR를 이용해 원전 부지 내 건식 저장 중에 있다.



Fig. 2. Dry storage (MACSTOR).

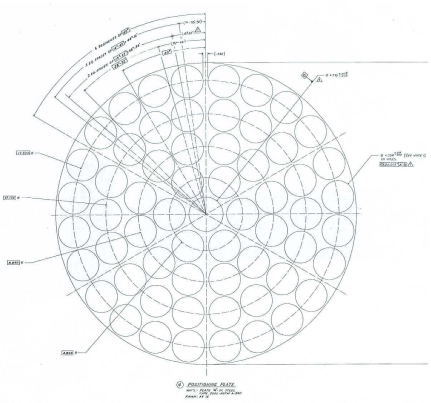


Fig. 3. Basket used for MACSTOR.

MACSTOR 7 모듈에 2,800개의 바스켓으로 구성되며, 1개의 바스켓에는 60다발의 핵연료 다발을 저장할 수 있다. 따라서 1개의 MACSTOR에 저장 가능한 핵연료 다발 은 168,000 다발이다. 그러나 핵연료 다발을 해체하여 연료봉 형태로 저장한다고 가정하면,

(가정 1) 연료봉 간 이격 거리가 최대인 경우 (간격체 1.95 mm + 피복관 직경 13.08 mm)는 연료봉 3,367개 즉, 핵연료 다발 91 다발(1다발 = 37개 연료봉)을 수용 가능할 것으로 예상된다.

(가정 2) 연료봉 간 이격 거리가 최소인 경우 (간격체 제거 + 연료봉 직경 13.12 mm)는 연료봉 4,447개 즉, 핵연료 다발 120 다발(1다발 = 37개 연료봉)을 수용 가능한 것으로 분석된다.

MACSTOR 7모듈에 2,800개의 바스켓으로 구성되므로,

- 최소 저장으로 가정하여 분석하면

91 다발/바스켓 X 2,800 바스켓/MACSTOR = 254,800 다발/MACSTOR

- 최대 저장으로 가정하여 계산하면

120 다발/바스켓 X 2,800 바스켓/MACSTOR = 336,000 다발/MACSTOR

2.4 분석결과

사용후 중수로 핵연료 취급에 따른 차폐 원격 취급시설이 요구되며, 핵적 안전성 측면에서 연료봉 형태 저장에 따른 핵 임계 및 붕괴열 문제에 대해서 검증되어야 한다. 10년 냉각된 사용후 중수로 핵연료에 대해 SCALE6 code를 이용해 예비적으로 계산해 본 결과, K-eff가 최대 0.35179로 임계 문제는 없는 것으로 분석되고, 붕괴열 발생은 2.27×10^2 W/MTU이었다[4,5]. 그리고 해체 기술적 측면에서는 핵연료 다발을 해체하여 연료봉 형태로 만들고, 연료봉의 부착 부품을 제거하는 정밀 제어 가공기술이 필요하며, 특히 고방사성 핵물질 취급을 고려한 원격 가공기술 개발이 요구된다. 이러한 요구를 만족하는 가공기술로 방전 가공기술이 유망한 것으로 분석된다. 핵물질 계량 및 안전조치 측면에서도 IAEA로부터 안전조치 및 핵물질 계량관리에 대한 추가 검증 및 승인을 위한 기술개발이 필요하다.

3. 결론

누적되고 있는 중수로 사용후핵연료의 원전 부지 내 MACSTOR를 이용한 건식 저장에서 저장용량 극대화를 위한 용량 증대 방안 중 하나로 핵연료 다발 형태의 저장방식 대신에 연료봉 형태 저장 방식으로 개선한다면 현재의 저장 능력을 적게는 1.5배, 많게는 2배정도 증대시킬 수 있을 것으로 분석되며 핵적인 측면, 원격 가공 기술적 측면, 그리고 핵물질 계량관리 측면에서도 크게 어려움은 없을 것으로 분석된다.

4. 감사의 글

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

5. 참고문헌

[1] 한국원자력산업회의, 2012년판 원자력연감(I), pp. 268-269, 2012

[2] AECL, Fuel Design Manual for CANDU-6 Reactors, pp.3-1-7, 1993

[3] 한국원자력산업회의, 2009년판 원자력연감(I), pp. 294, 2009

[4] ORNL/TM-2005/39, ORIGEN-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, And Associated Radiation Source Terms, Ver6, Vol.II, Sect.F7, 2009

[5] ORNL/TM-2005/39, KENO V.a: An Improved Monte Carlo Criticality Program, Ver6, Vol.II, Sect.F11, 2009

저온분사 코팅구리의 물리화학적 특성

유맑고밝게빛나라[1*], 이민수[1], 최희주[1], 박동용[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)태광테크, 경주시 천북면 오야리 10-1번지
[*]yoo@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 심지층처분장의 처분용기는 기계적 강성을 가지는 내부 주철용기와 내부식성을 가지는 외부 구리용기의 이중구조가 일반적이다. 이에 한국원자력연구원은 처분용기를 제작하는 신규방법으로서 저온분사코팅을 이용한 구리코팅 방법을 2007년부터 처분용기의 제작방법으로 검토해왔다[1]. 앞선 2010년경 실시된 저온분사코팅의 물성분석 결과, 기계적 물성(연성 등)은 일반 구리보다 떨어지지만, 내부식성을 포함한 화학적 특성이 일반 구리와 거의 비슷하고 취성이 강한 것으로 나타났다[2].

현재, 공정변수의 시험을 통한 저온분사코팅의 품질 향상은 물론 코팅장비의 성능향상과 우수한 분말의 확보로 최적의 분사코팅법 개발을 위해 체계적으로 개선해 오고 있다. 이에 최근 제작되고 있는 코팅구리의 기본 물성을 재점검하고, 그 특성을 평가하고자 하였다.

2. 실험

실험에 사용된 저온분사코팅 시편(Fig 1.)은 ㈜태광테크의 Cu159(Tafa, 미국산)와 HcCu(영국산)를 사용하고, 비교 대상인 일반동은 압연동(ExCu)을 사용하였다. 실험은 기본 물성과 부식특성을 주로 조사하였다. 기본 물성 실험은 밀도, 경도(Vicker hardness), 산소/질소 함량분석, 기공도, 및 인장시험 등이다. 이와 더불어 전기화학적 부식전위와 산 용액 부식시험을 통해 부식특성을 관찰하였다.

Fig. 2는 경도 및 밀도, 염산부식, 인장 그리고 전기화학 및 장기부식 측정을 위해 준비한 시편이다. 경도 및 밀도 측정용 시편의 가로×세로×높이는 평균 약 20×45×8 (mm)이고, 염산부식 시편은 약 8.5×20×1 (mm)이다. 또한 인장시험용 시편의 규격은 18×6×1 (mm)이며, 전기화학 및 장기부식 측정을 위한 disk형 시편은 ∅15×1 (mm)이었다. 밀도의 계산은 직육면체의 각변의 치수와 무게를 측정하여 구하였다.

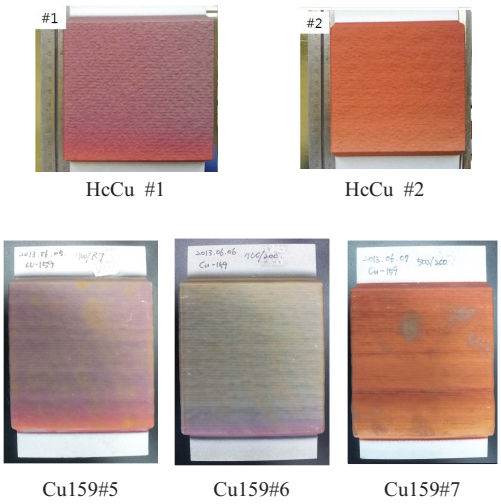


Fig. 1. Cu159 and HcCu cold coating samples.

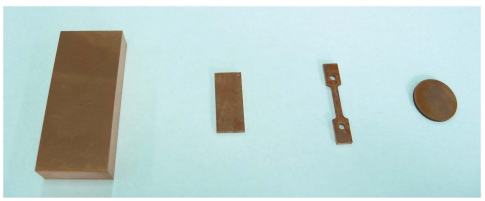


Fig. 2. Prepared Cu test specimens.

전기화학적 분석은 CV(Cycle voltammetry)모드로 실험하였다. 사용된 reference electrode는 Ag/AgCl, 상대전극은 백금전극, 그리고 전해액은 3 M NaCl을 사용하였다. (Fig 3).

저온분사코팅의 산성부식시험은 10% HCl용액과 표면을 0.3 ㎛ 알루미나로 연마한 부식시편을 이용하여 수행하였다. 각각의 시편은 시험 전 무게를 측정하고, 5분 동안 HCl용액에 초음파를 가하여 노출시켜 부식시킨 후 변화된 무게 감손량을 통하여 부식정도를 파악하게 된다 (Fig. 4). 이와 같은 방법으로 6회 반복하여 저온분사코팅 구리 시편의 시간에 따른 부식 시험을 실시하였다. 산

을 이용한 부식 방법은 실제 분사된 구리 입자간의 결합력을 가늠하기에 좋은 방법이 될 수 있다.

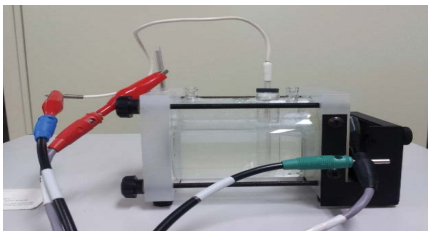


Fig. 3. Potentiostatic analyser test cell.



Fig. 4. Comparison of copper specimens before and after of 10 % HCl Immersion test.

3. 결과

저온분사코팅 구리의 물리화학적 물성 시험 결과 밀도가 일반구리와 차이가 없었고, 2010년 진행된 시험 비교 결과, 저온분사코팅의 품질이 향상되었음을 확인할 수 있었다. 또한 모든 저온분사코팅 구리 시편에서 일반 압연동과 거의 비슷한 -0.24 mV 부근의 부식전위를 보인 전기화학적 분석결과를 통해 코팅공정 중 불순물이 들어가지 않았다고 판단되었다. 이에 분사코팅의 공정기술이 발전하였다고 볼 수 있지만, 입자간의 결합력을 반영하는 산 용액 부식시험에서는 코팅구리는 여전히 일반구리보다 높은 부식률을 보여 향후 공정조건이나 후처리를 통해 보완할 필요가 있다고 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업 과제로 수행된 것으로서, 본 연구의 재정지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] 최희주 외, "처분용기 구리코팅 기술개발", KAERI 위탁보고서, KAERI/CM-1169/2009

[2] 최희주 외, "선진핵주기 고준위폐기물 처분 시스템 (A-KRS) 개발", KAERI 연구보고서, KAERI/RR-3100/2009

중·저준위 방사성폐기물 처분시설 콘크리트 사일로 기체침투압 및 투기계수 측정

김주엽[1*], 김주열[1], 정해룡[2], 하재철[2]
[1](주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46
[2]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]yubjoo@fnctech.com

1. 서론

현재 건설중인 국내 중·저준위 방사성폐기물 처분시설은 사일로처분방식을 채택하여 지하 80~130 m의 대수층에 위치한다. 폐쇄 후 처분시설은 지하수로 포화될 것으로 예상되며, 금속부식, 미생물분해, 방사분해로 인해 다양한 기체가 발생할 것으로 예상된다. 발생기체는 공학적방벽인 사일로 상부로 이동하여 축적되고, 이로 인해 사일로 내압이 증가하여 콘크리트 건전성을 손상시킬 우려가 있다. 기체에 의한 콘크리트 손상을 방지하기 위하여 기체배출시스템을 개발할 필요가 있으며, 효과적인 설계를 위하여 사일로를 구성하는 콘크리트의 기체이동 관련 물성인 기체침투압(gas entry pressure) 및 투기계수(gas permeability)를 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험장치

콘크리트 시편은 처분시설의 사일로를 구성하는 콘크리트와 동일한 조성으로, 91일 수중양생을 통해 제작되었다. 시편 크기는 직경 15 cm, 높이 5 cm의 실린더 형태로 제작되었다.(Fig. 1)

실험장치는 시편을 압력용기 내에 거치하고, 시편 하단에 질소를 주입하여 축적되도록 고안되었다. 또한 시편 옆면을 고무슬리브로 감싸고 외부에 고압을 가하여 옆면을 통한 질소 누설을 방지하였다. 기체는 콘크리트 시편을 통과하여 상부로 배출되며, 시편 상·하단의 차압 및 배출유량이 기록된다.

2.2 실험방법

2.2.1 Gas entry pressure

100% 포화상태 시편을 압력용기에 거치하고, flow regulator를 통해 시편 하단으로 질소를 주입하였다. 시편 상단은 대기압으로 유지하며 상·하단의 차압을 기록하였다. 차압이 0.5 bar에 도달하면 주입을 중단하고 1시간 동안 차압의 변화를 관측하였다. 차압의 감소는 질소가 시편의 공극으로 침투했음을 의미하므로, 1시간 내에 차압이 1% 이상 감소할 경우 그 차압을 gas entry pressure로 산출하였다. 차압이 감소하지 않을 경우에는 다시 질소를 주입하여 차압을 0.1 bar 간격으로 증가시키며 관측을 반복하였다.



Fig. 1. Concrete specimen.

2.2.2 Gas permeability

포화상태의 시편을 건조시켜 더 이상 질량이 변화하지 않는 상태를 0% effective saturation으로 가정하였고, 건조과정에서 질량변화를 관측하여 목표 effective saturation을 갖는 시편을 제작하였다. 실험케이스는 0%, 10%, 30%, 50% 및 70% effective saturation으로 구성하였다.

압력용기에 특정 effective saturation(S_x)를 갖는 시편을 거치한 뒤, 시편 하부에 일정한 압력의 질소를 주입하여 상부로 배출되는 유량을 측정하였다. 정상상태의 배출유량을 기록하여 Hagen-Poiseuille식(1)을 통해 해당 평균압력(P_m)에서의 permeability k_g^{eff}를 산출하였다. 세 가지 압력에서의 k_g^{eff}를 측정하여 $1/P_m$과의 관계를 선형식으로 근사한 뒤, 선형식의 Y축 절편을 해당

effective saturation에서의 intrinsic permeability (k_{Sx})로 산출하였다.

2.3 실험결과

2.3.1 Gas entry pressure

3회 반복 수행한 결과, 각각 1.0, 0.8 및 1.1 bar로 측정되었다. 따라서 처분시설 콘크리트 사일로의 평균 gas entry pressure는 0.97 bar로 산출되었다. 각 실험결과는 Fig. 2와 같다.

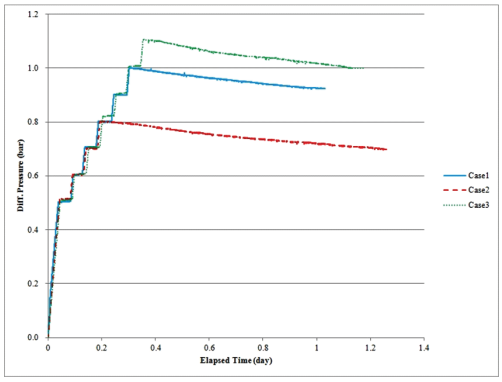


Fig. 2. Result of gas entry pressure.

2.3.2 Gas permeability

0%, 10%, 30%, 50%, 70% S_x에서의 k_{Sx} 결과는 각각 2.44×10^{-17}, 1.22×10^{-17}, 1.03×10^{-17}, 8.35×10^{-18}, 2.88×10^{-18} m^2로 산출되었다. 실험결과는 Fig. 3과 같다.

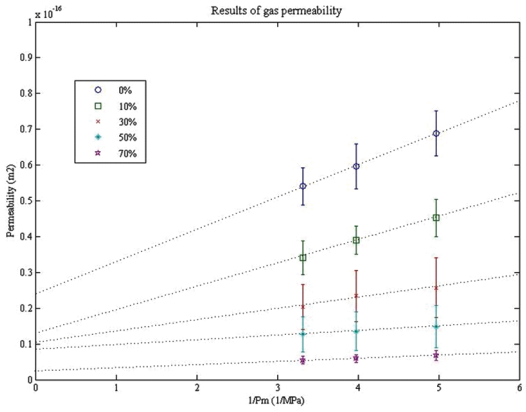


Fig. 3. Result of gas permeability.

3. 결론

처분시설 콘크리트 사일로와 동일한 조성의 시편을 활용하여 gas entry pressure 및 gas permeability를 측정하였다. 평균 gas entry pressure는 0.97 bar로 산출되었으며, 표준편차는 0.15 bar로 산출되었다. Gas permeability 실험결과는 Fig. 3과 같으며, gas entry pressure와 마찬가지로 표준편차가 상당히 크게 산출되었다. 이는 다공성 매질인 콘크리트의 특성으로 인해 시편에 따라 내부 공극망 크기 및 형태가 다양하기 때문인 것으로 해석된다.

처분시설의 사일로는 거대한 콘크리트 구조물이므로, 위치에 따라 공극망 구조가 상이할 것으로 예상된다. 따라서 기체가 콘크리트 공극망 내부로 침투하기 시작하는 압력은 사일로 위치에 따라 다를 것이고, 침투기체에 대한 permeability 또한 위치에 따라 상이할 것이다. 그러므로 사일로 건전성에 대해 보수적으로 기체이동 모델링을 수행하고자 하는 경우에는 평균이 아닌 가장 높은 gas entry pressure 및 가장 낮은 gas permeability 결과를 활용하는 것이 타당할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(20111720100010)

5. 참고문헌

[1] A. Abbas, M. Carcasses and J. -P. Ollivier, "Gas permeability of concrete in relation to its degree of saturation," *Materials and Structures,* Vol. 32, pp 3-8, 1999

[2] Wendy A. Cole and William A. Wakeham, "The Viscosity of Nitrogen, Oxygen, and Their Binary Mixtures in the Limit of Zero Density," IUPAC Transport Properties Project Center, Department of Chemical Engineering and Chemical Technology, Imperial College, London SW72BY, United Kingdom

지체구조구별 지구화학특성 분석

이정환, 하재철, 정해룡*, 윤정현, 윤시태
한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nohul@korad.or.kr

1. 서론

심지층 처분(Deep geological disposal)은 세계에서 가장 안정하고 실현가능성이 큰 고준위방사성폐기물 처분 방식으로 고려되고 있다[1]. 심지층 처분의 성능 평가를 위해서는 10만년 이상의 장기간에 대한 지구조 운동 규모의 장기 안정성 자료 및 처분장의 안전성을 확보를 위한 심부 환경 자료 획득이 필수적이다. 그러나 우리나라의 경우, 정량적인 지질환경의 기반자료가 축적되어 있지 않고 선진국에 비교하여 지하 1,000m 심도까지의 심부 환경 평가도 미비한 상태이다.

심부 온천수는 강우로부터 함양된 지하수가 매우 깊은 심도까지 침투된 후, 심부의 열원과 작용하여 다시 지표로 용출한 고온의 지하수이다. 즉, 심부 온천수의 지구화학적 특성은 긴 수문순환으로 인해 그 지역의 심부환경 조건을 대표할 수 있다[2]. 따라서 본 연구는 심부 온천수 자료를 분석하여 지체구조별 심부의 지구화학 특성을 분석하고자 한다.

2. 지체구조구별 암종 특성

심부 온천수 지구화학 분석 시료는 377개의 온천지역의 지하수로부터 획득되었다(Fig. 1). 온천수공의 심도는 약 120~3,373 m로서 심도의 표준편차가 크지만 평균 시추공의 깊이는 약 600 m의 심도를 가지고 있다. 심부 온천수공들이 위치하는 지질은 크게 4가지(화강암류, 변성암류, 화산암류, 퇴적암)로 분류하였다. 화강암류 지역에 분포되는 온천수공은 176개, 변성암류 102개, 퇴적암류에는 58개, 화산암류에는 41개로 각각 지질별로 분포하고 있다. 지체구조별 지질 특성으로 화강암류에는 화강암, 화강섬록암, 섬록암, 반력암이 포함되며, 주구성광물은 영, K-장석(정장석, 미사장석, 퍼다이트), 사장석, 흑운모, 각섬석 등과 같이 규장질 광물과 Fe, Mg를 함유하고 있는 흑운모와 각섬석과 같은 고철질 광물을 함유하고 있다.

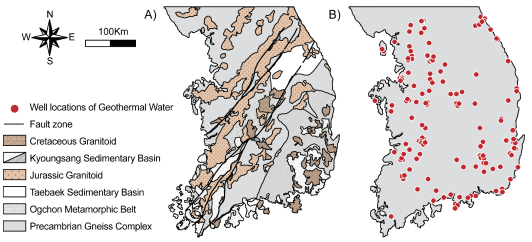


Fig. 1. Locations of deep thermal wells.

변성암류는 화강편마암, 편마암, 편암, 각섬암과 규암으로 구성되며 변성암류는 석영, K-장석, 흑운모, 각섬석, 휘석, 사장석 등이 주구성광물로 나타나며, 부구성광물은 광역변성작용 및 열수변질작용과 같은 2차 변질작용에 의한 산물인 남정석, 규선석, 견운모, 녹염석 등 다양한 변질광물들로 구성되어 있다.

퇴적암류는 사암과 석회암으로 분류되며, 사암의 주구성광물은 석영, K-장석, 사장석 등이며, 부구성광물 또는 2차 변질광물로 녹니석, 백운모, 저어콘, 방해석, 전기석, 견운모 등을 함유하고 있다. 석회암은 주로 탄산염광물인 방해석으로 이루어져 있으며 그 밖에 석영, 흑운모와 백운모를 주구성광물로 함유하고 있다.

화산암류는 응회암, 현무암, 유문암 그리고 안산암으로 분류되며, 주구성광물은 석영, K-장석, 사장석, 흑운모, 각섬석 등으로 대체적으로 화산암류는 화강암류와 비교하여 광물조성 상의 큰 차이를 보이지 않는다.

3. 연구결과

3.1 수질분석 결과

심부 온천수의 분석 결과를 기초 통계적으로 분석하면, pH는 평균 8.6이며 총 용존 성분(TDS)은 평균 643mg/L로 나타난다. 모든 화학성분들의 공간적인 농도 변화가 크다. 이는 화학성분들은 정규분포를 이루지 않는 것을 지시한다. 이러한 공간적인 수리화학적 특성은 광역적인 수리화학 분석 자료가 나타내는 일반적인 특성에 해당된다[3].

심부 온천수의 수질은 다양한 지질에 조건에 의해서 영향을 받고 있음을 의미한다.

3.2 수질유형 분석

심부 온천수의 수질 변화를 평가하기 위해서 듀로브 다이어그램을 이용하여 분석하였다. 분석한 결과, Na-HCO_3형, Ca-HCO_3형, Na-Cl형, Ca-SO_4형이 우세하다. Na-HCO_3형과 Ca-HCO_3는 심부 온천수 수질이 자연적으로 안정되어 있음을 의미하며, Na-HCO_3형이 Ca-HCO_3형보다 깊은 심도에서 나타난다[4]. 그러나 Na-Cl형과 Ca-SO_4형은 TDS가 다른 온천들공보다 높아 염의 영향과 황산염 광물의 용해로 영향을 받은 것으로 판단된다.

심부 온천수의 양이온은 모든 분석에서 Ca와 Na가 우세한 것으로 나타난다. 이는 지질 조건에 상관없이 물-암석 반응으로부터 지하수로 용출된 안정된 양이온은 Ca와 Na임을 의미한다. 그러나 음이온의 경우, HCO_3, SO_4, Cl의 영역에 고르게 분포한다. 따라서 심부 환경에서는 다양한 음이온 성분의 혼합이 발생하고 있음을 지시한다.

3.3 수질 성분의 기원

주성분 분석은 자료의 차원을 축소하여 자료의 복잡성을 단순화 시킬 수 지구통계기법 중에 하나이다[5]. 본 연구에서 주성분 분석을 통해 심부 온천수의 수리화학적 변화를 분석하였다.

모든 심부 온천수의 수질에 대해서 주성분 분석을 수행한 결과, 주성분을 3개로 추출하였다. 3개의 주성분의 설명율은 70%이다. 주성분 1에 적재되는 화학성분은 TDS, Na, Cl, Mg, K, Ca로서 고염수의 영향을 반영하는 것을 지시한다. 또한 물-암석 반응도 동시에 나타내는 것으로도 보인다. 주성분 2에 양의 적재를 보이는 화학성분들은 알칼리도, HCO_3, CO_2 가스가 포함된다. 또한 pH가 음의 적재를 보인다. 따라서, 이들 성분들은 석회암 지대나 대수층 내의 방해석과 백운석의 용해에 의한 용출로 인해서 기원되는 것으로 판단된다. 주성분 3에 양의 적재를 보이는 것은 SO_4, Ca이며 다른 화학성분들은 음의 적재를 보인다. 따라서 위의 화학성분들은 황산염 광물의 용해에 의해서 기인되는 것으로 판단된다.

4. 결론

심부 온천수 지하수를 분석하여 지체구조별로 지구화학적 특성을 분석한 결과, 퇴적암류 지역에서는 탄산염 지하수의 특성을 나타내지만 나머지 지역에서는 유사한 특성을 보인다. 결과적으로 심부 환경의 지구화학 특성에 가장 큰 영향을 미치는 인자는 염의 영향과 물-암석 반응이다. 이는 심부로 갈수록 이온 농도가 증가하는 경향을 나타내지만, 지역적인 지질의 차이로 인해 수리화학적 특성이 결정되는 것을 의미한다.

5. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 2012171020001A).

6. 참고문헌

[1] Ahn J., Apted.A.J., Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste, CRC Press, p. 762, 2010

[2] 김규한, 최현정, 남한의 온천지역의 열수와 지하수의 지구화학적 연구, 한국지구과학회지, Vol. 19, No. 1, pp. 22-34, 1998

[3] Chae, G.-T., Yun, S.-T., Mayer, B., Kim, K.-H., Kim, S.-Y., Kwon, J.S., Kim, K., Koh, Y.-K., Fluorine geochemistry in bedrock groundwater of South Korea, Science of Total Enviroment, Vol. 385, pp. 272-283, 2007

[4] 이정환, 함세영, 김광성, 정재열, 류상민, 김득호, 김현지, 요인분석과 농약성분 특성에 의한 농업지역의 지하수 수질 평가, 자원환경지질, Vol. 42, No. 3, pp. 217-234, 2009

[5] 함세영, 김광성, 이정환, 정재열, 성익환, 장성, 부산시 사상공단지역의 지하수 수질 특성, 자원환경지질, Vol. 39, No. 6, pp. 753-770, 2006

지하수 내 핵종이동 특성확인을 위한 액체섬광계수기 시스템의 활용 및 측정방법

박태진*, 민제호, 김정우, 백민훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*etjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

처분관련 연구 분야에서 방사성폐기물은 오랜 시간이 경과하면 결국 처분장에 유입된 지하수와 접촉하고, 용해된 방사성 핵종들은 지하수 흐름을 따라 주위 매질과의 상호반응을 하며 유출될 것으로 예상된다. 방사성폐기물 처분장의 안전성 평가에 있어 특히 지하수에 용해된 핵종들의 수착분배계수(K_d)는 매우 중요한 자료이며, 이는 회분식 수착실험 및 동적상태에서 측정한 수착실험을 통하여 얻어질 수 있다. 본 연구에서는 지하수에 주입된 핵종들에 대한 수착실험의 한 예를 통해 액체섬광계수기를 활용하여 다양한(비수착성, 약수착성, 강수착성) 핵종들의 농도를 측정하여 수착분배계수를 얻고 더 나아가 핵종의 이동특성을 규명하려는 노력을 기술하였다.

액체섬광계수기(Liquid Scintillation Counting, LSC)는 방사성핵종의 붕괴로 방출되는 베타 또는 알파 입자에 의한 방사능을 측정할 수 있는 분석방법이다. 간략한 원리는 방사선이 섬광용액과 반응하여 방출되는 빛을 정량적으로 검출하여 방사능을 측정하는 것이다. 사용되는 방법 중 하나는 핵에서 방출되는 운동에너지를 빛에너지로 전환할 수 있는 섬광체(scintillator)를 포함하는 액체칵테일에 방사성물질을 균일하게 혼합하여, 방사선을 통해 전환된 빛에너지를 광전자증배관을 통해 증폭하여 측정하는 것이다.

본 연구의 목적은 LSC의 기초 원리를 간략히 설명하고, 처분장 주변 환경을 고려한 지하수 내 핵종이동특성 확인을 위해 LSC 시스템을 활용한 예를 제시하고 그 결과를 비교분석하고, 측정방법을 기술함으로 해당 분야에 LSC 분석방법을 이용하고자 하는 이용자들의 장비 활용에 도움이 되고자 하는 것이다.

2. 본론

2.1 LSC 주요원리와 이론

액체섬광계수기(LSC)의 원리는 핵종에서 방출된 방사선(알파 또는 베타)이 섬광용액과 반응하여 발생하는 빛을 정량적으로 검출하여 방사능을 측정하는 것이다. LSC에서 실제로 계수하는 빛은 섬광(light flashes)이며, 이 빛에너지를 광전자증배관(photomultiplier tube, PMT)을 통해 증폭하여 측정하게 된다. 섬광은 섬광체(scintillator)에서 나오는데, 섬광체는 흡수된 빛에너지(UV light)를 PMT에서 측정이 가능한 파란색 영역에 해당하는 섬광으로 방출하는 역할을 한다. 섬광체로 흡수되는 빛에너지(UV light)는 균일하게 혼합되어 있는 용액으로부터 흡수하게 된다. 용액은 방사선(알파 또는 베타)으로부터 흡수된 빛에너지를 섬광체로 전달하는 역할을 한다. 이 과정을 Fig. 1에 도식화하였다[1].

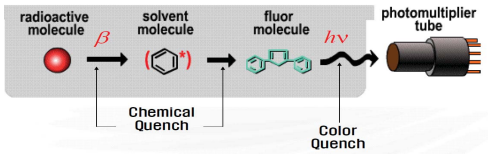


Fig. 1. A graphic illustration of the process the emitted radiation interacts with the cocktail (a mixture of a solvent and a solute) leading to a count being recorded by the LSC system.

2.2 LSC를 활용한 핵종이동특성 확인

앞서 언급한 것처럼 핵종의 이동은 지하수 및 매질의 자체특성, 그리고 매질과의 상호작용 등에 영향을 받게 된다. 본 연구에서 사용된 지하수의 조성을 Table 1에 나타내었다. 매질은 화강섬록암을 분쇄하여 동일하게 사용하였다. 지하수와 동일한 매질과의 상호작용은 정적(회분식) 및 동적(컬럼) 수착실험에 따라 다르게 나타나며[2], 이 결과(즉, K_d 산출)를 LSC 시스템(Tri-Carb2910TR, PerkinElmer)을 활용하여 용이하게 얻었다.

핵종의 수착을 고체매질과 용액사이의 평형적 분배로 특징짓는 현상학적/경험적 값인 분배계수 K_d는 다음의 식으로 나타낼 수 있다.

$$K_d = \frac{(C_0 - C_q)}{C_q} \cdot \frac{V}{M} \qquad (1)$$

여기서 C_0는 핵종의 초기 농도, C_q는 용액상의 핵종 농도, V(m^3)는 용액의 부피, M(kg)은 사용

된 고체의 양이다. 따라서 LSC 시스템을 통해 C_0와 C_q를 측정하면 실험시스템(특정 V, M)에서의 K_d값을 구할 수 있게 된다.

Table 1. Composition of groundwater used in static and dynamic sorption experiment

pH	(mV)	(μS/cm)	(mg/L)						
	Eh	EC	DO	Na	K	Mg	Ca	SiO_2	Cl
6.44	113	2023	4.7	92.9	8.8	70.1	229.5	46.6	562.5
(mg/L)				(μg/L)					
SO_4	HCO_3	Fe	Sr	Li	B	Mn	Ba	Zn	Rb
137.6	30.5	0.4	1.3	25.2	27.5	3387	375.1	50.3	8.5

정적수착현상인 회분식 실험의 경우, 수착반응이 평형에 도달하기에 충분한 시간(약 6일)을 반응시킨 후, C_0와 C_q를 측정하였고, 이를 통해 고액비 0.05 (g/mL) 조건에서 세 번 반복한 K_d 값은 1.00×10^{-2}, 9.97×10^{-3}, 9.94×10^{-3}으로 산출되었다. 따라서 K_d(평균)은 9.98×10^{-3} m^3/kg이었다.

동적수착현상인 컬럼 실험의 경우, 다른 지하수 유동(유량 약 0.5, 1 mL/min)에 따른 수착현상을 재현하였다. C_0와 C_q의 측정을 통해 파과곡선을 얻었고, 공극부피(pore volume, PV)에 따른 각 시료의 C_0/C_q 값을 적분하여 K_d 값을 산출하였다(식 (2) 참조).

$$K_d = (\frac{C_0}{C_q} - 1) \cdot \frac{V}{M} = (\sum \frac{C_0}{C_q} - 1) \cdot \frac{V}{M} \quad (2)$$

Fig. 2는 각 조건별 스트론튬의 C_0, C_q 측정값에 따른 파과곡선을 나타낸다. 두 곡선에 대한 평균을 빨간색으로 나타내었다. 이 평균에 대해 산출된 K_d 값은 유량 0.5와 1.0 mL/min 에 대해 각각 4.67×10^{-3}과 4.02×10^{-3} m^3/kg 이었다. 동적수착실험 각각에 대한 결과를 Table 2에 정리하였다.

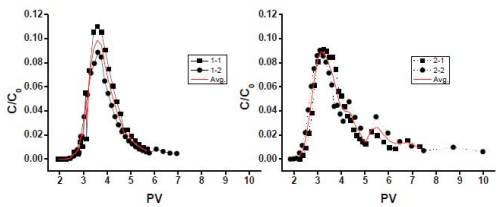


Fig. 2. Breakthrough curves of Sr-90 for 0.5 and 1.0 Q (mL/min). Average curves are shown in red.

스트론튬은 수용액에서 주로 Sr^{2+}로 존재하며 화학적 거동이 Ca^{2+}와 유사하다. 본 동적수착실험 결과에서는 지하수의 두 가지 유량조건 모두에서 비교적 일정한 패턴으로 파과가 일어났다. 이는 Sr 수착이 주로 양이온 교환에 기인하므로 암반 매질로의 수착에 있어서 지하수에 포함된 타 양이온들과 경쟁하고, 따라서 Mg^{2+}, Ca^{2+}, Mn^{2+} 등의 양이온이 다량 함유된 지하수에서 Sr의 수착이 저해되었음을 암시한다.

Table 2. Kd values obtained from batch as well as column sorption experiments

	C_0/C_q	K_d (10^{-3}, m^3/kg)	고액비 (g/mL)
Batch-1	1.48	10.0	0.05
Batch-2	1.48	9.97	0.05
Batch-3	1.48	9.94	0.05
Coln1-1	7.07	3.75	1.62
Coln1-2	8.40	5.42	1.36
Coln2-1	6.20	3.99	1.30
Coln2-2	5.02	4.05	0.99

3. 결론

지하수에 존재하는 주요 핵종들의 이동특성규명을 위해 요구되는 실험에 LSC 시스템이 효과적으로 활용될 수 있음을 확인하였다. 특히 회분식 수착실험 및 동적 컬럼 수착실험과 관련하여 주입된 핵종의 초기 농도 및 회수된 농도 분석을 통해 매질에 대한 용질이동 특성을 규명하는데 LSC 시스템이 성공적으로 활용되었다. 아울러 LSC의 기초 이론과 분석방법 등을 간략하게 기술하여 핵종이동특성 확인을 위해 LSC 장비를 활용하고자 하는 연구자들에게 필요한 기술적 기초지식을 제공하고자 하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Passo, C. J.; Cook, G. (2002). Time resolved liquid scintiallltion counting: (TR-LSC) for environmental ^{3}H analysis. PerkinElmer Life Sciences

[2] T.-H. Wang, M.-H. Li, S.P. Teng, Bridging the gap between batch and column experiments: A case study of Cs adsoprtion on granite. Journal of Hazardous Materials, 161, 409-415 (2009)

지하수의 원위치 수리화학특성 평가를 위한 장기모니터링 시스템 구축 및 운영: KURT 연구용터널 내 다심도관측정의 활용

권장순*, 김지연, 김건영, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jskwon@keari.re.kr

1. 서론

처분 프로그램에 있어 모니터링은 가능한 가장 빠른 시기에 시작되어야 하는 행위 중 하나이다. 이에 KURT(KAERI Underground Research Tunnel) 확장으로 예상되는 심부지질의 수리특성 및 지화학 환경 변화를 모니터링하고 확장 이전 KURT 부지의 수리·지화학 특성 배경치와 지하수 주유동로(MWCF) 초기자료 확보를 위하여 수리·지화학 모니터링용 관측공을 KURT 내부 및 외부에 설치하여 운영하고 있다. 본 연구에서는 기존 관측공에서 얻어진 모니터링 결과를 함께 활용하여 KURT 확장 이전 MWCF 지하수의 지화학 특성의 배경치를 제시하고, 향후 부지 내 지하수 함양특성 등의 평가를 위한 기상 및 지하수의 원위치 수리화학특성 장기모니터링 시스템을 구축 및 예비 운영 결과를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 장기모니터링 시추공

연구지역의 기존 시추공으로부터 확보되어 있는 자료를 활용하여 단열분석 및 지표 지질조사를 수행하여 KURT 장기모니터링 시추공의 위치와 심도를 결정하였다(Fig. 1). 이후 KURT 확장 중 및 확장 후 수리 및 지화학 모니터링을 위하여 KURT 내 수평경사시추 모니터링공(MB-1, 200m) 및 지상부 수직경사시추 모니터링공(MB-2, 300m)을 설치하였다. 시추 중 초기 수리 및 지화학 특성을 확보하기 위하여 수리시험 및 원위치 수리지화학 특성 분석을 또한 실시하였다. 특히 KURT 지상부의 MB-2의 설치시 향후 시추수의 영향을 평가할 수 있도록 형광물질 추적자를 사용하였다.

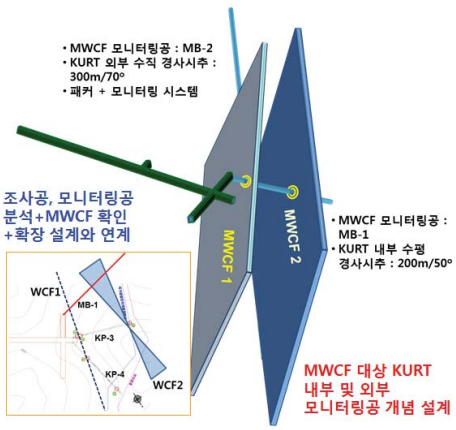


Fig. 1. Spatial distribution of MWCFs predicted and boreholes for a long-term monitoring in and out of KURT.

2.2 지하수의 다심도 모니터링

모니터링 관측공들의 시추가 완료된 후 분석된 단열특성에 따라 각 시추공에 대하여 다중패커시스템을 적용한 모니터링 시스템을 설계하였다(Fig. 2). 또한 향후 확증 중 장기모니터링과 관련된 조사 및 분석절차, KURT 확장시 단계별 수리 및 지화학 조사 체계, 각 세부단계별 분석항목 및 방법에 대한 지침서를 마련하였다.

2.3 부지 내 모니터링 시스템 구축

부지 내 기상변화 모니터링을 위하여 KURT 전면부에 기상측정시스템 및 자동 강수시료채취 시

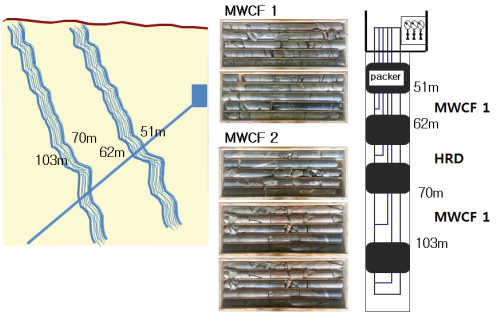


Fig. 2. Schematic design of multi-packer system in the monitored borehole (MB-2) reflecting a fracture analysis result.

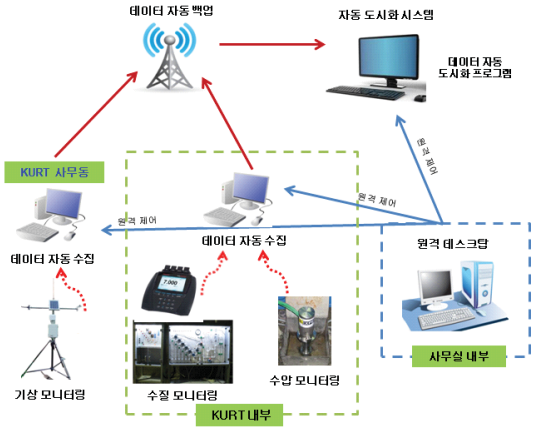


Fig. 3. Schematic design of multi-packer system in the monitored borehole (MB-2) reflecting a fracture analysis result.

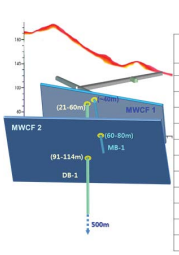
스템을 운영하고 있으며, KURT 내 관측공 지하수의 수두압 모니터링 및 장심도시추공(DB-1, 500m 심도)의 단열구간별 자동 간이수질측정 장치가 가동중이다. 기상, 지하수 수두압 및 간이수질 각 요소는 Fig. 3과 같이 데이터 수집장치(PC)에 자동으로 기록되며, 원거리 통신장치를 이용하여 사무실 내 PC에 자동 백업되어 개발된 도시화 프로그램을 이용하여 시간별 변화 추이 곡선을 그릴 수 있도록 하였다. 또한 모든 PC 장치는 원격으로 제어가능 하도록 하였다.

KURT 장기 수리·지화학 모니터링 시스템 구축과 연계하여 연구부지의 강수 및 지하수 시료의 산소-수소 안정동위원소 특성 및 산화/환원 조건에 민감한 용존성분(Fe, Mn, S), 자연방사성물질(Rn 등)을 분석하기 위한 기기 및 시스템을 또한 구축하였다. 이를 이용하여 실시간으로 on-situ에서 자료를 산출함으로써 보다 정확한 원위치 자료를 확보할 수 있게 하였다.

2.4 부지 내 지하수의 수리화학적 특성

KURT 확장 이전의 지하수 특성을 확보하고 시추에 의한 지화학 환경의 교란 특성을 평가하기 위하여 다중패커를 이용한 KURT 내 심부시추공(DB-1)의 구간별 지화학 분석을 수행하였고, KURT 내 신규 시추공의 시추에 따른 DB-1 지하수의 영향을 평가하였다. 부지 내 지하수의 경우 심도증가에 따라 Ca-HCO_3 유형에서 Na-HCO_3 유형으로의 일반적인 물-암석 반응에 따른 진화경향을 보이고 있으며, 시추에 의한 특정구간의 지화학적 변화 양상은 수두압 모니터링 결과의 교란 범위와 일치하여 관찰되었다.

또한 기존 KURT 관측공 및 신규 수리 및 지화학 모니터링 결과에 근거하여 KURT 확장 이전 KURT 전면부 지하수주유동로(MWCF-1 및 2)의 단열대 연결성을 확인하였고, 각 구간별 지화학 특성 배경치를 산출하였다(Fig. 4).



Section	DB-1 21-60m (N=8)	DB-1 91-114m (N=4)	DB-1 116-300m (N=16)	MB-1 - 40m (N=1)	MB-1 60-80m (N=1)
MWCF	MWCF 1	MWCF 2	Deep GW	MWCF 1	MWCF 2
pH	8.0±0.3	7.5±0.1	8.2±0.7	8.5	8.1
Eh	377±74	416±98	345±108	476	475
EC	160±17	145±22	173±46	151	132
DO	2.0±1.6	0.5±0.3	0.5±0.3	5.8	3.9
Na	10.5±2.0	11.8±2.2	20.4±3.4	9.0	12.5
Ca	19.1±1.4	16.7±0.8	12.5±4.5	20.3	18.2
Cl	2.8±0.6	2.9±0.5	2.2±0.2	3.3	3.1
NO3	3.0±3.5	3.0±2.6	0.02±0.04	9.5	1.5
F	2.3±0.7	2.6±0.7	3.7±0.5	1.1	2.9
HCO3	65±14	56.4±1.5	72±16	122	61.0
U	32.5±4.3	738±13	10.0±11.5	22.7	894

Fig. 4. Background geochemical values of MWCFs around KURT site.

3. 결론

현장 지표 지질조사 및 KURT 현장검증 기반 구축을 위한 KURT 내 조사시추공으로부터 획득된 단열분포 특성 및 수리특성을 기반으로 모니터링용 시추공의 설계 및 굴착을 완료하였다. 또한 조사용 및 모니터링 시추공의 단열분포 및 수리특성분석 결과를 기반으로 모니터링 구간 및 수리·지화학 모니터링시스템을 설계하였다. 또한 자동 모니터링 시스템 및 분석장비의 구축을 통하여 KURT 확장(시설건설)에 의한 연구지역의 지하수 유동특성 및 심부 영역의 지하수 수리·지화학 특성변화를 관측할 수 있도록 하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 미래창조과학부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구(핵연료주기사업, No. 2013000789)이며, 일부 장비의 구축은 2013년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행되었습니다.

지하처분연구시설(KURT) 운영 현황 - 홍보부문

김영태*, 박정화, 배대석, 이종열, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yotkim@kaeri.re.kr

1. 서론

지하처분연구시설(KURT : KAERI Underground Research Tunnel)은 한국원자력연구원 내에 건설·운영되는 국내 유일한 지하연구시설로서, 고준위폐기물 심지층처분기술에 대한 적합성, 안전성, 타당성을 현장에서 검증시험 연구 및 지하의 지질학적 처분환경 조사기술 개발 등을 목적으로 운영되고 있는 시설이다[1]. 또한 이 처분기술의 이해 제고를 위하여 대국민 홍보활동을 진행하고 있다. 방사성폐기물처분에 관한 국민이해 제고 활동은 필수불가결한 업무이다. KURT 홍보활동은 과학적인 연구과정과 결과를 투명하게 공개하고, 연구 현장의 견학 및 교육으로 얻어지는 홍보효과의 영향력은 더욱 중요시 될 것이다. 여기서는, 2006년 말 완공 시점부터 2013년 상반기까지 방문 현황을 정리하고 KURT 홍보 활동에 대한 분석을 통하여, 기존의 홍보시스템을 재조명함으로써 향후, 대국민 이해 제고 프로그램 개선에 도움이 되고자 한다.

2. 본론

2.1 시설현황 및 연구내용

KURT는 입구부터 길이 180m의 진입터널을 거쳐 막장에서 양쪽으로 길이 45m, 35m의 연구모듈로 각각 구성된다. 터널의 형태는 마제형(horse-shoe type)으로 높이 6m, 폭 6m이며, 경사도는 -10%, 깊이는 지면에서 지하로 90m, 총연장길이는 255m 이다. 주요 연구 내용으로[2]:

1) 지하수 흐름 속도와 화학성분 특성 등
2) 물질이동 시험
3) 열반응시험
4) 처분용기 부식시험
5) 터널굴착에 의한 암반손상 영향

등의 내용으로 구성되어 있다. 그리고 KURT는 비방사성시설로 허가되어 모든 연구는 방사성물질의 사용이 불가능하다. 한편 KURT는 방사성폐기물처분에 대한 연구성과 공유를 목적으로 설립된 국제원자력기구(IAEA) 지하연구시설(URF) network의 협력기관으로 지정되어(2012년) 관련 국가들과 활발한 정보·인력 교류가 이뤄지고 있다.

2.2 처분기술 이해증진

2.2.1 홍보 시설 운영

KURT 견학은 우선 간이 홍보관을 방문하여 방사성폐기물에 관한 이해를 시작으로, 우리나라에 적합한 고준위폐기물처분시스템에 대한 개념 이해를 위해 실제 처분시설 모형과 시청각 자료에 접근할 수 있다(Fig. 1). 특히, 3차원 홍보영상물 시청으로, 고준위폐기물의 안전한 처분과정에 대한 메커니즘을 짧은 시간 내에 쉽고 명확하게 전달 될 수 있게 하였다. 또한 체르노빌, 일본 등 원전 관련 사고로 인하여 신뢰도가 하락한 현시점에 맞는 안전성 관련 등 추세에 따라 부가설명도 병행하고 있다. 그리고 다양한 방문객들의 이해수준에 맞는 유연성 있는 설명도 진행하고 있다. KURT 현장 방문에 앞서서 주요내용을 우선 이해함으로써, 견학에 대한 학습효과의 효율성을 한층 높이고 있다. 이와 함께 경륜이 많은 전문가의 쉬운 설명을 통하여 이해를 증진토록 하였다(Fig. 2). 한편 2013년 하반기 중에 KURT 증축 공사와 함께 홍보관 및 제반시설 확충공사도 검토하고 있다.



Fig. 1. Views & Imformation building for KURT.



Fig. 2. Visitors & Reserch modules in KURT.

2.2.2 KURT 방문 현황

2006년 이후 6년 이상 동안 KURT를 방문한 총방문인원은 약 9514여명에 달하며, 외국인(324명), 지역주민 등(975명), 전문인(638명), 학생(5,593명), 공무원(291명), 공공기관(1082명), 언론(53명) 및 시민단체 (558명)으로 구성된다. 방문객수는 매년 점진적인 상승 추세를 보인다(Fig. 3). 특히, 2011년도 방문객수는 전년도 대비 2배 이상을 상회하였다. 이 기간은 한국원자력(연)의 "연구원개방의 날"의 시행 활성화 및 다양한 홍보활동, 원자력르네상스 분위기와 연계된 언론보도(다큐멘터리, 매스미디어 등), 삼척시 신규원자력발전소 유치신청서 제출(2010년 12월) 관련 등의 이유로 방문객이 증가 하였다. 또한 특징적인 현황으로 학생이 전체 방문객 중 약 59%를 차지하였는데, 한국원자력(연) 참여 홍보프로그램인 "원자력 개방의날", "주니어닥터", 대전시 협약 프로그램 등 주된 홍보대상이 학생임을 통계자료에서 확인된다.(Fig. 2). 2012~2013년도 방문이 저조한 원인은 KURT 확장설계를 위한 지질조사가 터널 내에서 수행되었기 때문에 소음과 분진 등 안전상의 이유로 방문을 제한하였기 때문이다[2].

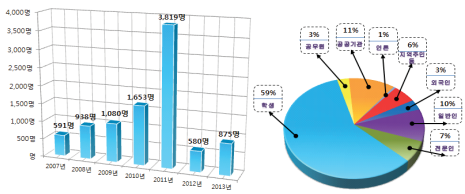


Fig. 3. Graphs & The data on visitors to KURT.

2.3 시설 확장

KURT에서 연구범위 및 국제협력 범위 확대로 시설확장을 계획하고 있다(Fig. 4). 확장 목적은[3]:

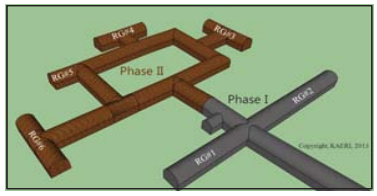


Fig. 4. Concept & The KURT expansion for Phase Ⅱ.

1) 한국원자력(연)에서 계획한 장기 연구개발계획의 성공적 이행을 위한 추가적 시험연구를 차질없이 수행하고,

2) IAEA URF network의 국제협력 활성화에 대비하고, 국제협력 수준에 부응하기 위한 재정비

3) 그리고 방문객에 대한 처분기술의 이해제고 증대와 참여 기회 확대로 홍보활동의 내실화를 추구한다는 내용으로 정하여 향후 그 효과가 기대된다.

3. 토의 및 요약

3.1 개선 방안

KURT 방문객의 수적 증가는 고무적인 현상으로 간주 되지만, 방문 후 방사성폐기물의 인식 변화에 대한 홍보효과에 대한 정량적인 분석이 이루어지지 않았다. 방문객들의 생각과 요구 사항들에 대한 조사 분석이 필요하다. 방문 후 간단하고 명료한 설문조사가 병행되어야 할 것으로 판단된다. 예컨대, 현대인의 커뮤니케이션 수단인 모바일 관련 어플리케이션 등을 통한 설문방식을 도입하여 간편하고 접근성 및 응답이 용이한 방법으로 접근하는 것이 바람직할 것이다. 그리고 방문객 및 기방문객을 대상으로 필요시 표본을 선정하여 간단한 절차로 설문에 응할 수 있게 함으로써, 향후 홍보활동을 추진함에 있어 시행-착오를 최소화 할 수 있을 것이다.

3.2 요약

KURT의 약 6년 이상 동안의 대국민 방문현황을 정리해 본 결과, 학생 방문객이 가장 높은 비중을 차지하였다. 또한 방문제한을 실시한 연도를 제외하면, 전체 방문객수는 급격히 증가하고 있다. 2013년 하반기에 약 1년간 KURT 확장공사가 진행될 예정이며, 이 기간 동안 안전상의 이유 등으로 시설방문은 제한하게 될 것이다. 이러한 공백기에 현황 분석 결과를 토대로 홍보대상에 맞는 적절한 프로그램과 보다 양질의 교육 및 견학에 대한 인프라를 제공하기 위하여 홍보 관련 시설증축을 검토하고 있다. 또한 기방문객 및 방문객에 대한 만족도조사를 실시할 예정이며, 획기적인 홍보시스템 구축으로 방문객의 요구에 맞는 대국민 홍보의 장을 열어 갈 계획에 있다.

4. 참고문헌

[1] 지하처분연구시설(KURT) 운영현황 2010. 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집

[2] KURT 운영보고서. KAERI/MU-533/2012

[3] Long-term Plan for In situ Tests and Experiments at KURT Phase 2 Facility. KAERI/TR-4945/2013

처분시스템 내 핵종이동에 관한 골드심 모델링: 패스웨이의 활용 문제

이연명*, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

A-KRS는, 파이로 처리(pyroprocess)에 의한 사용후핵연료의 건식재처리를 통하여 우라늄자원을 재활용하며 TRU도 줄이고 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄일 수 있도록 한국원자력연구원에서 개발 중인 파이로 처분시스템 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 골드심, 즉 GoldSim Transport Module (GTM) [1]을 이용하여 다양한 형태의 모듈로 개발하고 있으며, 개발된 모듈을 통합한 형태의 템플릿 (template) 전산 코드로 개발 활용하고 있다.[2-6] 도출된 시나리오를 기반으로 하여 신뢰도 높은 수학적 모델을 구축한 후, 이를 토대로 평가 도구로서의 전산 프로그램을 개발하는 것은 처분시스템의 안전한 운영과 장기적 안전성 확보 및 제시에 중요하다. 그런데 GTM은 모사적 방법으로서 안전성 평가 모델을 개발하거나 개발된 프로그램을 사용하는데 유용한 반면, 정확한 모사 결과를 위해서는 세심한 주의를 요구한다. 이는 각 매질에서의 핵종 이동을 모사하면서 이전의 수치적 접근 방법과는 달리 핵종의 농도나 플럭스의 보존은 고려하지 않고, 핵종의 질량만을 보존하는 GTM의 특성 때문이다. 원계영역 내 다중 균열 매질에서의 핵종 이동을 모사하기 위하여 GTM을 이용하는 문제에 대한 일련의 지난 연구[7-8]에 이어, 이 연구에서는 GTM에서 제공하는 주요 패스웨이 (Transport Pathway)를 활용하여 처분시스템 매질 내 핵종 이동을 보다 정확히 평가할 수 있도록, 특별한 경우에 대하여 이러한 패스웨이의 사용상의 차이에 따른 결과를 상호 비교 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 필요하면서 동시에 세심한 주의를 요하는 점으로, 골드심을 이용한 핵종 이동 모사에 주의할 점으로 다양한 안전성 평가 모델 개발 시 유용할 것으로 판단된다.

2. GoldSim 모델링 유의점

GTM은 다양한 형태의 패스웨이를 제공하여 매질 내에서 질량 전달을 효율적으로 모사가 가능하도록 하는데, 일반적인 구획 모델에서 사용되는 mixing tank와 유사한“Cell”과, 이류-분산(advection-dispersion)에 관한 농도 지배 방정식을 라플라스 역변환을 이용하여 풀어낸 후, 이를 Pipe의 출구에서의 핵종의 이류 및 분산적 플럭스를 구해 이를 수학적으로 입력 신호에 대한 출력 신호로 사용하는 응답함수 형태의 연산자로 기술하는“Pipe”가 대표적으로 GTM에서 제공하는 두 가지 패스웨이이다. 이러한 패스웨이는 질량 전달이 일어나는 처분 시스템 내 다양한 매질의 구성요소로서 활용된다. 다만 GTM에서는 이러한 패스웨이 사이에서 질량의 전달만 모사할 뿐이지, 농도 자체나 질량 플럭스 그대로의 전달은 이루어지지 않는 점에 극히 유의하여야 한다. 뿐만 아니라 GTM에서는 질량의 전달 외에 그 어떤 매질에만 국한된 형태, 가령 지하수의 유동 방정식 등을 다루는 지배 방정식도 사용하지 않는다. 이는 매질의 유동에 관한 모델이나 값은 오로지 사용자가 부여하거나 외부에서 연계된 프로그램으로 제공할 수밖에 없다는 의미이다. 사용자가 제공해 준 매질의 이동률 (M/T) 이나 유량률 (L^3/T)을 갖는 고체 및 유체의 매체가, 패스웨이 사이에서 질량, 즉 핵종만을 서로 전달해주고 받는 방식이다. 가령 Cell과 Pipe가 차례로 연계된 매질에서 지하수와 토양 침식을 통한 질량전달의 경우라면, Pipe는 Cell 패스웨이에서 전달 받는 지하수와 토양 각각의 유량률과 이동률에 의해 결정되는 전달 속도를 통해 오로지 시간에 따른 질량만을 전달받으며, 이렇게 전달받은 질량 이동률은 바로 Pipe라는 연산자에 의에 Pipe 출구에서 입력 신호에 대한 응답함수로서 질량 이동률만을 나타내게 된다. 이 때 Pipe는, 사용자에 의해 Pipe로 부여된 매질의 유량률을 가지고 질량 즉 핵종을 다음 pathway에 다시 전달하게 된다. Pipe는 Cell과는 다르게 물리적 매질로 모사될 수 없으니 질량에 대한 입력 신호를 수학적 출력 신호로만 전환할 뿐이다. 그러나 이류-분산식에 의해 연산자로 표현된 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, 이는 연산자를 구하기 위해 사용한 농도에 관한 지배식 이류-분산식에서 구한 것이 아니고, GTM에서의 time step 내에서 Pipe 내에서의 변화를 무시한 채, Pipe 출구에서 얻어낸 질량의 플럭스를 매질의 유량률로 단순히 나누어 역산하는 방식으로 출구에서의 핵종의 농도를 개략적으로 계산해주는데, 이는 Cell에서와 같이, Cell 내로 들어 온 질량이 Cell을 구성하는 다양한 고체 및 유체 매질 간의 즉각적인 평형과 분배의 가정에 의한 결과로 얻어지는 농도와는 다른 개념일 수 밖에 없으며 정확한 농도값은 아닌 것에 주의하여야 한다.

3. MWCF 내 지진 모델링의 예시

A-KRS 안전성 평가 모델에서는 주요한 사고시나리오로서 지진을 고려하고 있다.[3-4] 지진이 발생하면, 주요 지하수 유동대 (MWCF)내 유량률이 증가하는 것으로 모사된다. 이 때 MWCF 내에서의 유량이 갑자기 변화하는 상황을, GTM에서는 이를 즉각적으로 반영할 수 있도록 모델링이 되어야 하나 일반 수치모델과는 달리 정확한 반영이 어렵다는 점에 유의하여야 한다. 지진 전에 이미 Pipe에 전달된 핵종의 질량은 응답함수에 따라 지진의 영향을 받지 않고 Pipe의 출구로 전달될 수 있기 때문이다. 이는 전술하였듯 Pipe가 물리적인 매질이 아니고, 그저 수학적인 연산자이기 때문이다. 또 Pipe에 적용된 이동 및 유량률은 물리적 매질에서처럼 Pipe의 입구에서의 것이 아니라 다음 pathway로 질량을 전달해 주는 매질자체의 것이라는데 극히 유의하여야 한다. 즉 지진으로 MWCF 내의 유량률이 예로서 10배로 늘어나면 그 Pipe로 들어가는 유량이 10배가 증가하는

것이 아니라, GTM에서는 그 Pipe에서 다른 pathway로 10배 더 빠르게 질량을 전달한다는 의미일 뿐이다. 이 때문에 실제 물리적인 매질로 간주할 수 있는 연속된 Cell을 이용하여 MWCF를 모사하는 편이 보다 정확할 수도 있지만, Cell은 암반 조직으로의 확산을 지원하지 않는 점이 있어 주의를 요한다. Fig. 1은 지진의 경우를 가상하여, MWCF 내의 유량률의 갑작스런 변화를 고려하는 모듈이다. MWCF에서의 핵종의 유출률을 계산하는 이와 같은 GTM 모델에서, MWCF를 단일 Pipe와 모사하거나 이를 다수의 Pipe를 직렬로 연결한 경우와, Pipe를 제외하고 연속된 Cell을 사용한 경우와 비교할 수 있도록 모델링 해 보았다. 이전의 연구[8]에서처럼 단일 Pipe와 다수의 연속된 Pipe로 모사한 경우와, 이번 연구를 통하여 추가된 연속된 Cell로 MWCF가 모사되는 경우, 즉 Cell수를 2개, 5개, 10개 그리고 20개로 각각 변화시킨 경우에 대하여 나타난 결과도 함께 비교되도록 하였다. 이 모든 경우에 대하여, MWCF는 언제나 100 m 길이를 유지하고 매질은 지하수로만 채워져 있으며, MWCF 내에서는 정상적으로 100 m^3/yr의 유량률을 가지며 유량이 흐르는 단면적은 1 m^2으로 가정하였다. Pipe 내에서의 확산도 (diffusivity)는 MWCF 내 총 이동길이의 10%로 하고 암반 조직 내로의 확산은 비교 목적 상 일어나지 않는 것으로 무시하였다. 0.5년이 지나 지진이 발생하는 것으로 하여 지진이 일어 나면 MWCF에서의 유량률이 10배로 증가하는 것으로 하였다. 이 결과로 나타난 Fig. 2에서 보면, Pipe든 Cell이든 패스웨이의 갯수가 증가하며 파과곡선이 실제의 값으로 계속 증가하는 것으로 나타는 것으로 판단된다. 그렇지만 Pipe로 모델링 된 경우 Cell의 경우와 달리 여전히 절반 정도의 핵종이 적게 나타나는 것을 알 수 있어, 물리적인 Cell로 모델링 된 경우가 정확한 값을 주는 것으로 판단되었다. 그러나 Cell의 경우도 사용된 갯수의 증가에 따라 파과 곡선이 조금씩 변화하는 것을 알 수 있다.

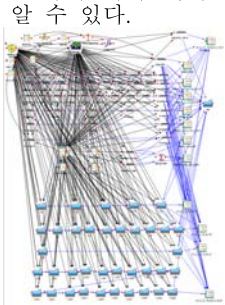


Fig. 1. MWCF modeled with GTM Pipe and Cell pathways for comparison purpose.

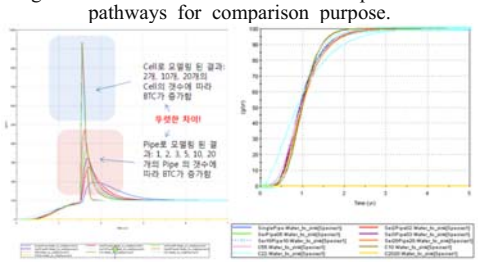


Fig. 2. Variation of mass discharges from the various numbers of Cell and Pipe pathways modeled for MWCF under an earthquake scenario (left) and for the normal case of no flow change (right).

4. 결론 및 논의

단일한 Pipe 패스웨이와 다수의, 일련의 Pipe 패스웨이로 모델링된 MWCF에 대하여 출구에서의 핵종의 유출률을 갖는 경우, 핵종의 이동 결과를 상호 비교한 Fig. 3에서 보면 MWCF 출구에서의 질량의 전달률이 뚜렷한 차이를 보이게 나타나는 것을 알 수 있다. 지진이 일어나는 시점, 즉 0.5년에서의 유출률이 갑자기 증가하는 파과곡선 상, 보다 많은 Pipe를 사용하는 경우 정확한 모사에 근접해 가는 것으로 나타나기는 하지만 여전히 일정한 값으로, 그리고 Cell을 사용한 경우와 다르게 실제 값으로는 수렴하지는 않는 것으로 나타나는 것을 알 수 있었다. Pipe가 Cell과 같은 성격의 물리적 매질이었다면 유한 차분법의 경우와 다르지 않게 Pipe 수를 증가 시켜나가면 보다 정확한 수치해를 얻어 내는 것이 가능하겠지만, 이는 단순한 수학적 연산자인 Pipe에서는 아무리 작은 거리를 모사하는 Pipe에 대해서도 지진이 발생하는 순간에 이미 Pipe로 전달 받은 질량에 대해서는 지진에 따른 유량률 증가의 영향을 받지 않는 부분이 여전히 남기 때문인 것으로 판단된다. Cell의 경우는 Cell의 개수를 증가시킬 때 보다 정확한 값으로 접근 하는 것으로 볼 수 있지만, 이는 Pipe로만 모사하는 경우와 뚜렷한 차이를 보이고 있는데, Pipe로만 모델링한 경우, 파과 곡선의 변화는 뚜렷하지만 정확한 해를 주는 군으로는 진입하지 못하는 것과 다르게, Cell의 개수에 여전히 민감하긴 해도, Pipe의 경우와 다르게 어느 정도 정확한 파과곡선 군을 주는 것으로 보이고 있다. 이는 연속된 Cell로 모델링하는 것은 Pipe의 경우와 다르게 수치해석의 유한 차분 모델과 사실상 동일한 방법으로 물리적인 Cell수가 증가하며 차분에 따른 수치적 오류를 줄이기 때문으로 판단된다. 한편, 지진이 발생하지 않는 경우의 우측 그림에서 보면 Pipe이든 Cell이든 이 두 pathway로 모델링될 때, 그 pathway의 갯수에 거의 무관하게, 서로 잘 일치하고 있는 것을 알 수 있다. 다만 Cell오 모사되는 경우, Cell의 갯수가 적어지면 수치분산 (numerical dispersion) 현상이 두드러지게 나타나는 것을 알 수 있다. 따라서 GMT는 처분 시스템 안전성 평가를 위한 핵종 거동 모사에 매우 유용한 도구임은 분명하지만 이러한 예에서 시사하는 바대로 GTM에서의 패스웨이의 사용은 세심한 유의가 필요할 것으로 보인다.

5. 참고문헌

[1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006

[2] Youn-Myoung Lee et al., "A GoldSim model for the afety assessment of an HLW repository," Progress in Nuclear Energy, 51, 746-759, (2009)

[3] Youn-Myoung Lee et al., "Evaluation of Nuclide Release Scenarios for a Hypothetical LILW Repository," Progress in Nuclear Energy, 53, 760-774, (2011)

[4] Youn-Myoung Lee, et al., "An Evaluation of an Earthquake Scenario for a Pyroprocessed Waste Repository," Progress in Nuclear Energy, 66, 133-145, (2013)

[5] 이연명, 정종태, "KAERI A-KRS 골드심 성능평가 모델 비교 검증 연구," 11(2), 103-114, (2013)

[6] 이연명, 정종태, "파이로처리 방사성폐기물 처분장 주요 파리미터의 선량 결과 민감도," 2012 춘계 방폐학회 논문요약집, 377-378, 창원, 2012

[7] 이연명, 정종태, "파이로처리 방사성폐기물 처분 시스템 원계 영역 핵종 이동 모델링 방안," 2012 추계 방폐학회 논문요약집, 289-290, 부산, 2012

[8] 이연명, 정종태, "골드심 이용 방사성폐기물 처분 시스템 핵종 이동 모델링 방안," 2013 춘계 방폐학회 논문요약집,199-200, 경북대, 2013

추출크로마토 그래피를 사용한 방사성폐기물 내 U, Am, Pu 분리법에 대한 연구

최용술[1*], 박태홍[1], 안홍주[1], 박용준[1], 송규석[1], 김경덕[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 520
[*]cys0094@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 적절한 처분을 위해서는 폐기물 속에 포함된 방사성 핵종의 종류 및 그 농도를 알아야 한다. 특히 반감기가 매우 긴 알파핵종의 경우 폐기물의 안전한 처분을 위해서 폐기물의 알파핵종 동위원소별 농도를 결정해야 한다. 이 논문에서는 방사성폐기물 시료들에 포함되어 있는 U, Am, Pu를 Eichrom사의 UTEVA/TRU Resin을 사용하여 신속하게 화학분리 후, 알파분광기를 이용하여 시료 중의 U, Am, Pu 농도 측정을 기술하였다. 이 방법은 분석대상인 U, Am, Pu을 화학적으로 개별 분리하여 알파 에너지 측정 시 서로 peak들의 겹침을 피하고 각 핵종의 동위원소 농도를 적확히 결정할 수 있다.

2. 본론

2.1 실험방법

방사성폐기물 시료 중의 U, Am, Pu 화학분리를 위하여 수행한 전반적인 실험 절차는 Fig. 1과 같다. 전처리 과정을 거쳐 용액화된 시료에 추적자(U-232, Am-243, Pu-241)를 넣고 증발건고 후 3 M HNO_3-1M $Al(NO_3)_3$ 용액에 녹여 column을 통과 시킨다. UTEVA/TRU Resin columns을 사용하여 Fig. 1에 도시된 순서로 U, Am, Pu을 화학분리하고 CeF_3로 공침한 후, 알파분광기를 통하여 시료 중의 U, Am, Pu 농도를 측정한다. 회수된 추적자의 농도로 핵종 분리의 회수율을 구할 수 있다.

2.2 결과 및 토의

전처리 과정을 거친 시료를 UTEVA resin column을 통해 흘려보내면 U, Am, Pu 중 U 동위원소만이 UTEVA resin에 선택적으로 흡착된다. 5 M HCl-0.05 M oxalic acid를 이용 resin에 흡착되어 있는 Th을 제거하고 흡착된 U 동위원소를 1 M HCl을 사용하여 용출하였다. Fig. 1에서와 같이 UTEVA resin column을 통과하고 나온 3M HNO_3-1M $Al(NO_3)_3$ 용액을 TRU resin column에 흘려보내면 Am(Ⅲ) 동위원소와 Pu(Ⅲ) 동위원소가 TRU resin에 흡착된다. $NaNO_2$를 이용 Pu(Ⅲ)를 Pu(Ⅳ)로 산화시킨 후 4 M HCl을 사용하여 Am 동위원소를 resin에서 용출시킨다. Cm(Ⅲ)의 경우 TRU resin에서 Am(Ⅲ)과 화학적으로 같은 거동을 보이고 Am과 알파에너지가 겹치지 않기 때문에 Am과 함께 용출하여 농도를 결정할 수 있다. 이후 0.1 M Ammonium hydrogen oxalate를 사용하여 Pu 동위원소를 용출하였다. UTEVA/TRU Resin columns에서 분리한 U, Am, Pu 용액을 CeF_3로 공침 하고 알파분광기로 측정하였다.

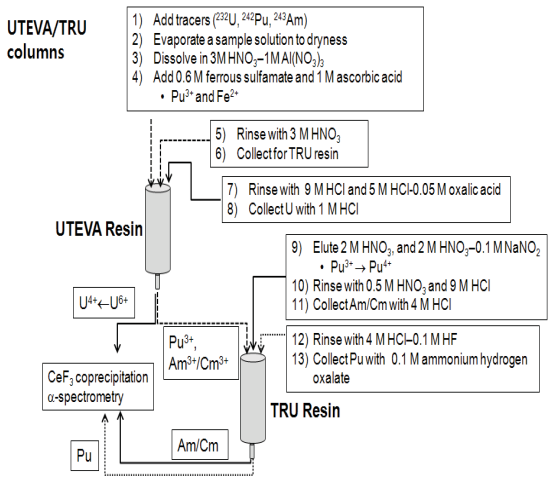


Fig. 1. Scheme of UTEVA/TRU columns.

알파스펙트럼 (Fig. 2-4) 측정을 통하여 핵종별 선택적 화학분리가 성공적으로 수행되었음을 확인하였고 방사성폐기물 내 알파핵종의 농도를 구할 수 있었다.

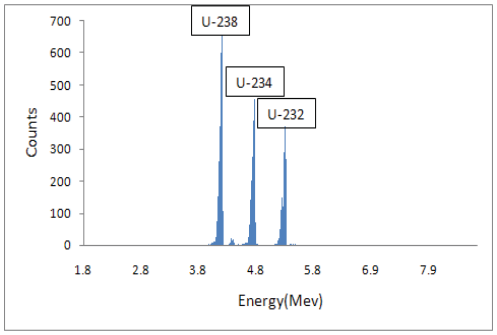


Fig. 2. Alpha spectrum of U isotopes.

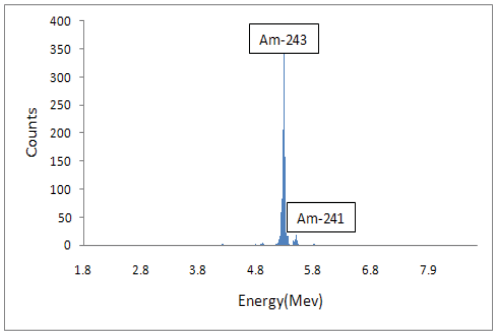


Fig. 3. Alpha spectrum of Am isotopes.

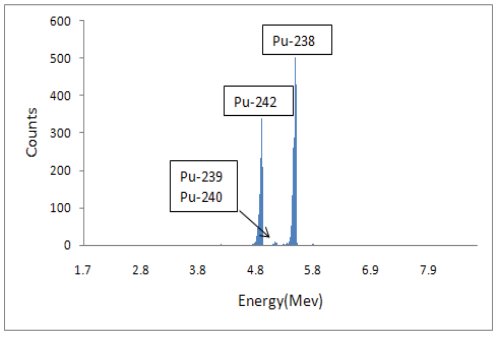


Fig. 4. Alpha spectrum of Pu isotopes.

Table 1은 Fig. 1에 기술된 분리절차에 따라 방사성폐기물 시료 중에서 U, Am, Pu를 화학분리하여 핵종별 동위원소 농도를 기술한다. 각 핵종의 추적자를 이용하여 화학분리 회수율(^{232}U 94.8%, ^{243}Am 80.1%, ^{242}Pu 91.1%)을 구할 수 있었다.

Table 1. Activity and recovery of samples

	Sample	Activity(Bq/g)	회수율(%)
U	U-238	2.99	94.8
	U-234	2.02	
Am	Am-241	8.79×10^{-2}	80.1
Pu	Pu-239,240	3.15×10^{-2}	91.1
	Pu-238	2.18	

3. 결론

방사성폐기물 내 알파핵종(U, Am, Pu)을 UTEVA/TRU Resin을 이용하여 순차적으로 분리하였다. CeF_3 공침법으로 얻어진 알파소스의 알파분광분석 결과 성공적으로 핵종들이 분리됨을 확인하였고, 높은 회수율을 통하여 실험의 신뢰성을 확인 할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] E .Philip Horwitz et al., "Separation and preconcentration of uranium from acidic media by extraction chromatography", Analytica Chimica Acta, 1992, 266, 25-37

[2] Guebuem Kim et al., "Efficient Preconcentration and Separation of Actinide Elements from Large Soil and Sediment Samples", Analytical Chemistry, 2000, 72, 4882-4887

콘크리트 구조물의 황산염 및 탄산화에 의한 내구연한 평가

권기정[1*], 정해룡[1], 윤정현[1], 김도겸[2],
[1]한국원자력환경공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283
[*]kjkwon@korad.or.kr

1. 서론

콘크리트는 우수한 내구성과 조형성으로 각종 구조물의 재료로 이용되고 있으나, 각종 성능저하 요인에 의한 내구성능 저하 때문에 구조물의 공용연한이 크게 단축되어 비용손실을 일으키는 사례가 점차 증가하고 있다. 콘크리트 구조물의 내구수명은 설치 지역의 주변환경에 영향을 받으며, 이러한 잠재적 주변 환경요인들을 최대한 보수적인 관점을 통하여 구조물 설계 및 시공 그리고 장기적인 안전성과 내구성을 고려하는 것은 매우 중요하다.

따라서 콘크리트 구조물의 내구성능을 평가하여 설계수명을 확보하는지를 판단하기 위하여 본 연구에서는 기존에 개발된 기법을 사용하여 황산염과 탄산화에 의한 영향을 평가하였다[1].

2. 본론

2.1 콘크리트 배합 및 설계 조건

본 연구에서는 해양환경에 노출 위험이 있는 콘크리트 구조물에 적용되는 일반적인 배합비와 설계조건을 적용하였다.

Table 1. Concrete mix design[3]

Type	W/C (%)	S/a (%)	Proportion(kg/㎥)								
			W	C	F/A	G 3/4"	S1	S2	WRA	AEA	HR WRA
A	40.0	41.9	185	375	94	961	414	278	0.75	0.08	2.55
B	35.0	39.7	185	429	107	961	378	254	3.27	0.05	2.95

Table 2. Design information of concrete[3]

Depth of concrete (mm)	Cover depth of concrete (mm)	Diameter of reinforcing steel (mm)
1,000	100	28.7

2.2 콘크리트의 성능저하 메커니즘

2.2.1 황산염

토양 속, 지하수 및 해수 환경 등에 건설되는 콘크리트 구조물은 황산염에 의한 화학적 침식으로 인하여 성능저하가 발생될 수 있다. 황산염 등의 유해 이온이 콘크리트 내로 침투하여 시멘트 수화물과 반응함으로써 콘크리트 조직에 팽창 수화물이 생성되고 연화 작용이 일어나기 때문에 콘크리트 내구성능을 크게 저하시킬 뿐만 아니라 심한 경우 균열 발생 및 조직 붕괴를 일으키게 된다.

2.2.2 탄산화

콘크리트가 탄산화되면 철근의 부동태 피막이 파괴되므로 철근의 부식이 시작되어 구조내력의 저하, 철근피복 콘크리트의 균열, 박리 등을 발생시켜 미관, 기능 및 안정성이 저하된다. 탄산화는 콘크리트에 직접적인 영향은 없으며, 콘크리트 내에서는 탄산화가 진행되면서 피복면으로부터 멀어져갈수록 진행속도가 둔화되어진다.

특히 탄산화를 억제하기 위해서는 W/C 비를 낮게 하여 세공량을 감소시켜 콘크리트를 CO_2 가스가 침투하기 어렵게 함으로써 탄산화를 방지할 수가 있다. 통상 W/C 비가 40% 이하에서 탄산화에 대한 내구성이 양호한 것으로 보고되고 있다.

2.3 성능저하 인자별 평가 방법

2.3.1 황산염 시험(ASTM C 1012)

5×15×55 ㎝ 공시체를 28 일간 표준양생한 후 황산나트륨용액에 침지한다. 황산나트륨용액은 950 ml의 물에 50 g의 황산나트륨을 용해하여 만든다. 90 일간 침지하며, 침지기간이 끝나면 용액을 제거하고 공시체에 직경 100 ㎜의 코어를 채취하여 깊이별 시료를 채취하여 황이온농도를 측정한다.

2.3.2 탄산화 시험(KS F 2584)

정방형 단면으로 100 ㎜ × 200 ㎜로 공시체를 제작한다. 굵은 골재 최대치수는 공시체 단면 한

쪽의 1/3 이하로 한다. 콘크리트 타설 후 16시간 이상 3일 이내로 거푸집을 제거한다. 거푸집 제거 후 재령 4주까지 표준양생(온도 : 20±2℃, 상대습도 : 95%이상)후 상대습도 60±5%, 온도 20±2℃의 항온항습실에 재령 8주까지 정치한다. 탄산화 촉진시험시 온도 20±2℃, 상대습도 60±5%, 이산화탄소 5±0.2%를 유지하며 탄산화 깊이 측정은 촉진시험 개시 후 1, 4, 8, 13, 26주가 되었을 때 실시한다.

측정면은 공시체 길이방향과 직각이고, 단부로부터 60 ㎜ 떨어진 위치에서 할렬 또는 절단면으로 한다. 탄산화 깊이 측정용 시약에는 페놀프탈레인 용액(95% 에탄올 90 mL + 페놀프탈레인 분말 1g + 물 = 100 mL)을 이용하여 1측면을 6등분한 5곳에서 측정한다.

3. 결론 및 고찰

3.1 황산염

황산염 장기침지시험 결과로 산출한 확산계수와 콘크리트 구조물 주변지역에서 측정된 지하수의 황산염 농도 계측값 중 최대값인 119.0 mg/L = 1.239 mol/㎥를 외부 황산염 농도로 적용하여 Atkinson(1990)[2]의 황산염 침식속도 모델식을 통해 내구수명을 산정하였다.

황산염에 대한 배합별 내구수명 예측은 Table 3.과 같으며, 1,858 년과 1,713 년으로 황산염에 대한 내구수명이 예측되었다.

Table 3. Sulfate diffusion coefficient & Service life prediction[3]

Mix Type	Diffusion Coefficient (10^{-13} ㎡/s)	Service Life(yr)
A	5.92	1,858
B	6.59	1,713

3.2 탄산염

콘크리트의 촉진 탄산화 시험의 탄산화 속도계수는 1.90~2.01 정도를 나타내었다. 탄산화 속도계수에 의해 콘크리트 표준시방서[1]의 평가 모델식을 이용하여 탄산화에 대한 내구수명을 예측한 결과를 Table 4에 나타내었다. 이 표에서 알 수 있듯이 사일로 콘크리트의 탄산화에 의한 내구수명은 약 5,495년과 6,183년으로 예측되었다. 이는 콘크리트 구조물에 적용된 W/C 비가 40%이하이기 때문에 탄산화 진행이 거의 없어 탄산화에 대한 저항성이 매우 높게 나타난 것으로 판단된다. 또한 일반적으로 도심부에서 20 년 이상 경과된 콘크리트 구조물의 탄산화 깊이는 2~3 cm 정도로 조사·보고되고 있다. 이것은 탄산화와 피복두께 및 내구수명과 밀접한 상관성이 있음을 나타내어 주고 있어 본 대상 구조물의 피복두께가 10 cm를 감안한다면 배합비 뿐만 아니라 설계 조건 또한 탄산화에 대한 저항성을 충분히 확보하는 것으로 판단된다.

Table 4. Carbonation diffusion coefficient & Service life prediction[3]

Mix Type	Diffusion Coefficient (10^{-13} ㎡/s)	Service Life(yr)
A	2.01	5,495
B	1.90	6,183

3.3 고찰

콘크리트의 수명은 콘크리트 구조물이 위치한 환경에 따라 매우 다양하게 나타나게 된다. 본 평가에서는 황산염 및 탄산염에 의한 내구성을 평가[3] 하였으며, 상기 결과와 같이 대상 구조물의 성능저하 요인들에 대해 콘크리트 구조물의 일반적인 설계수명 60년에 대한 내구성을 충분히 확보하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(2009T100100523)

5. 참고문헌

[1] (사)한국콘크리트학회, 2009, 콘크리트표준시방서 해설

[2] 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

[3] 한국원자력환경공단, 2011, 중·저준위 방사성폐기물 사일로 콘크리트 내구성 평가 보고서

파라핀으로 고화 처리된 방사성폐기물의 분리추출과 분리파라핀의 오염제거에 대한 연구

박동원*, 김종욱, 박상희, 박근택, 차승영
고려검사(주), 경남 김해시 가야로 30번길
*han50071@naver.com

1. 서론

이전에 우리원전은 방사성 폐기물의 고화재로서 파라핀을 사용해 왔다. 파라핀은 그 감용비가 우수하고 처리가 수월하여 비교적 많이 사용되어 왔으나 파라핀을 고화재로 사용하여 영구처분하기에는 NRC의 권고사항 즉 압축강도와 열적시험, 침출율, 침수시험, 방사선조사시험 등의 성적이 충족되지 않는 것으로 보인다.

이에 과거에 파라핀으로 고화 처리되어 임시 보관중인 방사성 폐기물은 파라핀으로부터 분리하여 다른 고화재로 고화처리 되어야함에 파라핀의 분리에 대한 연구가 진행되어왔다. 그러나 분리는 물리적, 화학적으로 가능하다 할지라도 고화재로 사용된 파라핀은 상온에서 다시 고화되므로 방사능 오염제거 문제가 가장 핵심적인 연구 분야일 것이다.

본고에서는 CH3(CH2)nCH3의 액화를 통한 기화와 Cracking을 통해 Alkane의 길이를 짧게 하여 화학적 구조를 변경 시켜 기화하여 기화 증발을 통한 오염제거에 대해 연구하고자 한다.

2. 본론

위 서문에서 언급한대로 기화 증발을 통한 오염제거는 기존의 필터링 방식에 의해 오염을 제거한다는 전제의 관점에서 본다면 파라핀을 액화한 후에 다시 기화시키기 위해서는 결정핵의 성장을 막아야하고 석출을 분산 시킬 수 있어야 한다. 이를 위해 유동점(Pour Point)과 구름점(Cloud Point) 을 현저하게 낮추어야하며 결정핵의 성장을 저지하기 위해 여러 종류의 고분자형태의 첨가제가 사용되고 있는바, 본고에서는 2008년 7월 22일 한국화학 연구원을 통해 기 논문으로 발표된 경유용 저온유동성 향상제의 합성: 폴리(스티렌-co-알킬메타크릴레이트)에 게재된 내용 중 파라핀의 유동성 개선부분을 방사성 폐기물 고화용 파라핀에 적용하여 실험을 실시하였다.

결정핵의 성장과 석출을 저지, 분산하기 위해 Styrene-co-PMMA(알킬메타크릴레이트) 구조의 유도체를 합성하여 유동점과 구름점등의 변화에 따른 기화의 가능성을 측정하였다.

3. 실험

Table 1. PS-co-PMMA

	Styrene	MMA	AIBN	Toluen-e
M.W	104.15	100.12	164.21	
mol	0.0336	0.01498	0.00015224	-
g	3.5	1.5	0.025	-
ml	3.85	1.59	-	10

St : MMA = 70 : 30

스티렌, 알킬 메타크릴레이트계 중합체는 위 Table 1에 나타난 대로 개시제로서 AIBN 0.025g을 넣고 수분을 제거한 다음 Toluene을 주입하여 개시제를 완전히 교반하고 St와 MMA의 비를 7 ; 3으로 주입후 Freeze-thaw-cycle을 3회 실시하여 수분과 산소를 제거하고 60℃에서 21 시간 동안 반응시키고 반응후 소량의 THF용매를 주입후 메탄올에 침전시켜 그 생성물의 취득 후 40℃의 진공 오븐에 넣고 24 시간 동안 건조하였다.

3.1 파라핀의 중합체에서의 유동성

플라스크에 파라핀 5 g을 주입하고 105℃의 히터로 가열했을 때 약 80℃에서 시편은 완전히 액화 되었다. 액화된 시편에 중합체의 비율을 500 ppm 과 1000 ppm의 혼합비에 의한 유동성과 구름점을 관찰한 결과는 아래 Table 2와 같다.

Table 2. The result of mixing ratio

	P.P(℃)	C.P(℃)
500 ppm	-20	-10
1000 ppm	-30	-10

위 Table 2에 나타난 대로 중합체의 첨가에 의해 유동점과 구름점이 변화하였으며 또한 중합체의 혼합비에 따라 그 Point도 변화됨을 알 수 있다. 다만 구름점에 있어서는 혼합비에 따른 변화가 없었다. 이것은 아래 사진에 나타나는 육안상의 측정 가능한 색상변화에 따라 구름점을 추정하여 온도를 측정하였기 때문에 실질적인 온도의 변화가 있을 수도 있을 것으로 추정된다.



Fig. 1. The color of precipitation conditions.

또한 우리는 실험에서 R=CH3 의 메틸 메타크릴레이트를 사용하였던바, 일반적인 화학적 논리로는 알킬기의 길이를 늘이면 P.P와 C.P를 더 낮출 수 있는 것으로 알려져 있다.

3.2 Cracking을 통한 촉매 분해

Cracking이란 화학적 구조를 바꿔 물질의 상을 변화시킬 수 있다. 파라핀의 긴 탄소 고리를 절단해 가면 알킬 체인이 짧아지면서 액화를 통한 기화가 가능하였다. 이 부분의 실험은 좀 더 시간을 필요로 하긴 하지만 백금 등의 촉매를 사용하여 형상의 변화가 가능하였다.

4. 결론

파라핀에 대한 위의 실험과 연구는 파라핀으로부터 폐기물을 분리하는 것 보다 더욱 어려운 부분이 분리 파라핀에 대한 오염의 제거이므로 폐기물의 분리 보다는 분리된 파라핀으로부터 오염을 제거하는 방법에 초점을 맞추고자 하였다.
저온 유동성 향상제 합성을 위해 Styrene 단량체와 알킬메타크릴레이트계 단량체를 사용하여 공중합체를 합성하여 용매로 사용한 결과 유동점을 20℃이상 낮출 수 있었고 알킬기의 길이를 늘여서 유동점을 좀 더 낮추면 기화처리가 가능할 것으로 추정된다. 물론 이 부분에서 필터에서도 결정의 성장을 저지하기 위해 필터링의 장치에도 유동점에 해당하는 상온 이상의 온도 유지를 통해 결정의 성장을 방지할 수 있을 것이며 촉매분해에 의한 Cracking을 통해서도 기화가 가능하다. 어떤 방식을 통해서던 기화가 가능하면 오염제거도 가능할 것이다.

5. 참고문헌

[1] 한국공업화학회 2008년 10월 공업화학 제19권 5호 “바이오디젤을 함유한 경유용 저온유동성 향상제의 합성: 폴리(스티렌-co-알킬 메타크릴레이트)”
[2] 서울대 유공연구실 “촉매공정” 2002년 3월 15일 pp337-370

CsI 중 ^{129}I의 분리 및 정량

최계천[1*], 지은영[1], 오철균[2], 안홍주[1], 박용준[1], 송규석[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2](주)ACT, 대전광역시 유성구 테크노 1로 75
[*]nkcchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

^{129}I는 비방사능이 매우 낮고(6.4 Bq/㎍ 이하) 낮은 에너지의 β입자(0.15 Mev 이하)[15] 방출 때문에 공존하는 β-ϒ 방출핵종, 즉 ^{54}Mn, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{134}Cs, ^{137}Cs에 의한 간섭으로 측정이 매우 어렵다[1]. 특히 고연소도의 사용후핵연료에서 ^{129}I는 ^{137}CsI의 화합물 형태로 존재하는 것으로 알려져 있다. ^{137}Cs의 경우 31.82~32.19 keV에서 방출되는 저에너지 ϒ-ray스펙트럼이 29.45~29.78 keV에서 출현하는 ^{129}I의 X선($K_{\alpha1}$,$K_{\alpha2}$) 스펙트럼과 중첩이 되어 영향을 받게 된다. 따라서 ^{129}I 측정을 위해서는 방사화학적 핵종 분리를 통한 높은 방사성 순도의 유지가 요구된다[2]. 본 연구에서는 ^{137}Cs이 함유되어 있는 방사성폐기물 중 낮은 농도의 ^{129}I를 효과적으로 분리 및 정량하기 위하여 방해원소의 제거와 측정방법에 대하여 연구하였다[3].

2. 본론

2.1 실험

^{137}Cs의 제거를 위해 사용된 공침제는 Hexachloroplatinate(IV)(H_2PtCl_6)는 Aldrich 사 제품을 이용하였고, ^{137}Cs 과 ^{129}I의 운반체로서 사용된 CsI와 KI는 순도 99.9%, $CHCl_3$는 99.5%의 Aldrich 사 제품을 사용하였다. ^{137}Cs 및 ^{129}I의 방사선 계측에는 저에너지 감마선 분광분석기(Coaxial type, HPGe detector (GMX60-83, AMETEK ORTEC)를 이용하였다.

2.2. Cs과 I의 침전 및 회수율

비방사능 세시윰과 요오드 1000 ppm을 50 mL 비이커에 넣고, 10% H_2PtCl_6를 가한 후 저어 주면서 침전시킨다. 30 분간 침전물을 숙성시킨 후 원심 분리 후 여액 중의 세시윰과 요오드의 농도를 ICP-Aes를 이용하여 회수율을 측정한다. 같은 방법으로 운반체로서 세시윰과 요오드 10 mg을 50 mL 비이커에 넣고, ^{137}Cs,^{129}I Bq를 각각 첨가한다. 10% H_2PtCl_6를 가한 후 저어 주면서 침전시킨다. 침전물을 분리 한 후 용액에 대한 저에너지 감마선 분광분석기를 이용하여 ^{137}Cs,^{129}I 의 방사능세기를 측정한다.

3. 결론

3.1 방사성 ^{129}I 단일핵종에 대한 저에너지 감마선 분광스펙트럼

방사성 ^{129}I의 단일 핵종에 첨가된 공침제의 영향을 알아보았다. pH 2.0으로 조절한 후 10%의 H_2PtCl_6을 가하여 공침시킨 다음 여액을 분리한 후 여액중의 ^{129}I농도를 저에너지 감마선 분광분석기을 이용하여 측정하였다. 그림 1에서 29.45keV에서 나타나는 ^{129}I 피크는 공침시킨 후 여액을 측정한 결과 그림2에서 보는바와 침전에 위한 피크의 감소함을 나타내었다.

3.2 방사성 ^{137}Cs 단일핵종에 대한 저에너지 감마선 분광스펙트럼

방사성 ^{137}Cs의 단일 핵종에 대한 공침 효율을 알아보았다. 용액의 pH를 2.0으로 조절한 후 10%의 H_2PtCl_6을 가하여 Cs-H_2PtCl_6 으로 공침시킨 후 분리한 다음, 여액중의 ^{137}Cs농도를 저에너지 감마선 분광분석기을 이용하여 측정하였으며 그 결과를 Fig. 3 과 4에 각각 나타내었다. Fig. 1에서 32.19keV 와 36.4 keV에서 나타나는 ^{137}Cs 피크는 공침시킨 후 여액을 측정한 결과 Fig. 2에서 보는바와 같이 나타나지 않고 있음을 알 수 있었다.

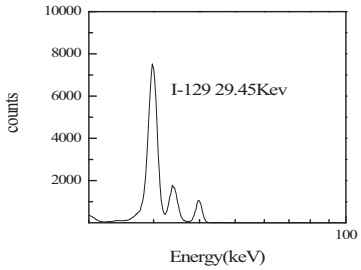


Fig. 1. Low energy ϒ-ray spectrum of only ^{129}I before co-precipitated with H_2PtCl_6.

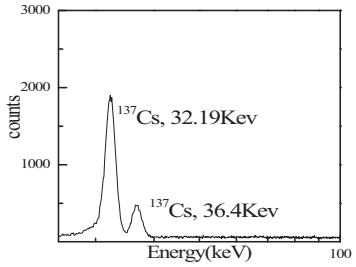


Fig. 2. Low energy ϒ-ray spectrum of only ^{129}I before co-precipitated with H_2PtCl_6.

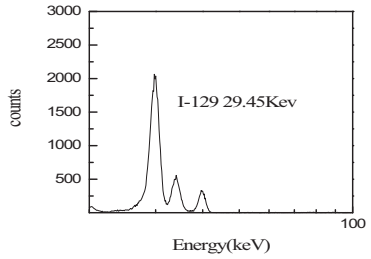


Fig. 3. Low energy ϒ-ray spectrum of only ^{137}Cs before co-precipitated with H_2PtCl_6.

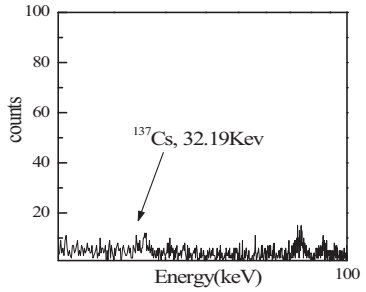


Fig. 4. Low energy ϒ-ray spectrum of only ^{137}Cs after co-precipitated with H_2PtCl_6.

4. 참고문헌

[1] J.A.Sudrez, A.G.Espartero, M.Rodriguez, "Radiochemical analysis of ^{129}I in radioactive waste streams", Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res.A 369, pp.407-410 (1996)

[2] X.Hou, V.Hansen, A.Aldahan, G.Possnert, O.Christian, G.Lujanlene, "A review on speciation of ^{129}I in the environmental and biological samples" Analytica Chimica Acta 632, pp. 181-196 (2009)

[3] 최계천, 한선호, 지광용, 최기섭, "방사성폐기물 중 ^{129}I 측정을 위한 시료의 전처리", 방사성폐기물학회지, 3(1), pp. 49-56(2005)

Development and Performance Assessment of an Optimized Conceptual Cover Design System for Low Level Radioactive Waste Disposal Facility

James Keter Chumba*, Chang-Lak Kim
KEPCO International Nuclear Graduate School, 1456-1 Shinam-ri Seosaeng-myeon Ulju-gun, Ulsan
*chumba2001@gmail.com

1. Introduction

Near surface landfill systems are in use all over the world to contain and isolate hazardous waste. One major feature is the cap or the cover system which is usually a form of an engineered barrier to downward migration or seepage of surface run off and rain.

Cap design has evolved over time by adopting site specific features to improve their performance and more often the drainage capacity analysis has been done using models such as the EPA's Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) code.

This paper describes a conceptual cover system for a landfill to dispose radioactive waste in Kenya. The bulk of these waste are low level disused sealed and unsealed radioactive sources arising from their use in medicine, industry and research. HELP modeling using site specific data generated several cap designs that prove to be feasible options for isolating the waste from human intrusion and act as a reliable solution for responsible waste management practices.

2. Landfill System Use for Kenya

Landfill systems have proved to be the most important component of solid waste management due to its durability and reliability attributes. With properly designed caps that contain the contaminants, these systems can have their effective lives long enough to isolate radioactive waste from human environment and could also have their lifetimes extended by observing proper inspection and maintenance. Likely cap upkeep activities include vegetation control, construction-related repairs, and erosion, settlement, and subsidence adjustments.

A developing country, like Kenya, with her minimal waste capacity (normally low level and intermediate level waste) would consider landfill systems as her major disposal options. Typically, a cap design should include a base soil layer to support the other layers, a low-permeability layer ($1x10^{-7}$cm/sec or less), a drainage layer and a soil cover, including a vegetative layer. The materials used in construction of caps include low-permeability and high-permeability soils and geosynthetic products. The low-permeability materials, such as geomembrane or soil layers, divert water and prevent its passage into the waste. The high-permeability materials, which are used in the drainage layer, carry away water that percolates into the cap.

In designing a suitable cap for a site in Kenya, understanding available profile options is essential. The soil formation in Kenya is mainly influenced by climate, vegetation, topography, and underlying parent rocks. Soil types therefore are mixed up and varied ranging from loamy, sandy clay, alluvial in the humid regions, red clay, loamy sandy, sandy loam in sub humid regions and some lava soils in arid regions.

Careful choice of site data for both soils and climatic conditions was considered by also adopting the US Cap design limitations. These limitations are: (1) no specific criteria exists for the type of soils used for the protective layer, except for regulatory requirement that the hydraulic conductivity of the soil used must be greater than $1x10^{-2}$ cm/sec, and (2) no specific rationale exists for the selection of the soil cover thickness for the drainage layer.

3. Simulation and Analysis of Results

The Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) computer simulation code developed by the U.S. Environmental Protection Agency was used to estimate the infiltration potential through three several conceptual designs for a specific site within Kenya, located at Latitude -1.267 and longitude 36.804. Site specific soil hydraulic properties and meteorological data as well as design parameters are as summarized in Tables 1 and 2.

Table 1. Average annual climatic conditions for the site

Average Temp (˚c)	19.13
Average Humidity (%)	57.03
Monthly Precipitation (mm)	58.57
Maximum 24 hrs Precipitation (mm)	77.03
Average Wind Speed (m/s)	12.87

Simulations, using HELP code, were done for the three conceptual cover designs depicted in Figures 1(a), (b) and (c). The synthetic weather generator predicted a 100 year daily values of precipitation, mean temperature, and solar radiation.

Layer	Top	Bottom	Thickness (m)
Fine Sandy Loam	0.0000	-2.5000	2.5000
Coarse Sand	-2.5000	-2.8000	0.3000
Sand	-2.8000	-3.4000	0.6000
Drainage Net (0.5cm)	-3.4000	-3.4050	0.0050
High Density Polyethylene	-3.4050	-3.4060	0.0010
Clay, moderately compacted	-3.4060	-4.6060	1.2000

Design A

Fig. 1(a). Conceptual profile for Design A.

Layer	Top	Bottom	Thickness (m)
Fine Sandy Loam	0.0000	-2.5000	2.5000
Coarse Sand	-2.5000	-2.8000	0.3000
Sand	-2.8000	-3.4000	0.6000
Drainage Net (0.5cm)	-3.4000	-3.4050	0.0050
High Density Polyethylene	-3.4050	-3.4060	0.0010
Clay, moderately compacted	-3.4060	-5.4060	2.0000

Design B

Fig. 1(b). Conceptual profile for Design B.

Layer	Top	Bottom	Thickness (m)
Fine Sandy Loam	0.0000	-2.5000	2.5000
Coarse Sand	-2.5000	-2.8000	0.3000
Sand	-2.8000	-3.4000	0.6000
Drainage Net (0.5cm)	-3.4000	-3.4050	0.0050
High Density Polyethylene	-3.4050	-3.4060	0.0010
Fine Sand	-3.4060	-3.7060	0.3000
Clay, moderately compacted	-3.7055	-5.7055	2.0000

Design C

Fig. 1(c). Conceptual profile for Design C.

Several layer arrangements with varying thicknesses were simulated to generate an optimum design to serve as proper cover system; the one exhibiting minimum total hydraulic percolation through the barrier liner. Designs A and B has total water percolation through the clay liner being $1.9\text{x}10^{-4}$ m (see Table 3 below) for 100 years despite the fact that Design B has a thicker moderately compacted clay layer of 2m. Increasing the thickness of the barrier layer has little effect. An additional lateral drainage layer in Design C (of 0.3m) does not improve the performance of the cap. Infact, it worsens the situation by allowing more water to percolate; $1.57\text{x}10^{-3}$ m as compared to designs A and B. The additional layer however reduces the average hydraulic head on the barrier layer since much water is drained away laterally.

Table 3. Simulation results for three Cap designs

	Design A	Design B	Design C
Precipitation (m)	$7.29\text{x}10^{1}$	$7.29\text{x}10^{1}$	$7.29\text{x}10^{1}$
Runoff (m)	$1.62\text{x}10^{-1}$	$1.62\text{x}10^{-1}$	$1.62\text{x}10^{-1}$
Evapotranspiration (m)	$6.09\text{x}10^{1}$	$6.09\text{x}10^{1}$	$6.09\text{x}10^{1}$
Lateral drainage (from layer 4) (m)	$1.18\text{x}10^{1}$	$1.18\text{x}10^{1}$	$1.18\text{x}10^{1}$
Soil water (m)	$1.20\text{x}10^{2}$	$1.58\text{x}10^{2}$	$1.63\text{x}10^{2}$
Percolation thro' barrier layer (m)	$1.90\text{x}10^{-4}$	$1.90\text{x}10^{-4}$	$1.57\text{x}10^{-3}$
Average head on barrier layer (m)	$1.12\text{x}10^{-3}$	$1.12\text{x}10^{-3}$	$1.44\text{x}10^{-6}$

4. Conclusions

An optimal cap design is essential for safeguarding the hazardous waste in the landfill. Suitable materials for cap layers play a huge role in determining the success of cap performance. Assessment of available layer materials for identified site to determine water balance using codes such as HELP plays a big role in identifying an optimal design for the site. Simulation results for the three designs puts designs A and B as preferable with the major water barrier being moderately compacted clay with a thickness of 1.2m and 2.0 m respectively. The total cap thicknesses lies between 4.6 - 5.4 m and the amount of water to percolate is approximately$1.90\text{x}10^{-4}$ m in a 100 year period. Having a thicker top soil layer in all designs, 2m in each, is essential to support vegetation growth and also compensate on erosion during extreme wet conditions.

5. Future Work

Develop a mechanism for testing cap components for suitability and also profile the weather patterns within Kenya for the purpose of acquiring optimal parameters ideal for the best cap designs.

6. References

[1] Environmental Protection Agency, Evaluation of Subsurface Engineered Barriers at Waste Sites, EPA National Center for Publications and Information, EPA-542-R-98-005, United States of America, July 1998

[2] IAEA, The Principles of Radioactive Waste Management, S. S. 111-F, IAEA, Vienna, 1995

[3] Government of Kenya, Verified Inventory of Radiation Sources in Kenya, RPB, Nairobi, 2013

Table 2. Site specific input parameters for soil hydraulic properties for the site

Layer type	Soil Type	Porosity (-)	Field Capacity (-)	Wilting Point(-)	Hydraulic Conductivity (cm/sec)
Surface Layer (Vertical Percolation Layer)	Fine Sandy Loam	0.473	0.222	0.104	44.928*
Barrier Layer	Silty Clay	0.479	0.371	0.251	2.5exp-5
Drainage Layer	Sand	0.437	0.062	0.024	0.0058
Barrier Layer	Sandy Clay Loam	0.398	0.244	0.136	10.368*
Protection Layer (Sand or Gravel)	Course Sand	0.417	0.045	0.018	0.01

* - cm/day

HE-D 현장시험에 대한 수치해석적 연구

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

1. 서론

세계 각국에서 수행된 대규모 현장 및 실험실 실험 결과와 관련 경험의 공유뿐만 아니라 전문가들의 상호검증으로 제안된 예측기법의 신뢰도와 기술개발의 효율성을 높이고자 국제공동연구인 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments) 프로젝트가 1992년부터 추진되고 있다. 한국원자력연구원은 2008년부터 DECOVALEX-2011에 참여하였으며 현재 DECOVALEX-2015에 참여하고 있다(이창수 외, 2012). 본 연구에서는 DECOVALEX- 2015를 통해 수행한 한국원자력연구원의 모델링 결과를 소개하고 타 기관의 결과와 비교하고자 한다.

2. DECOVALEX-2015

한국원자력연구원은 현재 DECOVALEX-2015의 Task B1에 참여하고 있다. Task B1에서는 스위스 Mont Terri Laboratory에서 수행된 HE-D 현장시험 (Step1), CIEMAT에서 수행한 실험실 실험 (Step2), 그리고 HE-E 현장 시험 (Step3)을 모델링하는 것으로 구성이 되어 있다(이창수 외, 2012). 본 논문에서는 Step1에서 수행한 연구결과에 대해 언급하기로 한다.

HE-D 현장 시험은 Opalinus clay의 열, 수리, 그리고 역학적인 물성을 파악하고 가열과 냉각에 의한 Opalinus clay에서의 열-수리-역학적 복합거동을 조사하고자 하였다.

HE-D 현장 히터시험은 두 단계에 걸쳐서 히터를 가열을 하였다. 첫 번째 단계에서는 650 W로 히터를 약 3 개월 동안 가열하였고, 두 번째 단계에서는 1950 W로 히터를 약 8개월 동안 가열하였다. 이후 히터를 끄고 냉각을 시작하였다.

3. 수치해석

3.1 해석 모델 및 암반 물성

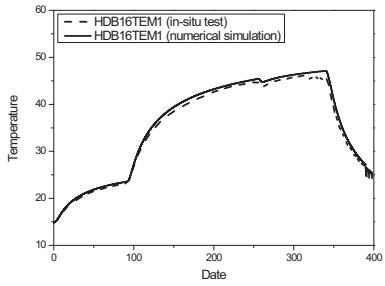
FLAC3D를 이용하여 암반의 열, 수리, 역학적인 이방성을 고려한 anisotropic heat conduction model, anisotropic fluid model and transversely isotropic elastic model을 이용하여 암반 모델을 생성하였다. 암반의 물성은 선행연구 결과를 이용하였다(Wileveau, 2005; Millard et al., 2013; Benoit et al., 2013).

3.2 초기 조건 및 경계 조건

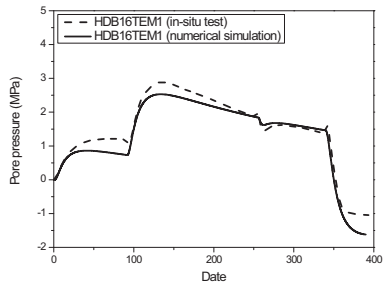
암반의 초기온도는 15℃로 설정하고 6면체의 경계면에서의 온도를 15℃로 고정하였다. 초기 공극수압은 1.2 MPa로 설정하고 6면체의 경계면에서 공극수압을 1.2 MPa로 일정하게 유지하였다. 현지응역은 최대주응력, 중간주응력, 최소주응력을 각각 6.0 MPa, 4.5 MPa, 2.5 MPa로 설정하였으며 경계면에서의 변위는 발생하지 않는 것으로 설정하였다. 현장 시험을 위해 히터공을 굴착한 이후에 히터공 벽면에서의 열적 경계조건은 자유경계조건으로 설정하였으며 공극수압은 대기압 상태의 0.1 MPa로 고정하였다. 역학적 경계조건은 히터 공을 역학적 null model로 형성하였다.

3.3 수치해석 결과

Fig. 1은 보어홀 BHE-D16에서 계측한 현장 암반 온도 변화 및 공극수압의 변화를 수치해석 결과와 함께 나타낸 것이다. 현장 계측결과와 모델링 결과는 Fig. 1에서 알 수 있듯이 전체적으로 매우 유사하게 나타났다. 첫 번째 가열기간 동안 암반의 온도는 서서히 증가하면서 약 10도 가량 증가한 25도로 계측되었으며 두 번째 가열기간 동안 암반의 온도는 시간에 따라 증가하면서 약 48도까지 상승을 하는 것을 알 수 있었다(그림 1(a)). 또한 암반에서의 온도 변화에 따른 공극수압의 변화는 첫 번째 가열 기간에서는 약 1.2 MPa 정도 증가하였으며 두 번째 가열기간 동안에는 최대 3.1 MPa까지 증가하는 것을 알 수 있었다. 하지만 모델링결과로 계산된 공극수압이 전체적으로 조금 낮게 계산이 되었으며, 냉각기간에서의 공극수압이 감소되는 부분에서 차이를 보이는 것으로 조사되었다(그림 1(b)).



(a). Temperature at BHE-D16.



(b). Pore pressure change at BHE-D16.

Fig. 1. Temperature and pore pressure change at BHE-D16.

3.4 수치해석 결과 비교

서로 다른 8개의 기관이 모델링을 수행하였으나 CNSC(캐나다), JAEA(일본), UFZ(독일), 그리고 CNWRA(미국)의 결과는 현장 시험 결과와 많은 차이를 보였기에 본 연구에서는 비교 대상에서 제외하고 서로 다른 4개의 기관, CAS(중국), LBNL(미국), ENSI(스위스), 그리고 한국원자력연구원이 수행한 모델링 결과 중, 온도 결과를 함께 비교하여 그림 2에 나타내었다. 또한 Fig. 2에는 각각의 기관에서 사용한 주요 열적물성이 함께 나타나 있다.

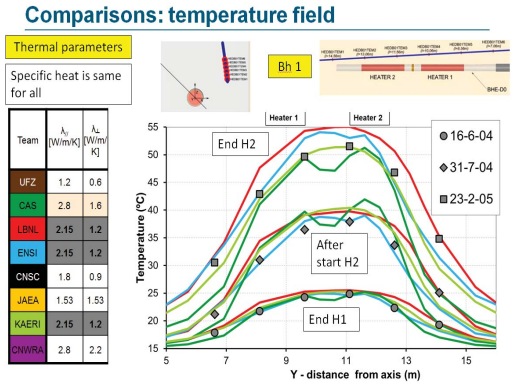


Fig. 2. Temperature distributions calculated from 7 different research teams.

현장 시험에서 계측된 온도는 서로 다른 모양의 점으로 나타나고 있으며, 모델링으로부터 계산된 온도는 서로 다른 색의 실선으로 나타나 있다. 그림 2에 나타나 있듯이 2004년 7월 31일에 계측한 온도가 조금 높게 나타났지만 전체적으로 보면 한국원자력연구원이 수행한 연구의 결과가 타 기관에 비해 비교적 정확하게 예측을 하고 있음을 알 수 있었다.

4. 결론

한국원자력연구원이 수행한 THM 모델링 결과가 타기관에 비해 전체적으로 현장 시험 결과와 유사하게 나타나고 있음을 알 수 있었다. DECOVALEX 참여를 통해 검증된 FLAC3D를 이용한 THM 모델링 기법은 추후 KURT 현장 THM 시험 설계를 위한 예비해석 및 시험 결과 분석을 위한 모델링에 이용될 수 있을 것으로 판단된다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술 개발 과제(53341-13)로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

[1] 이창수, 권상기, 조원진, 최희주. 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.333-334, 2012

[2] Wileveau, Y. 2005, THM behaviour of host rock (HE-D experiment): Progress report, Mont Terri Project, Technical report 2005-03, August 2005

[3] Millard et al., 2013, Accounting for anisotropic effects in the prediction of the hydro-mechanical response of a ventilated tunnel in an argillaceous rock, Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering

[4] Benoit et al., 2013, Thermal conductivity of argillaceous rocks: Determination methodology using in situ tests, Rock Mechanics and Rock Engineering

KURT 현장암반의 손상도 진행곡선 (Damage Evolution Curve) 추정

김진섭[1*], 이창수[1], 최영철[1], 최희주[1], 조계춘[2]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]한국과학기술원, 대전광역시 유성구 대학로 291
[*]kjs@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장과 같은 지하 대형구조물의 건설은 암반 굴착과 발파, 터널지보재 시공 그리고 처분장 운영 및 폐쇄 등 일련의 작업들로 인해 동적인 하중조건 하에 놓이게 된다. 동적거동 규명 관련 선행연구의 일환으로, 실내실험을 통해 KURT 화강암의 손상도 변화를 AE (Acoustic Emission)를 이용하여 추정하였다(Kim, 2013). 응력-변형률 관계를 통해 유도된 암석의 손상도가 AE 계측데이터와 밀접한 연관이 있음을 확인하였으며, 다양한 AE 파라메타 중에서 현장 적용성 측면에서 AE energy가 보다 적합함을 도출하였다. 또한 동적하중 조건에서의 KURT 암석의 손상도 진행곡선(Damage Evolution Curve)을 확보하였다.

본 연구에서는 기존의 실내실험 연구결과를 바탕으로 KURT 현장암반의 손상도 진행곡선을 추정하고자 하였다. 이를 위해 한국원자력연구원 내 지하처분연구시설인 KURT가 활용되었으며, 현장암반을 대상으로 동적하중을 가하여 암반 파괴시 때까지의 손상도 변화를 분석하였다. 이때 현장암반에 동적하중을 가하기 위하여 Goodman Jack 시험장치를 이용하였으며, 하중 증가에 따른 암반의 균열발생 탄성파를 측정하기 위해 AE (Acoustic Emission) 센서를 활용해 계측하였다.

2. 실험방법

기존의 실내연구를 통해 도출된 KURT 화강암석의 손상도 진행곡선은 다음과 같은 형태이다.

$$\frac{E_{AE}}{E_{AE,T}} = a\left(\frac{\sigma}{\sigma_c}\right)^b \exp\left\{c\left(\frac{\sigma}{\sigma_c}\right)\right\} \qquad (1)$$

여기서 E_{AE}는 계측된 AE 파의 에너지를 의미하며, $E_{AE,T}$는 파괴시까지 발생한 AE의 총 에너지, σ는 응력, σ_c는 파괴강도, 그리고 a, b, c는 실험에 의해 결정되는 상수를 의미한다. KURT 현장암반의 손상도 진행 함수(Eq. 1)를 결정하기 위하여 다음과 같이 현장실험을 수행하였다.

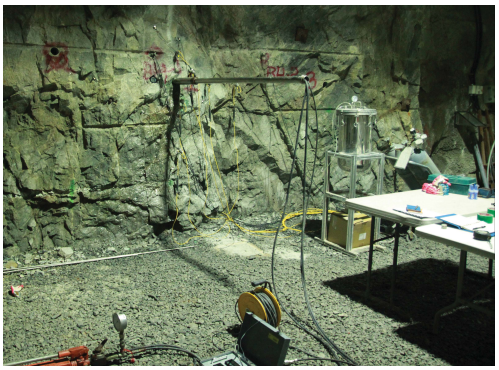


Fig. 1. Experimental set-up for in-situ application of AE technique.

현장암반 내 실험공을 천공하고 3D 위치표정을 위해 그 주변에 추가적인 조사공을 천공하여 그 내부에 5개의 AE 센서를 매립하였다. 암반 표면에도 특수 제작된 웨이브가이드(waveguide) 활용하여 반영구적인 센서설치가 가능하도록 부착하였다. Goodman Jack 실험장비와 AE 계측시스템을 이용하여 현장암반의 탄성상수 즉 암반변형계수와 동탄성 계수를 각각 산정하였으며, 이는 현장의 암반강도를 수치해석(FLAC3D)적으로 추정하기 위한 입력자료로 활용되었다. 그 추정강도의 신뢰성을 확보하기 위해 수치해석적으로 모사된 변위값과 현장실험에 의한 암반 변위값이 일치하도록 해석하였다.

Table 1. Input parameter for FLAC3D simulations

Parameter	Value	Parameter	Vaue
Deformation modulus(Em)	14.8GPa	R factor	0.43
Poisson's ratio(υ)	0.36	Density(ρ)	2670g/cm3
Bulk modulus(K)	17.6GPa	Cohesion	18.4MPa
Shear modulus(G)	5.4GPa	Tensile strength	1.1MPa

손상도 진행곡선을 확보하기 위해 실험공에 Goodman Jack 실험장치를 투입하고, 실내실험 조건과 동일한 하중재하 속도(0.16 MPa/sec~0.24 MPa/sec)로 암반에 반복하중을 재하하면서 그에 따른 AE 탄성파를 측정하였다.

Goodman Jack을 이용한 하중 재하는 매 싸이클 별 10 MPa 씩 증가시키며 재하(loading) 및 제하(unloading)을 하였으며 현장암반에서 60 MPa까지 반복하중(cyclic loading)을 가하였다. 식 (1)에서 미지수가 a, b, c, 그리고 $E_{AE,T}$이므로 최소 4번 이상의 반복하중이 재하된다면 함수를 결정할 수 있게 된다. 하지만 ISRM(1981)에 의하면 최소 5회 이상의 반복하중을 재하할 것을 추천하고 있기 때문에 본 연구에서는 6회의 반복하중을 암반에 재하하였다.

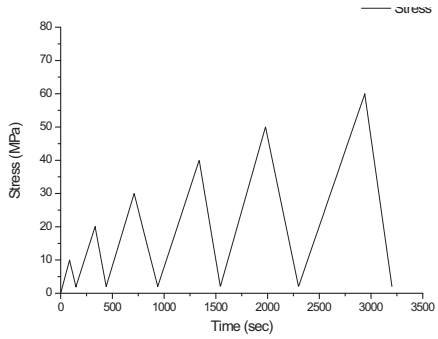


Fig. 2. Loading stress of Goodman Jack to the borehole of KURT rock mass.

3. 연구결과 및 분석

반복하중 조건(Fig. 2)에 따른 KURT 현장암반에서 계측된 AE 에너지를 아래의 Fig. 3에 나타내었다.

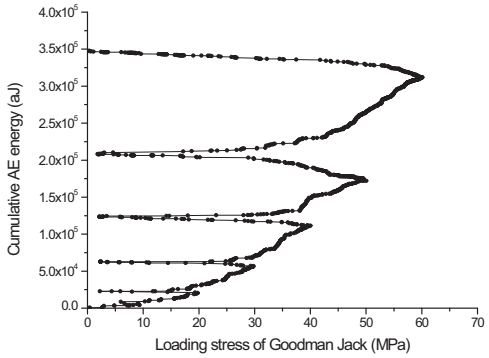


Fig. 3. Cumulative AE energy vs. loading stress.

각 싸이클 별 하중-AE 에너지 관계와 암반강도 데이터를 바탕으로 뉴턴 반복법(Newton's iterative method)을 통해 현장암반의 손상도 진행에 관한 정규화된 함수를 다음 식 (2)와 같이 결정하였다.

$$y = 0.1186x^{1.5615}\exp(2.1317) \qquad (2)$$

도출된 손상도 함수 내 각 계수추정 오차 및 응력측정 오차에 따른 손상도의 민감도 분석을 수행하였으며 그 예를 아래의 Fig. 4에 나타내었다.

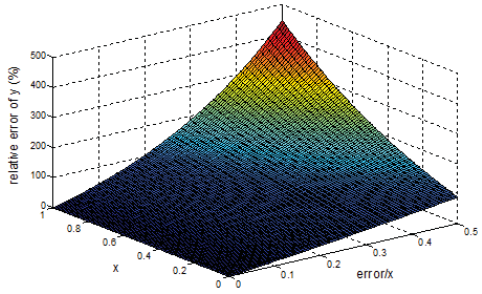


Fig. 4. Relative error due stress measurement error.

4. 결론

기존의 실내실험 연구결과를 바탕으로 현장실증실험을 통해 KURT 현장암반의 손상도 진행곡선을 성공적으로 확보하였다. 현재는 이 곡선의 신뢰도를 검증·완료하였으며, 이 곡선을 바탕으로 실시간 AE 모니터링을 통한 정량적인 손상도와 저하된 암반강도 추정 그리고 이의 향후 거동예측에 활용하기 위한 방법론을 개발하고 있다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

[1] Kim J.S., 2013, Quantitative damage assessment of in-situ rock mass using acoustic emission technique, PhD Thesis, KAIST

[2] ISRM (1981). "Rock characterization testing & monitoring: Suggested methods for determining in situ deformability of rock", ISRM suggested Methods, Brown E.T., Pergamon Press Ltd

KURT를 활용한 심지층 처분시스템 장기 검증시험 계획

이종열*, 배대석, 김건영, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 자국의 특성에 맞는 고준위방사성폐기물 처분시스템 개념 개발을 완료한 국가에서는 처분환경과 유사한 지하연구시설인 URL을 건설하여 개발된 시스템개념의 검증 또는 실증 연구를 수행한다. URL은 Underground Research Laboratory를 통칭하는 것으로 방사성폐기물처분시설 개발 프로그램을 지원하기 위한 제반 행위, 즉, 처분시스템의 현장실증시험, 예비안전성평가, 처분장 건설 및 운영 엔지니어링기술 실증, 지하심부 지질특성 조사기술 개발, 대국민 교육홍보•이해증진 등이 종합적으로 이루어지는 지하연구시설로 정의하고 있다.

URL은 일반적으로 최종 처분장 부지가 아닌 기존광산 또는 터널을 확장한 Generic URL, 처분장 부지는 아니지만 실검증 분야의 연구를 위해 특정부지에 건설하는 Purpose built Generic- URL 및 최종 처분 부지를 목적으로 하는 실증시험용 지하연구시설은 Site-Specific URL로 구분된다. 우리나라도 처분연구를 위하여 소규모의 URL을 건설하여 운영하고 있으며, 보다 폭넓은 연구를 위하여 터널의 확장을 계획하고 있다. 본 논문에서는 소규모 이지만 국내 최초의 처분연구를 위한 Purpose Built Generic 지하연구시설의 현황을 알아보고, 이의 확장계획에 따른 장기 실검증 시험 계획을 기술하였다.

2. 지하처분연구시설(KURT)

2.1 KURT 개요

KURT(KAERI Underground Research Tunnel)는 고준위폐기물 처분장과 유사한 지하 깊은 곳의 지질환경 조건에서 천연방벽인 암반의 지연/흡착 기능과 공학적 다중방벽인 처분용기, 완충재 등의 격리 성능을 실험적으로 검증 및 이를 통한 연구결과의 신뢰도 향상을 위한 순수한 지하처분연구시설이다. 따라서, 심층처분장 건설과 운영에 필요한 공학적 기술의 타당성과 적합성을 입증과 국민이해 증진을 위한 교육/홍보 및 전문가 양성하여 국민 수용성을 증진하는데 목적을 두고 있다.

2.2 KURT 현황

고준위폐기물 처분기술의 실검증 연구를 위한 핵심 시설인 KURT 1단계 시설은 2003년에서 2006년까지의 부지조사 및 설계/건설을 통하여 2006년 11월 KURT 시설 운영 개시하였다. 터널 규모 등 개요 및 1단계 시험내용은 Fig. 1~2 및 아래에 기술한 바와 같다.

• 터널 규모
- 단면 : 6 m x 6 m
- 진입터널 : 180 m, 심도 : 지표 하 약 90 m
- 연구터널 : (좌) 30 m, (우) 45 m

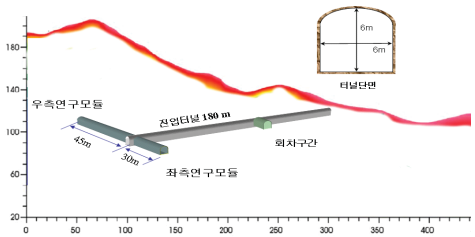


Fig. 1. KURT Layout for Phase I.

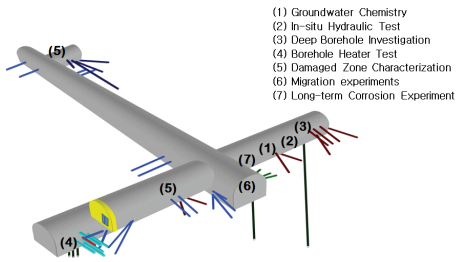


Fig. 2. In-situ test of phase I in KURT.

2.3 KURT 확장계획

규모 및 심도를 고려할 때 현재 운영 중인 1단계 KURT 시설은 기초적인 연구 수준을 벗어나기 힘든 상태이다. 또한, 실질적인 고준위폐기물 처분시스템 성능 및 안전성 실증을 위하여 처분

장 예상심도의 지질환경 확보가 필요하다. 이번 2단계 확장계획에서는 천연방벽의 가장 중요한 핵종이동경로인 MWCF 구조에 특성에 대한 종합적인 시험연구와 이를 기반으로 하는 Safety Case 개발을 목표로, 현재의 KURT 막장에서 MWCF를 관통하는 터널 확장을 계획하고 있다. Fig. 3은 단계 목적에 맞도록 기존 1단계 KURT에서 확장하는 배치(안)을 나타내고 있다.

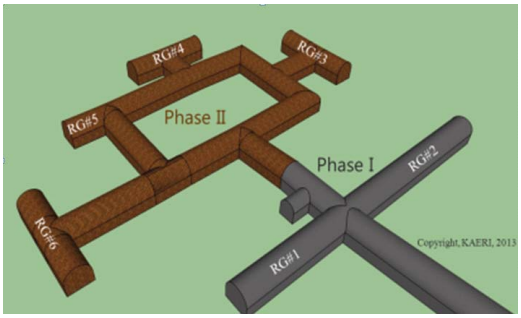


Fig. 3. Phase II Layout Concept of KURT.

3. KURT 장기 시험계획

단계 목적에 맞도록 설정한 시험연구를 위하여 KURT 2단계 확장에 반영한 주요 요건은 아래에 기술한 바와 같다.

- 검증시험을 위하여 12개 현장 시험연구계획 도출하였으며 이를 위하여 2단계 확장 영역 내에 독립적인 Research Gallery 4개소 추가 확보
- 확장 터널은 가능한 한 MWCF 구조를 최소 관통하도록 하여 수리지질학적 및 지하수 화학적 교란 최소화 필요
- 인접 Research Gallery 간 수리지질학적 및 지하수 화학적 간섭이 발생되지 않도록 충분한 이격 필요
- Research Gallery 내에서의 시추공 굴착, 실험실 설치 등을 위한 시험공간 확보를 위하여 부대시설 소요공간을 제외한 최소 터널 단면적은 3 m (W) x 3 m (H) 필요
- 각 현장시험에 소요되는 전력 및 정보통신망 등 유틸리티 공급 필요

현장시험의 목적 상 특별한 지질, 수리지질, 지하수화학적인 조건을 필요로 검증계획은 터널굴착 중 지하지질조사 완료 후 적정 Research Gallery 배정할 계획이며, 도출된 시험계획의 일정 및 배치는 Table 1에 나타낸 바와 같다.

Table 1. In-situ Test Plan of Phase II in KURT

분야	시험 내용	연구기간					RG
		'13	'14	'15	'16	'17~'21	
지구과학	①터널굴착 중 지하지질조사	■	■				-
	②부지특성모델링	■	■	■	■		-
	③지하수체계 장기 모니터링	■	■	■	■	■	#3
천연방벽 지연특성	④MWCF수리지질 특성 평가	■	■	■	■		#3
	⑤MWCF추적자시험		■	■	■		#3
	⑥MWCF 산화-환원 교란에 의한 지화학적 거동특성실험	■	■				#3
	⑦심부 처분환경에서 현장 모의핵종의 수착 및 확산 실험					■	#4
공학적 방벽 격리특성	⑧처분용기 재료 장기 부식시험	■	■	■	■	■	-
	⑨EBS HM거동특성 예비시험(K-LOT)	■					-
	⑩A-EBS THM 장 기 거동특성 시험	■	■	■	■	■	#5
	⑪암반손상대(EDZ) 특성 연구	■	■	■			#6
국제협력	⑫KAERI-SNL Collabo. Project	■	■	■	■	■	#6

4. 결론

소규모이나마 현재 건설단계인 KURT 2단계 확장은 MWCF에 따른 처분시스템 특성규명과 Safety case 개발을 주목표로 이루어지고 있다. 그리고, 확장계획에 따른 중장기 실검증 시험계획을 수립하여 굴착시 각 시험을 위한 기반을 구축할 예정이며, 향후 실제 처분심도까지의 URL 확보가 절실하다.

고준위 방사성폐기물 처분시스템 개발을 위한 실제 처분환경에서의 현장 실검증시험, 예비안전성평가 및 엔지니어링기술 실증은 실제 처분심도의 지하처분 연구시설에서 수행하는 것이 가장 바람직하며, 대국민 교육홍보•이해증진 등을 위해서도 지하 연구시설 확보는 필수적이다.

5. 참고문헌

[1] 김경수 외, KURT 2단계 장기 시험연구계획, KAERI/TR-4945/2013 (2013. 1)

[2] Kim, K. S., The past, present, and future of KURT, The 10th Joint Workshop between Korea and China on waste management and fast reactor technologies, Busan (2012. 10)

[3] 김경수 외, KURT 2단계 시설확장 기본설계서

LIBD를 이용한 KURT 지하수콜로이드의 심도별 특성 분석

신주도*, 백민훈, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jdshin@kaeri.re.kr

1. 서론

처분장 주변 암반단열을 통한 지하수의 흐름은 방사성 핵종들이 유출되는 주요한 경로이다. 방사성 핵종들은 스스로 콜로이드를 형성하거나(특히 악티나이드 핵종들의 경우) 지하수 내 자연콜로이드에 수착하여 의사콜로이드를 형성하며, 이러한 콜로이드 형성으로 인해 핵종이동이 가속된다는 연구결과들이 보고되었다[1]. 따라서 지하수 내 방사성 핵종의 존재 형태와 암반 내 이동성에 대한 평가를 위해 지하수콜로이드의 크기, 농도와 같은 기초특성을 조사하는 것이 중요하다[2].

본 연구에서는 한국원자력연구원 내 지하처분연구시설(KURT)에서 심도별로 채취한 화강암반 지하수에 존재하는 지하수콜로이드의 크기와 농도를 LIBD(Laser-Induced Breakdown Detection)를 이용하여 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 지하수 채취

분석에 사용된 지하수는 한국원자력연구원 내의 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 다중패커가 설치된 약 500 m 심도의 DB-1 시추공으로부터 채취하였으며, 패커가 설치된 위치에 따라 심도별로 6종류의 지하수 시료를 채취하였다. 채취된 지하수의 기본 특성을 Table 1에 나타냈었다.

Table 1. Information of the groundwater samples from KURT

Sample No.	Sampling Date	Depth (up)	Depth (down)	Temp. (℃)	pH	Eh (mV)	EC (μS/cm)	DO (mg/L)	TDS (mg/L)
I2	2011-10-06	41.7	59.7	17.2	8.4	495	157	0.03	167
I3	2011-10-06	91.7	114.7	16.8	8.8	511	130	0.68	126
I4	2011-10-06	115.7	198.7	16.5	8.5	111	143	0.03	151
I5	2011-10-06	199.7	228.7	16.7	8.3	108	174	0.02	124
I6	2011-10-06	229.7	245.7	16.7	8.3	69	172	0.02	176
I7	2011-10-06	246.7	299.7	16.7	8.5	11	170	0.02	163

약 2 L의 지하수를 지하수 채취용 용기에 약 400 mL/min의 유량으로 채취하였다. 채취 시에 콜로이드보다 큰 입자성 물질들의 채취를 막기 위해 450 nm 기공 크기의 필터(Millipak 40, Millipore)로 전여과를 실시하였다. KURT 지하수는 대체적으로 $NaHCO_3$ 형의 지하수로 이온강도가 낮고, 알칼리성의 지하수이다.

2.2 지하수콜로이드 분석을 위한 LIBD 시스템과 시료준비

LIBD분석은 레이저 펄스를 시료에 주사시켜 입자들의 파열현상을 유도하고 이때 발생되는 음파(acoustic wave) 또는 플라스마를 측정하여 이를 표준시료와 비교하여 미지의 콜로이드 크기와 농도를 알아내는 분석방법이다.

본 연구에서는 Nd-YAG 레이저를 사용하여 10Hz의 반복율의 532 nm 파장의 레이저를 주사하였으며 레이저 펄스에너지는 pyroelectric 에너지 검출기에 의해 관측된다. 또한 레이저 빔 축과 직각으로 CCD(Charge Coupled Device) 카메라를 설치하여 플라스마 섬광과 픽셀좌표를 기록하여 플라스마의 공간분포를 알아내었다.

시료는 빛의 굴절이나 산란의 영향을 제거하기 위해 등방체인 석영 셀(Hellma)에 담아 분석하였다(Fig. 1).



Fig. 1. LIBD system.

2.3 지하수콜로이드 크기 측정

레이저빔이 진행하는 방향(Z축)으로 형성되는 플라즈마 공간분포의 길이는 입자의 크기에 따라 달라지

므로 이를 측정하여 지하수콜로이드 입자 크기를 결정할 수 있다. 광학영상길이(optical image length)에 초점을 중심으로 Z축 방향 95%의 레이저유도파열이 발생한 길이를 비교하게 되는데 이것을 유효초점거리(EFL, effective focal length)라고 한다.

지하수콜로이드의 크기 측정을 위해 크기를 알고 있는 구형의 polystyrene 나노 입자(Duke Scientific)를 사용하였으며 0.7 mJ 레이저 펄스 에너지를 입사시켜 각 표준시료의 파열확률이 30% 이상일 때 EFL을 측정하여 검증곡선을 얻었다(Fig. 2).

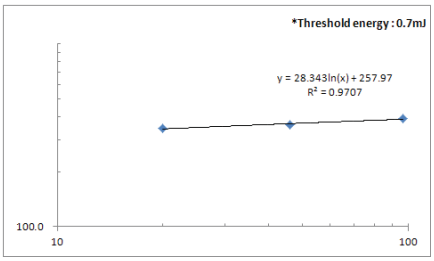


Fig. 2. EFL calibration curves obtained from standard colloids for the size estimation.

채취된 지하수 시료에 파열문턱에너지(threshold energy) 0.7 mJ을 입사시켜 EFL을 알아내고 이를 Fig. 2의 검증곡선에 대입해 크기를 산출하고 그 결과를 Table 2에 정리하였다.

Table 2. Comparison on the size of the KURT groundwater colloids

Sample	Threshold energy	Ave. size	Size by Ave. EFL
i2	0.709	85.94 ± 15.68	80.93
i3	0.709	193.20 ± 86.10	179
i4	0.703	191.58 ± 43.85	185.45
i5	0.703	52.23 ± 17.73	49.71
i6	0.709	23.13 ± 6.19	22.56
i7	0.703	110.54 ± 10.18	139.84

2.4 지하수콜로이드의 농도측정

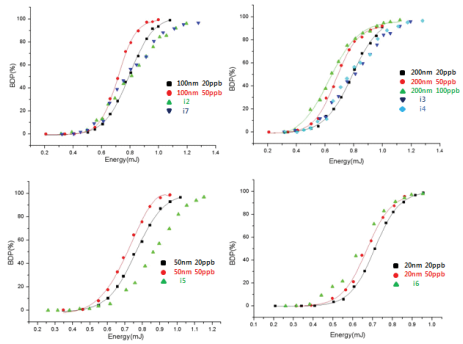


Fig. 3. EFL calibration curves obtained from standard colloids for the size estimation.

지하수콜로이드의 농도측정을 위해 표준 콜로이드 입자(polystyrene)의 농도에 따른 S-curve를 활용하여 지하수콜로이드 농도를 산출하였다(Fig 3).

표준시료의 S-curve에 지하수시료의 S-curve를 피팅한 결과 i2, i3, i4, i7은 20 μg/L, i5 는 <10 μg/L, i6 는 100 μg/L 임을 알 수 있었다.

3. 결론

LIBD를 이용하여 지하수에 존재하는 지하수콜로이드의 크기와 농도를 분석하였으며 그 결과를 Table 3에 정리하였다. 본 연구는 추후 콜로이드와 방사성 핵종의 수착에 따른 핵종이동의 연구에 필요한 기초자료를 제공할 수 있을 것이라 사료된다.

Table 3. Comparison on the size and concentration of the KURT groundwater colloids

Sample	Size (nm)	Conc. (ppb)
i2	85.94 ± 15.68	20
i3	193.20 ± 86.10	20
i4	191.58 ± 43.85	20
i5	52.23 ± 17.73	<10
i6	23.13 ± 6.19	100
i7	110.54 ± 10.18	20

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발사업의 일환으로 미래창조과학부의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] A.P. Novikov et al., Science, Vol. 314. No. 1, pp. 638-641, 2006

[2] C. Degueldre, H.-R. Pfeffer, W. Alexander, B. Wernli, and R. Bruetsch, Appl. Geochem., Vol. 11, pp. 677-695, 1996

Zircaloy-4 및 Zirlo 피복관의 저온 산화특성 연구

최용택*, 이유리, 전민구, 이창화, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ytchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

폐 피복관은 사용후핵연료(SNF, spent nuclear fuel)에서 발생하는 폐기물의 약 19 %를 차지할 정도로 비중이 큰 폐기물이다. 현재 습식 재처리 공정 시에는 산 용액을 통한 핵연료 물질의 용해 및 피복관 폐기물의 세척작업을 수행하고 있으며, 파이로프로세싱 등의 건식 공정에서는 기계적 탈피복 혹은 산화 탈피복 공정을 통해 폐 피복관 안쪽 표면에 붙어 있는 사용후핵연료의 제거를 수행한다. 하지만 최근에 폐 피복관의 제염 기술로 화학적 반응을 이용한 염소화법, 전기화학적 반응을 이용한 전해정련법이 연구되고 있다. 하지만 이러한 기술을 적용시키기 위해서는 피복관 재료로 널리 쓰이고 있는 Zircaloy-4 및 Zirlo 피복관의 저온 산화특성에 대한 자료가 필요하다. [1-3].

본 연구에서는 사용후핵연료를 재활용하기 위한 과정에서의 폐 피복관에 관한 연구를 위하여 일정한 조건하에서 산화시간이 각 피복관에 미치는 산화특성에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 실험에서는 피복관의 산화 실험을 수행하기 위해 피복관을 Box-Furnace를 이용하여 500°C, 공기 분위기 하에서 산화에 의한 무게변화를 시간에 따라 측정하였다. 피복관은 Zircaloy-4와 Zirlo 피복관으로 준비하였고, 500 °C에서 5, 10, 24, 72, 168, 336 시간까지 무게변화를 측정 하였다. 또한 각 산화시간별 산화막의 두께의 측정은 각 시편에 대해 임의의 네 영역에서 SEM 관찰을 통해 측정하였고 평균 두께를 환산한 후 계산하여 비교 하였다.

2.2 결과 및 논의

산화시간에 따른 피복관의 형상 변화를 Fig. 1과 2에 나타내었다. 5, 10, 24 시간 산화한 피복관의 경우에는 검은색을 띄었으며 산화시간이 증가할수록 광택이 사라지는 것을 관찰 할 수 있었다. 하지만 72 시간 이상 산화한 Zircaloy-4 피복관의 경우에는 산화시간이 길어질수록 갈색으로 변화하였고, Zirlo 피복관의 경우에는 옅은 회색으로 변화하는 것을 확인 할 수 있었다.

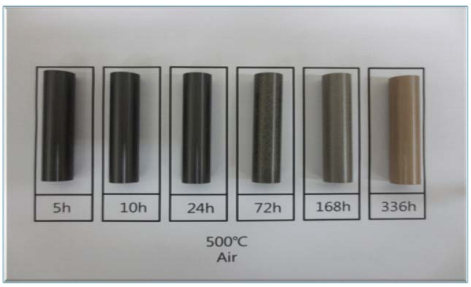


Fig. 1. Surface appearance of Zircaloy-4 hulls after oxidation testings at 500 °C.

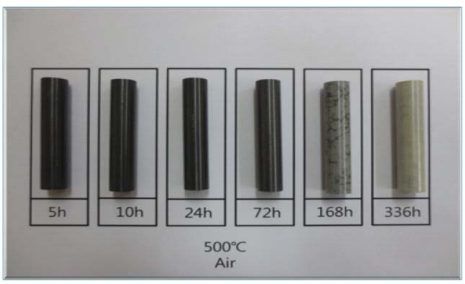


Fig. 2. Surface appearance of Zirlo hulls after oxidation testings at 500 °C.

Zircaloy-4와 Zirlo의 산화 메커니즘을 규명 하기 위해 500°C에서의 반응 시간에 따른 무게변화를 Fig. 3 과 4에 나타내었다. 그림에서 볼 수 있듯이, 산화시간이 증가함에 따라 각 피복관의 무게변화가 급격히 증가함을 볼 수 있었다.

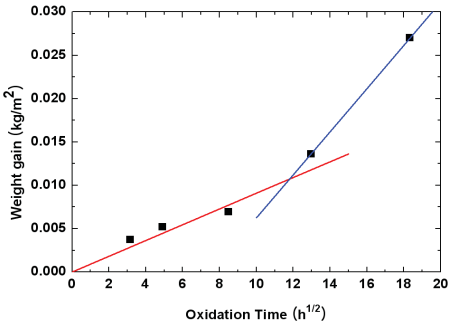


Fig. 3. Weight change during air oxidation of Zircaloy-4 at 500 °C.

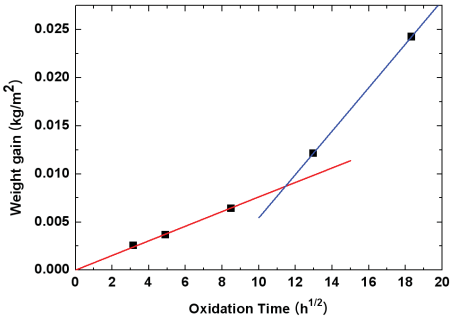


Fig. 4. Weight change during air oxidation of Zirlo at 500 °C.

3. 결론

산화시간이 Zircaloy-4 피복관의 산화막 두께에 미치는 영향에 대한 연구를 수행하여, 산화시간-산화막두께-무게변화량의 상관관계를 구하였으며, 500°C에서 Zircaloy-4와 Zirlo 피복관의 산화시간에 따른 무게증가에 대한 기울기 값을 구하였다.

4. 참고문헌

[1] F. Nagase, T. Furuta, M. Suzuki, J. Nucl. Sci. Technol. 40 (4) (2003) 213

[2] S. Leistikow, G. Schanz, Nucl. Eng. Des. 103 (1987) 65

[3] B. Cox, Advances in Corrosion Science and Technol. 5 (1976) 173

경주시 양남면 일대 심부 시추공에 대한 심도별 압력 장기 모니터링 해석

이대형*, 권장순, 오승주, 고용권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
leedh@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물 처분의 최종 목적은 인간 생활권에 유해하지 않을 정도의 준위로 핵종 누출을 차단 혹은 지연시키는 것이다. 이를 위해 적절한 처분 영역이 필요하며 공학적 방벽과 천연 지질 방벽으로 구성된 다중 방벽 개념을 도입하여 공학적 물질 및 지질 환경에 대한 다양한 연구가 수행되고 있다. 공학적 방벽으로부터 방사성 물질이 누출되었을 경우, 자연 방벽을 통해 방사성 물질이 이동할 수 있으며 핵종들의 주 이동통로는 절리 및 단층대와 같은 파쇄대이며 지하수의 흐름을 통해 먼 곳까지 이동하게 된다.

지하수가 존재하는 공간의 3차원적인 수리수두를 알 경우 지하수의 흐름을 파악할 수 있으며 이에 대한 연구는 방사성폐기물의 처분과 관련된 연구에서 매우 중요한 요소이다.

본 연구에서는 처분 부지 주변의 멀티 패커가 설치된 장기모니터링용 심부 시추공들의 수압 자료를 바탕으로 처분장 주변의 지하수의 흐름을 파악하고 주변 지하수 체계를 이해하고자 실시하였다.

2. 본론

연구 지역은 경상북도 경주시 양남면 일대로 해안에 접해 있으며 서쪽에서 동쪽으로 갈수록 해발고도가 완만하게 낮아지는 양상을 보인다.

지하수압 장기 모니터링을 실시하고 있는 시추공은 총 8 공으로 다중패커시스템이 설치되어 있다. 해안가에 위치한 GM-1, GM-2 공은 2007년 9월에 설치 되었으며, GM-3 공은 2006년 11월에 설치되었다(10 구간). GM-4, GM-5, GM-6 공은 2010년 12월에 설치되어 지속적인 압력 관측 및 지하수 샘플링이 실시되고 있다(6 구간). GM-7 공은 GM- 3 공을 대체하기 위하여 설치되어 2011년 9월부터 압력 변화를 관측하고 있다(6 구간). 추가로 설치된 GM-8 공은 2012년 3월에 설치되었다(3 구간)(Fig. 1).

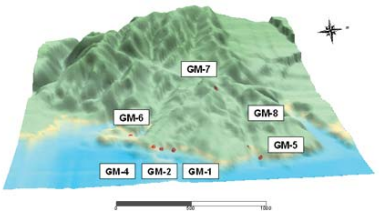


Fig. 1. Location of the monitoring boreholes.

GM-1 ~ GM-8 공 모두 심도가 증가함에 따라 압력 수두가 증가하는 경향을 나타낸다. 해안에 인접한 GM-1, GM-2 공에 대한 건설 전 후의 영향을 비교하면 하부 구간의 압력수두가 처분시설 건설이 진행됨에 따라 다소 감소하는 경향을 나타내고 있다. 그러나 처분시설 건설이 완료된 2011년 11월을 기점으로 구간별 압력의 두드러진 감소 경향은 나타나지 않으며 특히, 2012년 9월부터 구간별 압력이 점차 증가하는 경향을 보이는 것으로 처분부지 주변 지하수 체계의 안정화가 이루어지고 있음이 추정된다(Fig. 2)

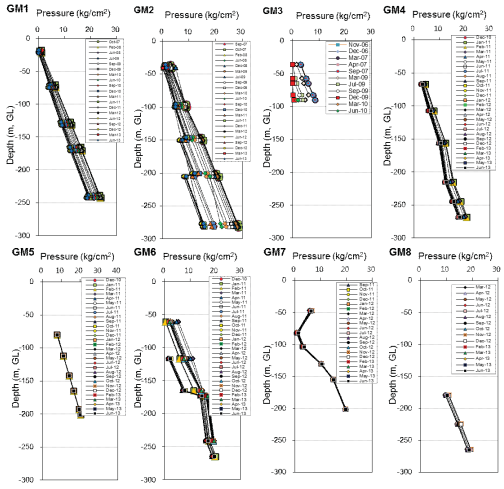


Fig. 2. Pressure head profile in GM series.

처분시설 상부에 위치한 GM-3 공은 처분시설 건설이 진행됨에 따라 압력수두가 급격히 감소되어 건설에 따라 크게 영향을 받고 있는 것으로 나타났다. 앞서 기술하였듯이 2009년 12월에는

GM-3 공 최하부 까지 지하수위가 강하되었다. GM-4 공은 심도가 깊어짐에 따라 압력수두가 증가하는 경향을 보인다. 그러나 각 심도별 시간에 따른 압력 변화는 건설 완료 전과 후로 나눌 수 있다(주황색 점선).

건설 완료 전의 압력은 심도별 압력이 점차 감소하고 있지만, 처분시설 건설이 완료된 2011년 11월 이후부터 심도별 압력이 일정하게 유지되고 있는 것을 관찰할 수 있다. GM-4 공은 GM-1, GM-2 공들과 마찬가지로 2012년 9월 구간별 압력이 증가한 이후 불규칙적 이지만, 구간별 압력이 점차 증가하는 경향을 보이고 있다. 이는 서로 인접한 3개 공은 같은 지하수 체계에 포함되어 있다고 생각할 수 있으며 지속적인 관찰을 통해 지하수위의 안정화 양상을 확인해 볼 필요가 있다. GM-5 공은 처분시설 건설에 상관없이 일정한 압력을 유지하고 있다. 이는 바다에 가장 인접해 있는 관정인 GM-5 공으로의 해수침투가 일어나 처분시설 건설로 인해 하강한 지하수위를 해수가 대체하여 일정한 압력을 유지하고 있는 것이라 판단되며 지하수 화학특성 변화를 통해 확인 가능하다. 처분시설과 가장 인접한 공인 GM-6 공은 시간에 따른 심도별 압력의 감소폭이 GM-4 공에 비해 상대적으로 크게 나타나는 것을 확인할 수 있으며, GM-4 공과 마찬가지로 처분시설 건설 완료 후인 2011년 11월 이후 심도별 압력이 일정하게 유지되고 있으며, 2012년 9월부터 불규칙하게 압력이 증가하는 양상을 보인다 (Fig. 3).

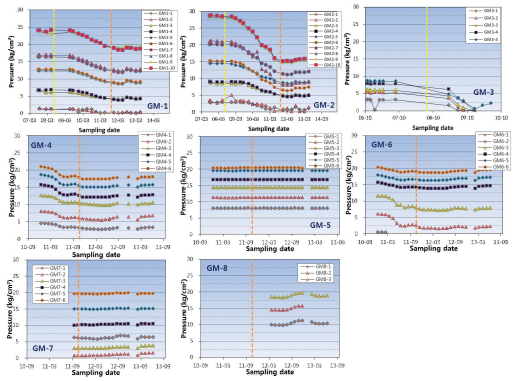


Fig. 3. Variation of pressure head in GM series.

3. 결론

압력 수두 관찰 결과 GM-1, 2, 4, 6, 7 공은 처분시설의 건설에 따라 민감하게 반응하는 양상을 보이고 2012년 9월부터 처분부지 일대의 지하수위가 점차 안정화 되고 있는 것으로 판단된다. 그리고, GM-5 공은 지속적인 해수의 유입이 일어나고 있는 것으로 확인된다. 처분시설 건설이 완료된 이후에 압력 자료 취득을 시작한 GM-8 공은 심도에 따른 압력이 점차 증가하는 양상을 관찰할 수 있다. 이는 다른 공들에 비해 상대적으로 인접한 곳에 위치한 관정으로 순수한 지하수 유입에 의한 현상이라기 보다는 다른 복합적인 요인이 포함되어 있을 가능성이 있으므로, 장기적인 압력 모니터링 및 지구 화학 특성 변화를 통해 원인을 파악할 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발중장기연구사업의 일환으로 수행되었음을 밝힌다.

고준위폐기물 심부시추공 처분 해외 연구사례 분석

이종열*, 김건영, 배대석, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njylee@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 사용후핵연료 또는 고준위폐기물을 인간환경으로부터 장기간 격리시키는 가장 안전한 방법으로서 심도 500 - 1,000 m의 안정한 암반에 공학적방벽 개념을 도입하여 처분하는 것이 고려되고 있다. 이 심지층 처분(DGD:Deep Geological Disposal)방법에 대하여 스웨덴, 핀란드 등 처분기술관련 선진국에서는 자국에 맞는 처분시스템을 개발하고 실증을 완료하여 사용화를 위한 인허가 단계에 있다.

그러나, 미국의 경우 당초 심지층 처분시스템 계획인 YMP(Yucca Mountain Project)가 중지됨에 따라 다시 다양한 처분시스템을 고려하고 있으며, 이의 일환으로 심도 5,000 m 정도에 고준위폐기물을 처분하는 심부시추공 처분(DBD:Deep Borehole Disposal)관련 연구를 수행 중에 있다. 또한 스웨덴, 영국 등에서도 대안으로서 이와같은 심부 시추공 처분개념에 대하여 연구를 수행하고 있다.

본 논문에서는 현재 상용화 단계인 터널형태의 처분시스템에 대한 대안으로 심도있는 연구를 고려하고 있는 시추공 형태의 처분 시스템에 대한 주요국의 연구사례를 개념적으로 분석하였다.

2. 심부시추공 처분개념

2.1 심부시추공 처분개념

심부시추공 처분은 지표에서 지하 5 km 심도까지 시추공을 뚫어 3~5 km 구간에 사용후핵연료 또는 고준위폐기물을 처분하고, 그 상부에서지표까지 구간은 벤토나이트, 아스팔트 등으로 밀봉하여 생태계와 격리시키는 개념이다(Fig. 1).

2.2 심부시추공 처분 특성

심부 시추공 처분 개념에 대한 처분심도, 지하환경, 지질/지하수, 부지감시, 안전성 및 회수성 측면에서의 특성은 Table 1에 간략하게 나타내었다.

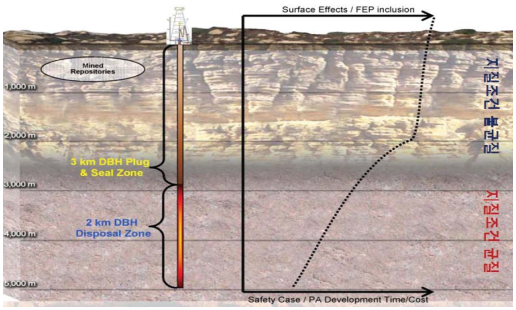


Fig. 1. Concept of DBD Technology.

Table 1. Characteristics of DBD

Item	Deep Borehole Disposal (DBD)
심 도	3~5 km
지하환경 (핵종용해)	· 처분용기 부식 또는 핵종용해 가능 거의 없음.
지질/지하수 (핵종 이동)	· 지각변동 영향 무시 · 지질구조 상태균질/단순 · 고염분 층상 지하수체는 지표 가까운 지하수체와는 혼합되지 않아 지표부로 상승 흐름 불가능, 지하에 정체된 상태로 부존
부지 감시 (폐쇄후관리)	· 부지감시 필요 없음.
안전성	· Safety case단순, 예비평가 결과 DGD대비 피폭선량 10^{-10} 이하
회수성	· 회수 어려움 · 핵물질 보장 측면에서 유리

3. 심부시추공 처분기술 해외 연구 사례

3.1 미국

심부시추공 처분은 사용후핵연료와 고준위폐기물을 인간환경과 장기간 격리하는 방안으로서 수십년동안 고려되어왔다. 미국의 경우 1957년 액체형태의 폐기물을 심부시추공 처분 및 지층에의 처분을 고려할 것을 NAS(National Academy of Sciences)에서 권고한 바 있다. 1979년에는 미국원자력위원회의 용역보고서로서 LBR에서 2000년까지의 기술개발을 예측하여 DBD 처분개념을 도출한 바 있다. ONWI(Office of Nuclear Waste Isolation)는 1983년 Woodward-clyde Consultant

사를 통하여 DBD에 관한 연구보고서를 발간하였으며, 이 개념의 지상시설에서 처분용기 운영개념은 현재까지 주요한 기준자료가 되고 있다. 1995년에는 Weapon plutonium 처분을 위하여 LLNL에서 DBD 개념을 설정하였다.

YMP 프로젝트의 중단으로 SNL에서는 DBD에 대한 심층연구를 수행하여 왔으며, 미국 특성에 맞는 기준개념을 도출하였다(2011년, Fig. 2). 또한, 이에 대한 안전성평가 및 비용평가를 수행하여 실규모의 실증을 위한 로드맵을 수립하였다.

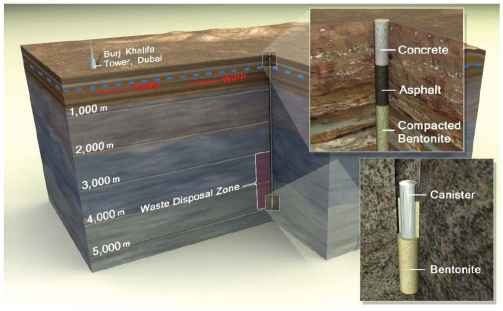


Fig. 2. DBD Reference Design of SNL.

3.2 스웨덴

스웨덴은 사용후핵연료 처분방안 결정을 위하여 다양한 방안들에 대한 비교평가를 수행하였으며, 이의 일환으로 90년대 초에 수행하였던 PASS 프로젝트는 KBS-3, VLH, WP-Cave 및 DBD(Fig. 3)에 대한 비교평가를 수행하였다. 당시, 대구경의 심부시추기술의 부족으로 DBD는 우선순위에서 가장 마지막이었으나, 그 후 관련 기술의 진보에 따라 DBD에 대한 관심이 증대되었다. 2000년에는 시추공 건설, 처분용기 정치 및 회수성에 대한 분석보고서를 발간하였고, 비정 부기관 MKG는 처분방법 다양화를 위하여 DBD 개념을 검토하였다(2008년). 2010년에도 DBD 개념을 분석하여 KBS-3 개념과 비교하였으며, DBD 기술은 KBS-3 개념 수준의 연구가 필요하며, 비용측면에서 불리하다고 결론을 내고 있다.

3.3 기타

영국에서는 2005년 Nirex 및 2007년의 NDA에서 DBD와 DGD를 비교 분석하여 보고서를 발간하였다. 또한, 덴마크와 네덜란드에서는 미국, 스웨덴의 화강암반층과는 다르게 심부 암염층에 DBD 기술을 적용하는 개념(Fig. 4)을 도출하고 장단점을 분석하였다.

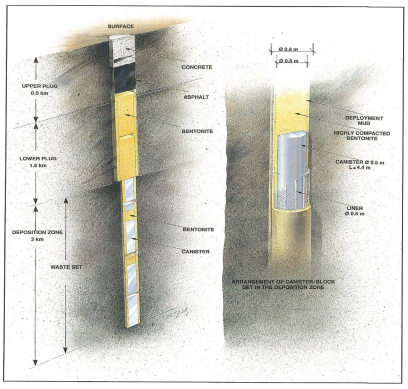


Fig. 3. DBD Concept of Sweden.

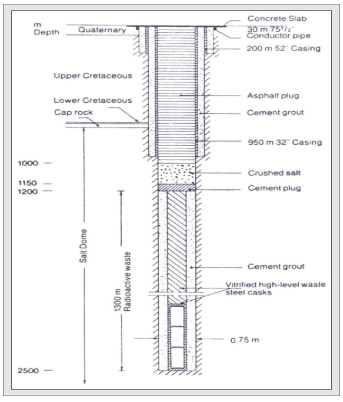


Fig. 4. DBD Concept of Denmark.

4. 결론

최근 심부지층(심도 500 – 1,000 m)에 터널형 처분시스템의 대안 개념으로 보다 안전하고 효율적인 방안으로 예측되는 심부 시추공 처분기술에 대한 연구가 의미있게 진행되고 있다. 본 연구에서는 이러한 심부 시추공 처분기술에 대한 각국의 연구사례 현황을 개념적으로 분석하였다.

분석 결과는 향후 국내환경에서의 심부 시추공 처분기술 연구에 기초자료로 활용될 것이며, 각 요소기술에 대한 심층 분석과 평가가 필요하다.

5. 참고문헌

[1] Beswick, John (2008), *Status of Technology for Deep Borehole Disposal*. Contract No. NP 01185, EPS International

[2] 김경수 외, “고준위방사성폐기물 심부시추공 처분개념 기술현황 분석보고서” 한국원자력연구원, KAERI/AR-929/2012, 2012

국제 전알파/전베타 방사능 측정 비교시험

송병철*, 김영복, 오세진, 한석환, 박종호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nbcsong@kaeri.re.kr

1. 서론

지구상에 존재하는 초우란 핵종들은 핵실험 결과 많은 ^{239,240}Pu이 생성 되었고, 인공위성 동력원으로 사용된 동위원소 축전지 사고로 ^{238}Pu이 지구상으로 유입 되었다. 그에 비교하여 자연중에 존재하는 ^{238}U의 중성자 방사화에 의해 발생한 양은 매우 미약하다. 원자력발전 결과 많은 양의 초우란 원소들이 발생하게 되며, 이들 초우란 핵종들은 대부분 높은 운동에너지를 가진 알파선을 방출한다. 또한 대부분의 핵분열 생성물에서 베타선 붕괴 결과 생성된 딸 핵종은 들뜬 상태로 존재하며 이러한 상태는 감마선 방출이나 내부 전이 과정을 통해 바닥 상태로 된다. 이러한 알파선 및 베타선 방출체가 환경으로의 유입을 막기 위하여 많은 노력을 기울이고 있다. 특히 신뢰할 수 있는 측정 기술을 개발하기 위하여 국내외적으로 전알파/전베타 방사능 측정에 관한 비교 시험을 수행하고 있다.

본 연구에서는 국제적인 비교 시험의 일환으로 프랑스 CETAMA와 물 시료에 대하여 전알파/전베타 방사능을 측정하고 기준 값과 비교 검토하였다. 물 시료를 직접 증발 건고하여 측정 시료를 제조하였으며, 표준물을 이용하여 전알파/전베타 계측 시스템을 교정하고 염의 무게에 따른 계측효율을 보정 하였다. 측정 결과와 기준값 과 차이에 대하여 검토한 후 재분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 가스비례계수기의 시스템 교정

전알파/전베타 계수기의 알파/베타 동작전압을 설정하기 위하여 ^{210}Po 및 ^{90}Sr 방사성 표준물을 이용하여 30V 간격으로 1분식 측정하여 플라토우 곡선을 그리고 평평한 부분의 1/3되는 지점을 동작전압으로 설정한다. 이때 알파 동작전압은 690 V, 베타 동작전압은 1470 V로 결정되었다.

1) 백그라운드 및 계측효율 측정

기체 비례계수기의 백그라운드를 측정하였을 때 알파 모드에서 0.15 cpm, 알파/베타 모드에서 알파 백그라운드 0.12 cpm과 베타 모드에서 0.88 cpm을 얻었다. 또한 ^{210}Po 및 ^{90}Sr 표준물을 이용하여 계측효율을 측정하였을 때 알파 모드에서 41.1 %, 알파/베타 모드에서 알파 계측효율 41.63 %과 베타 모드에서 46.59 %의 계측효율을 얻었다. 또한 표준물을 이용하여 염의 무게에 따른 전알파 계측효율을 구하고 식과 그래프를 그림 1에 나타내었다.

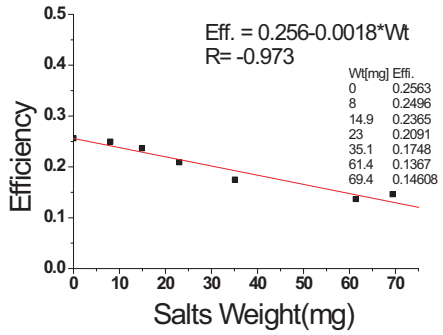


Fig. 1. Counting efficiency according to salt weight for Gross alpha.

2.2 시료 준비

프랑스 CETAMA로부터 전알파 및 전베타 방사능 측정 비교 시험을 위한 시료를 1 L를 입수하였으며, 이 시료는 ^{239}Pu, ^{90}Sr-^{90}Y이 0.1 ~ 10 Bq/L 범위의 방사능을 포함한다. 시료를 250 mL씩 2개 취하여 300 mL 비이커에 넣고 열판 위에서 5 mL로 농축한 후 무게를 아는 프란첫에 옮기고 적열등 아래에서 증발건고 하였다. 전기로를 이용하여 500℃에서 2시간 강열한 후 데시케이터에서 항온한 후 염의 무게를 측정하였다.

2.3 전알파/전베타 방사능 측정

제조된 시료를 전알파/전베타 계수기를 이용하여 60분 3회 측정한 후 건고물 무게에 따른 계측 효율을 보정하고 전알파/전베타 방사능을 계산하였다. 시료의 전알파 및 전베타의 방사능은 각각

2.20±0.33 및 4.51±0.68로 계산 되었으며, 또 한편으로 전알파 선원으로 ^{239}Pu 및 전베타 선원으로 ^{90}Sr-^{90}Y를 사용하였으므로 ^{239}Pu는 ICP-MS, ^{90}Sr는 분리한 후 액체섬광계수기를 이용하여 측정하였다. 이때 ^{239}Pu는 1.87 Bq/L, ^{90}Sr-^{90}Y은 4.8Bq/L로 계산되었다.

3. 결론

프랑스 CETAMA와 전알파/전베타 방사능 비교시험을 수행하였으며, 시료 내 전알파 방사능은 2.20±0.33, 전베타 방사능은 4.51±0.68로 측정 결과를 제출 하였으며, 전알파 및 전베타 방사능 기준값은 각각 1.93 Bq/L 및 3.75 Bq/L로 알려왔다. 실험값 과 기준값은 각각 14% 및 20%의 차이를 보였으며, 이는 건고물의 무게에 따른 계측효율를 보정할 때 약간의 오류가 발생된 것으로 생각된다. 전알파 방사능 측정시 건고물에 따른 정확한 계측효율을 적용하여야하며, 전베타 방사능 측정시에는 건고물에 따른 자체흡수 효과는 무시해도 될 것으로 사료 된다. 재 측정시 이러한 점을 감안하여 측정하였을 때 각각의 차이는 각각 5.2% 및 6.7%로 나타났다.

4. 참고문헌

[1] "Water quality-Measurement of gross alpha and gross beta activity in non-saline water-Thin source deposit method", ISO 10704 (2009)

심부 방사성폐기물처분장 주변암반의 취성파괴에 관한 고찰

박의섭*, 채병곤
한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124
*espark@kigam.re.kr

1. 서론

일반적으로 심부에 시공하는 방사성폐기물 처분장 주변 암반의 안정성은 시공 및 운영 과정에서 발생하는 여러 가지 응력 경로에 따라 좌우된다. 즉, 지하 암반공동이 시공되는 심도 및 암반에 작용하는 현지응력의 크기에 따라 파괴 유형 및 역학적 거동이 달라진다. 본 연구에서는 압축강도와 현지응력에 따른 파괴모드 및 취성파괴의 수치해석적 모델링 기법에 관해 살펴보고, 또한 심부 암석코어의 교란으로 인한 문제점을 분석하고자 한다.

2. 본론

2.1 방사성폐기물 처분장에서의 암반역학적 주요 요소

스웨덴 방사성폐기물 처분 프로젝트에서 제시된 KBS-3 저장방식에서 암반역학적 요소에 의해 영향받는 초기 설계의 결정사항은 다음과 같다[1].

- o 현지응력상태에 관련된 암반공동의 심도
- o 진입로 및 지원시설물 등 암반공동의 배치계획
- o 암반공동의 형태와 크기
- o 주 진입경로와 처분터널을 위한 시공방법
- o 현지응력상태에 관련된 진입 및 처분터널 방향
- o 역학적 안정성에 필요한, 처분터널과 처분공 사이의 암주(pillar) 간격

2.2 심부 암반의 취성파괴 과정

암반공동의 심도가 증가함에 따라 (즉, 현지응력의 크기가 증가함에 따라), 암반내의 기존 절리들은 서로 밀착되기 시작하고 이로 인해 암반의 파괴과정은 취성화되면서 굴착 공동에 평행하게 발달하는 응력유도균열(stress-induced fractures)이 우세해진다. 이러한 취성파괴와 관련한 주요 변수는 응력유도균열이 발생하고 전달하는데 필요한 응력의 크기이다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 작은 현지응력에선 구조적인 파괴가 우세하나, 현지응력이 증가함에 따라 공동의 일부 굴착면으로부터 전체영역으로 확장되는 것을 볼 수 있다.

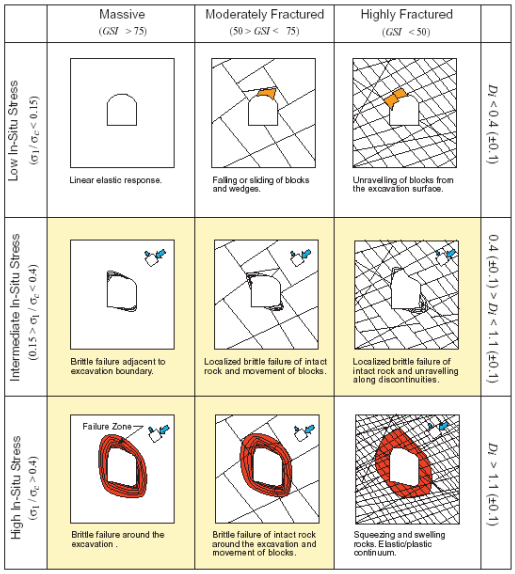


Fig. 1. Instability and failure mode of underground openings [1].

2.3 응력 경로와 파괴 모드

일반적으로 굴착되는 암반공동 주변에는 초기 현지응력상태가 다양한 경로를 따라 변화할 수 있는데, 이 응력 경로에 따라 암반공동에 발생하는 파괴모드가 달라질 수 있다. 즉, 응력 경로는 굴착 단계와 연속성, 굴착형태의 변경, 주응력방향에 대한 공동배열의 변화 등에 따라 달라지기 때문에 응력 경로를 바꿈으로써 이로 인한 파괴모드 또한 바꿀 수 있다는 것이다.

예를 들면, 중간주응력에 평행한 원형 터널은 천정부의 스폴링을 유발하는 응력경로를 따르기 쉬운 반면, 동일한 방향으로 배치된 사각형 터널은 구조적으로 조절된 쐐기 형태의 파괴를 유발할 수 있는 천정부의 이완을 가져오는 응력경로를 따르기 쉽다[2].

2.4 응력에 의한 취성파괴

암반공동에서 응력에 의한 스폴링(spalling) 파괴를 판단하기 위해선, 현지응력조건, 암반 강도, 그리고 공동의 기하학적 형상의 자료가 중요하다.

일반적으로 공동 경계응력이 손상개시(damage initiation) 한계를 초과할 때 강한 암석에서 스폴링이 발생한다. 따라서 Fig. 2에서 보여준 2개의 선형파괴 포락선을 사용하여 예측할 수 있다고 Diedrichs(1999)가 제안하였다[3].

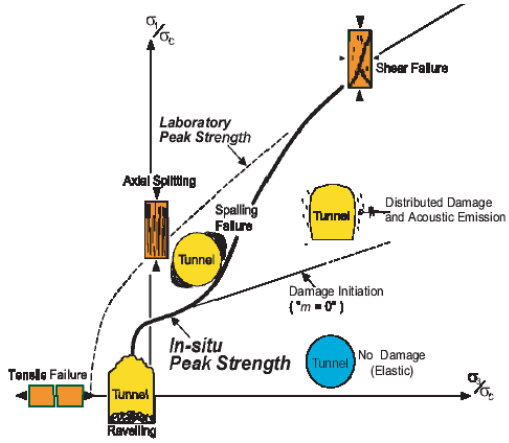


Fig. 2. Failure criteria of spalling [3].

2.5 취성파괴의 수치 모델링

캐나다 AECL에서 수행된 Mine-by Experiment의 취성파괴 관찰결과를 모사하기 위하여 탄성, 탄소성 등의 다양한 구성모델을 적용하였고, 이로부터 Hajiabdolmajid 등(2000)이 제안한 brittle cohesion-friction model이 취성파괴를 모사하는데 적절한 것으로 나타났다[1]. 따라서 심부 암반공동의 취성파괴 가능성을 파악하기 위해선 대상 암석의 점착력 약화(cohesion weakening)와 마찰각 강화(friction hardening)에 대한 소성변형률 한계를 구하는 실내 실험을 반드시 수행하여야 한다.

2.6 터널 방향 및 형태에 따른 취성파괴

Martin 등(2001)은 공동 폭에 대하여 정규화한 취성파괴의 깊이를 무차원 형태로 분석한 결과, 원형공동의 취성파괴는 대략 심도 600m (σ_1/σ_c ~ 0.12)에서 시작되고 현지응력이 커짐에 따라 선형적으로 파괴 깊이가 증가하였다. 이에 반해 평평한 천정을 가진 공동은 심도 1000m 이하에서는 취성파괴가 시작되지 않음을 볼 수 있었다.

또한 공동 방향이 주응력 방향과 어떤 관계를 갖는지에 따라 응력유도의 파괴 가능성이 달라지기도 한다. 즉, 심부에 굴착되는 공동 방향은 가급적 최대주응력 방향에 평행한 것이 취성파괴의 가능성을 최소화하는데 유리하다.

3. 결론

비교적 깊은 심도에 위치하는 방사성폐기물 처분장의 지하공동은 암반의 역학적 특성과 현지응력간의 조건에 따라 파괴모드가 달라지기 때문에 구조적인 파괴인지 응력에 의한 파괴인지를 판단하는 것이 매우 중요하다. 특히 응력에 의한 취성파괴가 발생할 경우에는 기존의 안정성 평가기법으로는 문제가 발생할 소지가 많다. 또한 심부 시추로부터 얻어진 암석 코어는 시추 과정에서 손상을 입을 가능성이 높으므로, 역학적 특성을 규명할 경우에 시료의 교란여부를 반드시 확인해야 한다. 즉, 방사성폐기물 처분장의 설계 및 시공에 있어서 암반의 역학적 특성과 현지응력은 안정성에 큰 영향을 미치므로, 이에 대한 상세한 조사 및 분석이 필요하다는 것을 염두에 두어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다.

5. 참고문헌

[1] C.D. Martin, R. Christiansson and J. Soderhall, Rock stability considerations for siting and constructing a KBS-3 repository, Technical Report TR-01-38, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden, 2001

[2] M.S. Diederichs and P.K. Kaiser, Tensile strength and abutment relaxation as failure control mechanisms in underground excavations, Int., J. Rock Mech. Min. Sci., 36(1):69-96, 1999

[3] M.S. Diederichs, Instability of Hard Rockmass: The role of Tensile Damage and Relaxation, Ph.D. Thesis, University of Waterloo, Waterloo, Canada, 1999

[4] V. Hajiabdolmajid, C.D. Martin and P.K. Kaiser, Modelling brittle failure. In proc. 4th North American Rock Mechanics Symposium, pp. 991-998, 2000

심지층처분장의 처분공 격자배치 고려시 핵종누출율 특성 분석

조동건*, 김정우, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dkcho@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 파이로폐기물을 위해 설계한 처분장은 심도가 다른 두 개의 지층에 금속폐기물과 세라믹폐기물을 각각 격리하기 위한 처분시스템을 갖추고 있다. 금속폐기물은 두 개의 터널에 정치(emplacement)되며, 세라믹폐기물은 8개의 터널, 약 250개의 처분공에 정치된다. 같은 심도에 처분되는 폐기물은 형태는 같지만, 각 처분공별로 방사선원항은 각기 다르다. 따라서 심지층 처분장에 격리되는 폐기물은 심도, 처분위치, 방사선원항이 각기 다르게 된다. 이와 같은 특성은 파이로폐기물을 처분하기 위한 심층처분장 뿐 아니라 사용후핵연료 직접처분을 위한 처분장의 경우에도 마찬가지이다.

처분안전성 평가를 위한 모델 개발시 앞서와 같은 특성을 반영해야 하나, 현재까지는 보수적인 결과를 도출하기 위해 MWCF(Major Water Conducting Feature)까지 최단 거리에 위치한 처분공을 기준으로 모든 처분공이 이 위치에 존재한다고 가정하고 안전성 평가를 수행하였다[1].

따라서 본 연구에서는 앞서 언급한 것과 같이 실제 상황을 고려하여 처분공 격자 배치를 고려했을 경우, 핵종 누출율 및 생태계에서의 피폭방사선량이 어떤 특성을 갖는지를 평가하였다.

2. 본론

2.1 A-KRS 처분장

Fig. 1은 선진핵주기에 발생하는 파이로폐기물을 수용하기 위한 A-KRS 처분시스템의 배치도이다. 그림에서 보는 바와 같이, 처분장은 복층 구조로서 200 m 심도에는 방사능준위가 낮은 금속폐기물 처분시스템이, 500 m 심도에는 세라믹폐기물 처분시스템이 존재한다. 세라믹폐기물의 경우, 한 개의 처분공에 4개의 캐니스터가 정치되며, 처분터널의 간격은 40 m, 처분공간의 간격은 8 m이다. 처분터널의 길이는 금속폐기물 처분시스템의 경우, 200 m, 세라믹폐기물 처분시스템의 경우, 280 m이다.

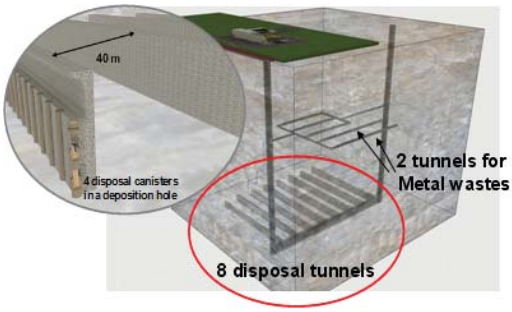


Fig. 1. Layout of A-KRS Repository.

2.2 격자배치 고려 방안

안전성 평가시 격자배치 효과를 고려하기 위한 모델링 방법은 다음과 같다. 우선 MWCF가 터널방향과 수직방향으로 존재한다고 가정하고, A-KRS 세라믹폐기물 처분시스템을 대상으로 처분공에서부터 MWCF까지의 단열길이(fracture length)를 분석하고, 이를 10개의 그룹으로 구분하여 각 처분공을 묘사하였다. 각 처분공을 빠져나온 핵종은 인접한 처분공과는 상호작용이 없으며, 단열을 따라 이동함을 가정하여, 각 처분공에서 빠져나온 핵종은 단열을 따라 MWCF로 이동하도록 모델링하였다. 핵종이동 모사는 GoldSim을 이용하였으며, 단열에서의 핵종이동은 GoldSim에 내장되어 있는 Pipe pathway를 이용하였다.

한국원자력연구원에서 개발한 안전성평가코드인 GSTSPA[1]에서는 처분공에서 MWCF까지 연결되는 단열이 한 개이지만, 앞서와 같이 모델링 할 경우, 10개로 늘어나게 되며 길이도 각각 다르게 된다.

처분공에 정치되는 방사선원 재고량은 동일하게 묘사하였으며, MWCF 및 생태계는 GSTSPA에 포함되어 있는 모델을 그대로 사용하였다.

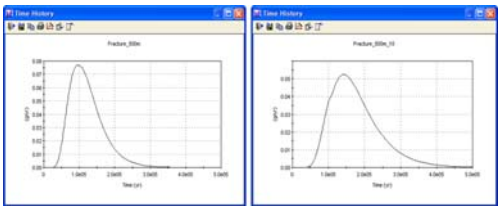
2.3 핵종누출률 및 피폭선량 변화

처분공 격자배치 고려에 따른 특성은 처분공에서 MWCF를 연결하는 단열의 인자(parameter)를 변화시켜가면서 분석하였다.

고려된 인자는 단열을 통과하는 시간으로서 총

동과시간이 45 년, 450 년 4,500 년인 세 경우를 고려하였다. 가정된 단열의 길이는 419 m이며, 일반적으로 심도 500 m에서 지하수가 이 길이를 통과하는 시간은 약 2,000 년 정도 소요된다.

Fig. 2는 지하수의 단열통과시간이 4,500 년인 경우 MWCF 입구에서의 I-129 질량플럭스를 나타낸다. 그림에서 (a)는 기존의 방법대로 보수성을 위해 단열길이가 가장 짧은 곳에 모든 처분공이 위치한 경우이며, (b)는 본 연구에서 새로이 모델링하여 10개의 처분공을 묘사한 경우이다. 그림에서 보는 바와 같이, 격자배치를 고려함에 따라 질량플럭스의 최대치도 현저히 낮아지고 나타나는 시점도 늦춰짐을 볼 수 있다. 평가 결과, 지하수의 단열 통과시간이 45 년의 경우에는 예상되는 바와 같이 변화가 거의 없는 것으로 나타났으나, 450 년의 경우에는 현저하지는 않았지만 무시할 수 없을 정도의 영향이 나타났다.



(a) single lattice (b) multi-lattice

Fig. 2. Mass Flux of I-129 (R.T.:4,500yr).

앞서 세 경우에 대해 피폭선량에 대한 민감도도 분석하였는데, Fig. 3 및 4는 지하수의 단열통과시간이 각각 450 년, 4,500 년인 경우 생태계에서의 피폭선량을 나타낸다. 앞서와 마찬가지로 (b)의 경우가 격자배치효과를 고려한 경우이다. 그림에서 보는 바와 같이, 450 년의 경우에는 격자배치를 고려함에 따라 피폭선량 최대값은 7% 정도 낮아졌으며, 시점도 21,000 년에서 24,000 년으로 늦춰짐을 확인할 수 있었다. Fig. 4는 4,500 년인 경우를 나타내는데, 피폭선량 최대값은 약 25% 정도 낮아졌으며, 최대치가 나타나는 시점 또한 96,000 년에서 120,000 년으로 늦춰짐을 확인할 수 있었다. Fig. 5는 4,500 년의 경우 격자배치를 고려한 경우와 고려하지 않은 경우의 시간에 따른 피폭선량률 차이를 나타낸 것이다. 그림에서 보듯이, 격자배치 고려효과는 시간이 경과함에 따라 기하급수적으로 차이가 발생함을 알 수 있다.

따라서 처분공배치 효과는 지하수 유속이 느린 경우 무시할 수 없으며, 특히 피폭선량의 최대치가 늦게 나타나는 시스템의 경우 고려할 가치가 있다.

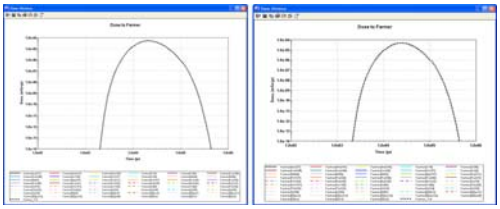


Fig. 3. Dose Rate Distribution (R.T.:450yr).

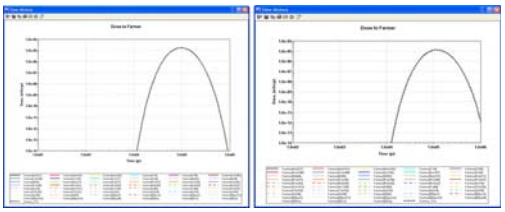


Fig. 4. Dose Rate Distribution (R.T.:4,500yr).

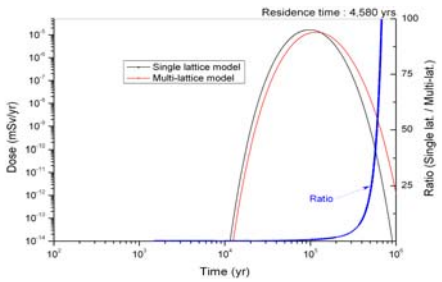


Fig. 5. Dose Rate and Ratio.

3. 결론

처분공 배치효과를 고려함에 따른 효과를 핵종 누출율 및 피폭선량 관점에서 분석하였다. 분석결과, 처분공배치 효과는 지하수 통과 시간이 수천 년에 달하는 단열에서는 그 효과를 고려해야 할 필요성이 있으며, 특히 피폭선량의 최대치가 늦게 나타나는 시스템에서는 그 영향이 매우 큼을 확인 할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부 원자력연구개발사업으로 수행되었음을 알려드립니다.

5. 참고문헌

[1] 이연명 외, GSTSPA GoldSim 안전성 평가 프로그램 사용자 지침, KAERI/TR-4728/2012 (2012)

내진형 완충재 개념 설계 및 성능인자 분석

최영철*, 윤찬훈, 이재완, 최희주
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*cyc@kaeri.re.kr

1. 서론

한반도 연평균 지진발생 건수는 1978년 기상대 관측 이후 1980년대 15.38회에서 2000년대에는 44.9회로 크게 늘고 있는 추세이다. 지난 30년간 한반도 연평균 지진 횟수가 3배 가까이 늘어 난 것이다.

이러한 지진 등에 의해 지각변동 및 단층활동에 의해 Fig. 1과 같이 처분용기에 큰 손상을 줄 수 있기 때문에 극한 환경에 대한 처분용기 안전성 연구가 필요하다.



Fig. 1. Disposal system damaged by a fault movement or earthquake.

지각변동 및 단층활동에 의해 최대 100 mm의 전단변위가 생기고, 이때 최대 전단속도는 1 m/sec이다. 이러한 극한환경에서 처분용기를 안전하게 유지시킬 수 있는 방법으로 완충재를 잘 설계하는 방법이 있다.

방사성 폐기물을 처분할 때 방사성 폐기물 내의 오염 물질을 외부환경과 차단하기 위하여 점토 또는 점토를 기본으로 한 물질이 사용된다. 여러 점토 물지 중 벤토나이트는 투수성이 매우 낮고, 여러 방사성 핵종에 대한 흡착력이 비교적 우수하기 때문에 벤토나이트를 완충재로 사용한다.

본 논문에서는 지진발생시 처분용기를 지진에 대해 보호할 수 있는 벤토나이트 완충재에 대해 살펴 본다.

2. 본론

2.1 내진형 완충재 설계조건

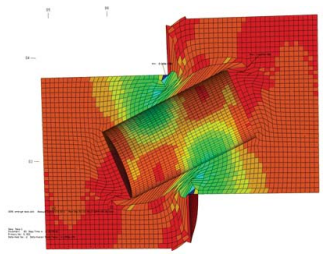


Fig. 2. Pressure distribution during fault movement.

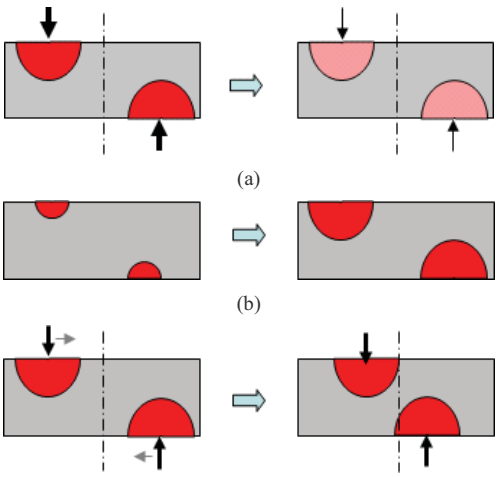


Fig. 3. The method for an earthquake resistant design of buffer. (a) reducing force, (c)distributing force, (c) relocating force.

Fig. 2는 지진이 발생하여 전단력이 발생할 경우 벤토나이트 완충재 및 처분용기가 받는 압력분포를 나타내고 있다. 암반에 의해 완충재에 힘이 전달되고, 이 힘이 다시 처분용기에 영향을 미치게 된다. 따라서, 힘 전달의 중간매개체인 완충재를 잘 설계하여 저장용기에 작용하는 압력크기 및 분포를 바꿀수 있다면 지진으로부터 처분용기를 보호할 수 있을 것이다.

지진이 발생하여 전단이 생긴다면 Fig. 1과 같이 처분용기에 힘이 발생하는데, 이 힘으로부터 처분용기를 보호하기 위해서는 Fig. 3과 같이 힘의 크기 및 분포를 바꿔야 한다.

우선, Fig. 3(a)와 같이 저장용기가 받는 전체힘을 줄이고, (b)와 같이 처분용기의 압력분포를 분산 시켜야 한다. 그리고 (c)와 같이 등가압력을 중심으로 이동시켜 모멘트를 줄여야 한다.

2.2 내진형 완충재 주요인자

Fig. 3과 같이 처분용기의 압력 크기 및 분포를 바꿀수 있는 완충재의 주요인자는 여러 가지가 있지만, 대표적으로 Fig. 4와 같이 완충재 크기, 밀도 변화, 섬유(fiber), 그리고 펠렛 첨가이다.

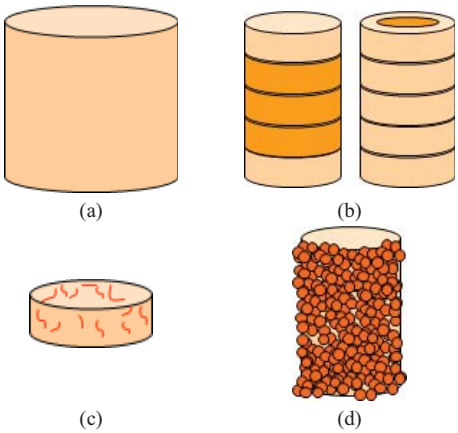


Fig. 4. Primary parameters of an earthquake-resistance buffer. (a) buffer size, (b) density, (c) fiber, (d) pellet..

이러한 주요인자들이 같은 조건의 지진이 발생하였을 경우, 처분용기가 받는 힘이 달라지는지 확인하기 위해 Fig. 5와 같이 Abaqus로 모델링하여 해석하였다.

Fig. 6은 각 주요인자에 대해 전단이 발생할 경우 처분용기가 받는 압력분포를 나타내고 있다.

결과 그래프에서 볼 수 있듯이 벤토나이트 크기를 크게 하였을 경우가 가장 좋은 결과를 얻었지만, 현실성이 떨어진다. 벤토나이트 크기는 같고, 단지 암반과 완충재사이에 펠렛을 넣었을 경우가 처분용기가 받는 최대 압력이 작음을 알 수 있다. 따라서, 현실성이 있으면서 내진에 가장 좋은 설계방법이 펠렛을 이용한 방법임을 알 수 있다.

3. 결론

본 논문에서는 내진형 완충재의 개념설계 및 주요인자에 대해 연구하였다. 지진이 발생하였을 경우 같은 전단력임에도 불구하고 완충재의 주요인자에 따라 처분용기가 받는 힘의 크기 및 분포가 달라짐을 확인하였다.

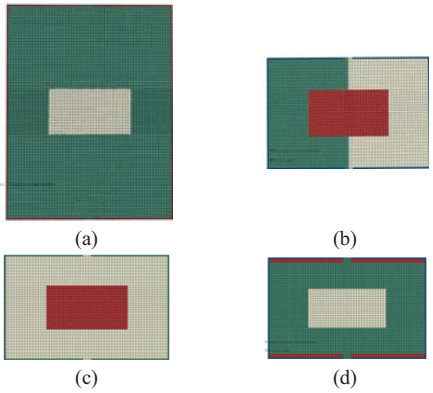


Fig. 5. Abaqus modeling for (a) buffer size, (b) density, (c) fiber, (d) pellet.

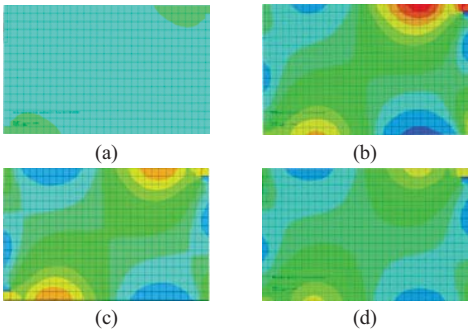


Fig. 6. Analytic results for (a) buffer size (Pmax=3MPa), (b) density (Pmax=15.2MPa), (c) fiber (Pmax=14.7MPa), (d) pellet(Pmax=12MPa).

향후 이러한 주요인자 결과를 이용하여 최적화된 내진형 완충재 설계를 하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

상대습도 센서를 이용한 벤토나이트 완충재블록 불포화 수리전도도 평가

이항복*, 김진섭, 최영철, 최희주, 김경수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hblee@kaeri.re.kr

1. 서론

처분시스템의 완충재는 100 ℃ 이하로 유지되어야 하고, 팽윤압은 2 MPa 이상 15 MPa 이하, 그리고 수리전도도는 10^{-12} m/s 이하로 유지되어야 한다는 성능지표가 있다. 온도와 팽윤압은 직접측정이 가능한 물리량이기 때문에 쉽게 측정할 수 있지만, 수리전도도는 직접적으로 측정이 힘든 데이터이다. 따라서 다른 물리량을 측정함으로써 완충 내의 불포화 수리전도도 평가할 수 있는 방법이 필요하다.

본 연구에서는 상대습도센서를 이용하여 벤토나이트 완충재블록의 불포화 수리전도도를 평가하는 방법에 대해 살펴본다. 우선 상대습도 데이터와 불포화 수리전도도의 상관관계를 이론적으로 살펴 본 후, 벤토나이트 완충재 블록의 불포화 수리전도도를 측정할 수 있는 실험설계에 관해 설명하고자 한다.

2. 본론

2.1 이론적 배경

지하수의 수리전도도는 포화 상태에 따라 Darcy's law로 표현되는 포화대 수리전도도와 Richard's equation으로 표시되는 불포화대 수리전도도로 나눌 수 있다.

$$\frac{\partial\theta}{\partial t}=\frac{\partial}{\partial x}\left[K(\theta)\frac{\partial\Psi}{\partial x}\right] \qquad (1)$$

포화대에서 수리전도도는 지하수 유량과 수두구배에 따라서 결정되는 것으로 변하지 않는 고정된 값을 보인다. 식 (1)은 불포화대 수리전도도로써 이는 함수비에 따라 변화하는 값으로, 시간에 따른 함수비의 변화와 거리에 따른 potential의 변화에 의해 결정되어진다. Potential gradient는 elevation, osmotic, 유체의 응집력과 표면장력에 의한 matric potential로 이루어져 있고 불포화대에서는 주로 suction pressure값을 의미한다. 벤토나이트 완충재 내부는 불포화 상태이기 때문에 수리전도도를 평가하기 위해서는 이 Richard's equation을 이용해야 한다. 불포화 수리전도도 유도 과정을 간단히 살펴보면, 먼저 연속방정식 개념에 의해서 식 (2)에 보이는 것처럼 일정 도메인 내에서 input에서 output으로의 유량의 변화는 동일 부피 내 포화도의 변화와 일치한다.

$$-\frac{\Delta q}{\Delta x}=\frac{\Delta\theta}{\Delta t} \quad\Rightarrow\quad -\frac{\partial q}{\partial x}=\frac{\partial\theta}{\partial t} \qquad (2)$$

앞의 연속방정식에 의해 유도된 관계식 (2)을 Darcy's law에 대입하면 다음의 식 (3)과 같이 표현되고,

$$\frac{\partial\theta}{\partial t}=\frac{\partial}{\partial x}\left[K\frac{\partial h}{\partial x}\right] \qquad (3)$$

total head $h=\Psi+z$ 인데, 수평방향의 경우 elevation의 변화가 없으므로 최종적으로 식 (1) 형태의 Richard's equation이 유도된다.

2.2 BRIE 상대습도를 활용한 불포화 수리전도도 평가

제안된 방법을 검증하기 위해 국제공동연구 중 BRIE 실내 실험 데이터를 사용하였다.

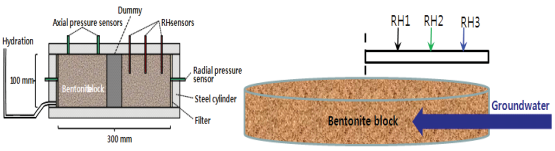


Fig. 1. BRIE experimental setup.

BRIE 실내실험은 Fig. 1과 같이 벤토나이트 완충재의 측면에서만 물을 공급하고, 반경방향으로 3개의 상대습도 센서로 측정하였다.

측정된 데이터를 제안된 방법에 적용한 결과 Fig. 1과 같이 시간에 따른 불포화 수리전도도를 예측할 수 있었다. 그러나 이 결과는 각 위치별 수리전도도 분포이므로 완충재 전체적인 수리전도도를 대표할 수 없다. 수리전도도 변화를 평가하기 위해서는 Fig. 2 오른쪽 그래프와 같이 동일한 suction pressure값을 기준으로 각기 다른 위치에서의 수두 구배 및 유

량 변화를 하나의 그래프에 표현해야 한다. 각 suction 값에서 두 개의 기울기 (dual slope)가 나타나는데, 이 때 낮은 수두 구배의 작은 기울기는 실제 완충재 내 지하수 흐름에 크게 영향을 미치지 않는 것으로 간주하여 두 기울기 중 일정 수두 구배 초과 (critical gradient) 에서 나타나는 높은 기울기가 유효한 것으로 판단한다. 결과적으로 시간이 경과함에 따라 완충재 내 포화도가 증가하고 suction pressure 가 감소하게 되면서 생기는 불포화 수리전도도의 변화 양상을 Fig. 3과 같이 구할 수 있다. 초기 수리전도도값은 1.11×10^{-13} m/s에서 포화가 마무리 되어감에 따라 최종 수리전도도값이 1.50×10^{-14} m/s로 대략 1 order 정도 감소하는 것으로 확인되었다.

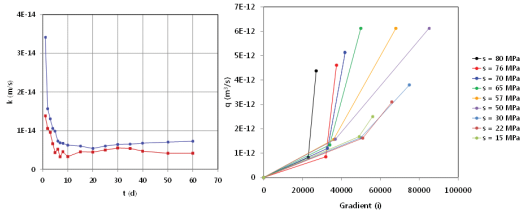


Fig. 2. Unsaturated hydraulic conductivity versus time and water flux versus gradient at different location.

이는 지하수 유입에 따른 벤토나이트 블록의 팽창으로 인해 초반 급격한 불포화 수리전도도 감소가 발생하고 이후 안정화되는 것으로 판단되어진다. 이러한 결과는 벤토나이트 완충재의 수리학적 성능 평가에 중요한 지침이 될 수 있다.

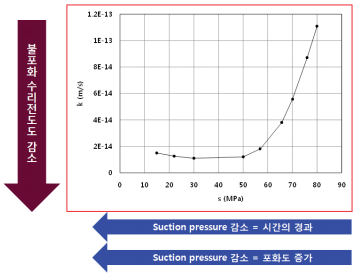


Fig. 3. Total unsaturated hydraulic conductivity versus suction in bentonite buffer.

2.3 실내 실험 설계 및 수행

앞 절에서 제안된 방법을 BRIE 실내실험을 통해 검증하였다. 하지만, 이 실험은 외국산 벤토나이트를 사용하였으며, 우리나라 처분시스템에 맞지 않는 완충재이다. 따라서 경주 벤토나이트 완충재를 사용하여 실제 우리가 개발한 완충재의 불포화 수리전도도를 평가해야 한다. 이를 위해 Fig.4와 같이 수리전도도 실험을 설계하였다. 3개 이상의 상대습도 데이터가 필요하기 때문에 Fig. 4에 보이는 것처럼 12.5 cm 반지름의 벤토나이트 블록에 수평적으로 거리에 따라 3개의 상대습도 센서를 위치시켰다. 완충재 블록에 센서와 케이블이 위치할 공간을 만들고 센서 몸통 주위엔 벤토나이트 파우더를 이용해 채웠으며, 케이블은 에폭시 처리를 통해 의도치 않은 물의 유입이 발생하지 않도록 하였다. 또한 완충재 블록 바깥쪽에 모래를 채우고 여기에 물을 주입하여 벤토나이트를 통한 물의 포화가 서서히 일어나도록 유도하였다.

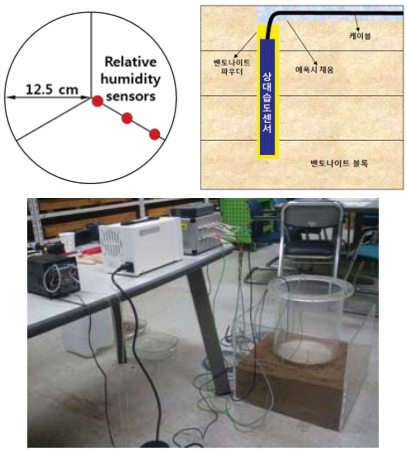


Fig. 4. Installation of humidity sensors and experimental setup.

3. 결론

본 연구를 통해 완충재 내 불포화 수리전도도를 평가하는 일련의 과정을 검토 정리하고 상대습도 데이터를 측정하기 위한 실내실험을 설계 및 수행에 관해 알아보았다. 수리전도도 평가 과정에서 사용되는 water retention curve는 매질의 특성에 따라 결정되는 것이기 때문에 실제 본 실험에 쓰일 벤토나이트 블록을 통해 얻어진 관계식을 이용해야 한다. 또한 거리에 따른 포화도 차이를 이용해 수리전도도값을 추정하는 것이기 때문에 수평방향으로 센서의 개수가 많을수록 보다 더 정확한 수리전도도를 평가할 수 있지만 센서 설치는 블록의 크기나 장치 설계와 연관된 문제로써 본 실험에서는 3개의 상대습도 센서 위치를 최적으로 판단하였다. 벤토나이트 블록이 완전 포화되기까진 2달 이상의 시간이 소요될 것으로 예상되며, 포화가 균일하게 일어나지 않는 상황을 생각하여 불포화 수리전도도를 벡터가 포함된 값으로 표현하는 새로운 관계식 평가 작업도 수행될 계획이다.

원전 재포장드럼 방사능 영향인자에 대한 고찰

신성규*, 성석현, 권민철, 이상훈, 김수진
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북부동 116-3
*skshin@korad.or.kr

1. 서론

원전에서는 핵연료를 사용하여 핵분열로 발생하는 열을 기계적 에너지로 바꾸어 우리생활에 필요한 전기를 만든다. 핵분열이 일어나면 전기를 생성하는데 필요한 에너지 이외에 부가적으로 방사성물질이 생성된다. 이 방사성물질은 인간의 편익를 위해 사용할 수 없는 형태이므로 폐기의 대상으로 간주하며, 사업체의 다양한 폐기물 종류 중 방사성폐기물로 분류하여 관리하고 있다.

국내에서 발생된 방사성폐기물은 여러 종류의 드럼에 포장하여 관리하고 있다. 드럼의 종류는 일반 강재드럼(200리터), 차폐드럼, 재포장드럼(320리터) 등이 있으며 각 종류마다 생성과정이 다르기 때문에 핵종분석 시 각 특성에 맞는 핵종 규명 방법이 필요하다.

초고압 압축설비의 도입으로 발생된 재포장드럼은 일반 강재드럼과 비교하였을 때 처리공정, 크기, 부피 등 상이한 특징을 가지고 있다. 따라서 본 연구에서는 재포장드럼(320 ℓ)의 방사능 산출에 대한 기술적 측정방법과 척도인자의 적용에 의한 방사능의 변화 요인을 입증하여 향후 방사성폐기물 처분관련 방사능 산출에 적용하고자 한다.

2. 본론

2.1 연구 내용 및 방법

1) 본 연구의 방법에 있어 하나의 재포장드럼에는 2개의 잡고체폐기물 압축드럼이 내장 되어 있는 것으로 가정하였다. 척도인자 적용을 위한 지표핵종(Key Nuclide)의 방사능은 드럼핵종분석기로 측정한 감마핵종 측정값이며, 지표핵종을 제외한 알파·핵종의 방사능은 척도인자 방법을 적용하여 구한 값이다. 재포장드럼의 드럼 당 총방사능은 감마핵종의 방사능과 척도인자로 계산한 알파·베타 핵종(이하 DTM 핵종이라함.)의 방사능을 합산하였다.

2) 척도인자를 적용하여 방사능을 산출하는 식은 아래와 같다.

$$A_{DTM} = A_{Key} \times S \cdot F \quad (1)$$

여기서 A_{DTM} : DTM 핵종의 방사능,
A_{Key} : Key 핵종의 방사능,
S · F : Scaling Factor을 나타낸다.

3) DTM 핵종의 방사능 계산 시 2개의 압축드럼은 생성시기가 각각 다르기 때문에 방사능 산출 시점에서 오래되거나 덜 오래된 드럼으로 분류하여 Drum-1(오래된 드럼), Drum-2(덜 오래된 드럼)로 나타내었다. 재포장드럼에 장입된 각각의 압축드럼은 따로 분리해서 핵종분석을 할 수 없으므로, 재포장드럼을 한 번 분석하여 2개 드럼의 방사능합을 구하였다.

2.2 반감기에 의한 방사능의 영향

2.2.1 Co-60이 지표핵종인 경우 방사능 붕괴

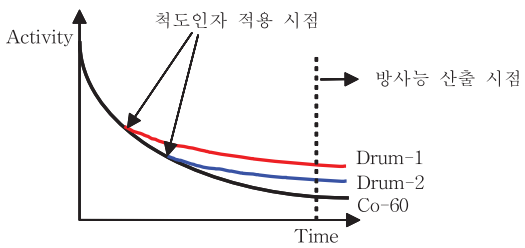


Fig. 1. Decay scheme of Co-60 and Drum-1,2.

Fig. 1은 Co-60이 지표핵종인 경우 Drum-1, Drum-2 각각의 생성일에 척도인자를 적용하여 산출한 드럼 당 총방사능의 차이를 나타내고 있다. 그래프를 통해 척도인자가 적용되면 Drum-1의 방사능이 Drum-2의 방사능보다 높게 나타나는 것을 알 수 있다. 이것은 방사능 산출 시점을 기준으로 더 오래된 드럼의 방사능이 높게 평가됨을 나타낸다.

2.2.2 Cs-137이 지표핵종인 경우 방사능 붕괴(DTM 핵종의 반감기가 지표핵종의 반감기 보다 긴 경우)

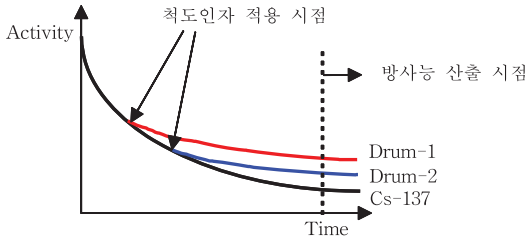


Fig. 2. Decay scheme of Cs-137 and Drum-1,2.

Fig. 2는 Cs-137이 지표핵종인 경우 Drum-1, Drum-2 각각의 생성일에 척도인자를 적용하여 산출한 드럼 당 총방사능의 차이를 나타내고 있다. 그래프를 통해 척도인자가 적용되면 Drum-1의 방사능이 Drum-2의 방사능보다 높게 나타나는 것을 알 수 있다. 이것은 방사능 산출 시점을 기준으로 방사능을 평가할 경우 더 오래된 드럼의 방사능이 높게 나타나는 것을 알 수 있다. 이것은 방사능 산출 시점을 기준으로 더 오래된 드럼의 방사능이 높게 평가됨을 나타낸다. 이것은 Co-60이 지표핵종인 경우와 비슷한 형태를 갖게 된다.

2.2.3 Cs-137이 지표핵종인 경우 방사능 붕괴도 (DTM 핵종의 반감기가 지표핵종의 반감기보다 짧은 경우)

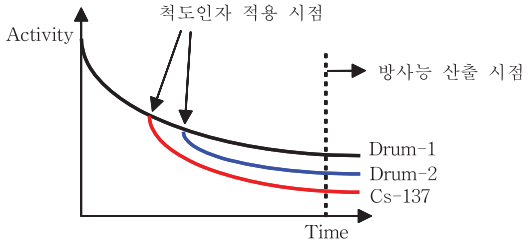


Fig. 3. Decay scheme of Cs-137 and Drum-1,2.

2.2.1, 2.2.2의 경우와 달리 Sr-90은 반감기(28.8년)가 Cs-137의 반감기(30.2년) 보다 짧다. 따라서 척도인자를 적용할 경우 DTM 핵종의 방사능은 Cs-137의 방사능보다 빨리 감소하므로, 방사능 산출 시점에서 Drum-1과 Drum-2의 방사능을 비교하면 Drum-2의 방사능이 더 높게 나타남을 확인할 수 있다. 이것은 앞의 두 경우와 반대로 더 오래된 드럼의 방사능이 낮게 평가되는 것을 나타내는 것이다.

3. 결론

재포장드럼은 기 생성되었던 일반드럼(200ℓ)의 부피를 줄이고 저장부피를 개선하고자 도입한 초고압 압축처리설비의 이용으로 발생되었다. 드럼 핵종분석에 있어 드럼의 형태는 핵종분석값에 직접적으로 영향을 미치는 기하학적 요인이다. 따라서 본 연구에서는 재포장드럼의 방사능 산출 시 드럼의 특징, 핵종분석 기술 및 척도인자 적용 시의 반감기의 영향을 연구하였다.

재포장드럼의 방사능 산출에 있어 Drum-1 또는 Drum-2 어느 한 쪽 생성일을 일괄 적용할 경우 지표핵종과 DTM 핵종의 반감기로 인해 방사능이 변화됨을 확인하였으며, 핵종별 반감기 차이에 의한 영향을 그래프로서 입증하였다. 따라서 일반드럼과 달리 재포장드럼은 내장된 압축드럼 각각의 생성일을 고려하여 방사능을 산출할 필요가 있음을 알 수 있었다.

본 연구에서는 재포장드럼의 방사능 산출 방법론과 더불어 방사능 산출에 영향을 미치는 요인들의 영향도 알아보았다. 또한 반감기의 길고 짧음에 따른 영향을 통하여 방사능의 변화 추이를 그래프화한 것도 중요한 결과이다. 따라서 본 연구결과는 재포장드럼의 방사능 산출에 대한 실무에 적용될 필요가 있으며, 향후 다양한 종류의 방사성폐기물의 방사능 규명에도 응용할 수 있을 것으로 기대된다.

아울러 원전 등 방사성폐기물 발생자는 근래까지 이어졌던 방사성폐기물 생산, 관리 및 처리 개념과 더불어, 앞으로는 명확한 처분 개념이 반영된 방사능의 규명 방법을 개발해야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2012-53호(중·저준위 방사성폐기물 인도규정), 2012
[2] 한수원(주) 발전기술원(과거 발생폐기물의 척도인자 적용방안), 2007
[3] 한국원자력연구원 (방사선 측정과 취급), 2012
[4] IAEA nuclear series No. NW-T-1.18 (Determination and use of scaling factor for waste characterization in nuclear power plant), 2009

환원 조건에서 벤토나이트의 층전하(layer charge) 변화 및 그 의미

이지영*, 이승엽, 정종태
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ljy7522@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력은 경제적이고 환경친화적인 에너지원이지만 부산물인 방사성폐기물이 필연적으로 발생한다. 현재 우리나라 방사성폐기물은 용기에 저장하여 지하심부에 처분하는 것으로 계획되어 있으며, 완충재 물질로 벤토나이트를 고려하고 있다.

지금까지 완충재인 벤토나이트의 물성 및 광물화학적 특성 등은 일반 대기 산화상태에서 측정 및 분석되었다. 하지만, 지하 심부의 환원 조건하에서 관찰 및 조사된 벤토나이트들의 특성 자료가 매우 부족한 실정이다.

본 실험에서는 국내산 경주벤토나이트를 환원조건 하에서 3 개월간 숙성시키면서 벤토나이트의 특성 변화를 광물/화학적으로 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험목적

점토광물은 Si-O 4면체 또는 Al-OH 8면체로 구성되어 있는데 2:1형 광물에서는 4면체의 Si^{4+} 또는 8면체 구조의 Al^{3+}이 다른 양이온과 치환되어 있는 경우가 많다. 이렇게 동형치환된 점토광물은 영구적으로 강한 음전하를 가지게 되는데 이 음전하를 보상하기 위해 양이온들이 층간(interlayer)에 존재한다.

본 연구에서는 완충재 물질로 고려되고 있는 벤토나이트가 환원환경 조건에서 시간에 따른 결정화학의 변화가 생기는지 알아보기 위해 수용액의 산화환원전위 및 벤토나이트의 양이온교환용량(CEC) 및 층전하(interlayer charge) 변화 등을 측정/분석하였다.

2.2 실험방법

장기 환원조건에서 벤토나이트의 변화를 관찰하기 위해 완충용액($NaHCO_3$)상에 벤토나이트, 전자수용체(황산염), 전자공여체(젖산) 및 미생물을 Fig. 1과 같이 3개의 각기 다른 조건으로 넣어주었다. 자세한 실험과정은 이지영 외(2013)에 기술되어 있다[1]. 3개월 반응 후, 숙성시킨 벤토나이트의 산화환원전위, 양이온교환용량 및 층전하를 각각 측정하였다. 양이온교환용량은 $BaCl_2$ 방법으로 측정하였으며, 층전하는 Lagaly가 제안한 방법으로 측정하였다[2]. 이 방법은 n-알킬암모늄의 탄소 수를 증가시키면서 점토의 층전하를 측정하는 방법으로 구체적인 실험과정은 다음과 같다.

벤토나이트의 산화환원전위를 측정한 후 동결건조시켰다. 글로브박스에서 n = 6~18 인 각기 다른 알킬암모늄염 용액에 벤토나이트를 조심스럽게 분산시킨 후, 시료를 오븐에서 65 ℃로 하루동안 반응시켰다. 반응이 끝난 시료는 10,000 rpm으로 2분 동안 원심분리 후 순수에탄올 세척 후 다시 알킬암모늄염 용액에 분산시켜 오븐에서 65 ℃, 약 12시간 반응하고 마지막으로 에탄올로 세척한 후 동결건조시켜 XRD 분석을 실시하였다.

2.3 토의

환원조건에서 3개월간 숙성시킨 벤토나이트를 조사한 결과, Fig. 1과 같이 완충용액에 경주벤토나이트만 들어있는 경우 거의 아무런 변화가 없는 반면, 황산염과 젖산 및 미생물이 들어있는 두 번째, 세 번째 세럼병의 경우 벤토나이트가 검은색으로 변했음을 확인할 수 있다.



Fig. 1. Serum bottles that contained Gyeongju bentonite changed under reducing conditions for 3 months.

산화환원전위를 측정한 결과 순수벤토나이트는 -294 mV, 자체 미생물로 활성화된 두 번째, 미생

물이 투입된 세 번째 시료는 각각 -466, -416 mV 값을 보여주었다. 모든 시료들은 심부지하수와 비슷한 마이너스(-) 수백 mV의 전위값을 유지하고 있었으나, 미생물로 활성화된 벤토나이트들은 순수벤토나이트 보다 -100 mV 이상 더 낮은 Eh 값을 보여주었다.

마지막으로, 경주벤토나이트의 결정화학 변화를 알아보기 위해 양이온교환용량 및 층전하를 각각 측정하였으며, 두 번째 및 세 번째 세럼병으로 갈수록 양이온교환용량이 증가하고 층전하가 증가하는 결과를 얻을 수 있었다.

이상의 결과들을 종합하여 환원 조건에서 벤토나이트의 변이가 인공방벽의 물성에 어떠한 영향을 미칠 수 있는지를 장기적 관점에서 평가하고자 한다.

3. 참고문헌

[1] 이지영, 이승엽, 정종태, 2013, 극환원 조건의 벤토나이트 변이 특성. 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, pp. 223-224

[2] Lagaly G, 1994, Layer charge determination by alkylammonium ions. CMS Workshop Lectures, 6, pp. 2-46

고준위폐기물 처분용기 내부식성 소재에 관한 연구

김현주[1*], 박종원[2], 이경황[2], 박신화[2], 이상진[1]
[1]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[2]포항산업과학연구원, 울산 북구 매곡동 매곡산업단지 41-10
*esther@korad.or.kr

1. 서론

국내의 경우 사용후핵연료는 원자력안전법에 따라 고준위폐기물로 분류되며, 처분된 사용후핵연료로부터 방사성핵종이 주변 환경으로 누출되어 인간생활권으로 유입될 수 있는 경로를 가능한 한 최소화 시키면서 기술적, 경제적, 사회적으로 타당하며, 방사선적 그리고 열적 위해로부터 충분히 안전성이 확보될 수 있는 관리방안이 고려되어야 한다.

이를 위해 해외에서는 대부분 심지층 암반에 처분하는 것을 가장 적합한 것으로 고려하고 있으며, 불확실성 제거를 위해 공학적방벽을 도입하여 다중방벽으로부터 고준위폐기물의 처분 안전성을 확보하고자 노력하고 있다. 사용후핵연료 직접처분의 안전성에 가장 핵심적인 처분용기의 경우 대부분의 국가가 10만년 이상의 장기건전성을 요구함에 따라 처분용기의 소재인 금속이 직면할 수 있는 부식 현상에 대한 다양한 검토 및 적용 소재에 대해 연구를 진행하고 있다.

본 연구는 처분 용기용 소재의 부식 환경 검토 결과에 대한 다양한 해외 사례, 특히 유럽의 사례를 중심으로 검토하고 국내의 환경에 적합한 처분 용기용 소재를 도출하고자 한다.

2. 본론

2.1 유럽 사례 검토

유럽의 지질 환경은 크게 3개의 환경으로 구분되는데, 독일을 중심으로 한 암염 환경과 벨기에, 프랑스 및 스페인을 중심으로 한 clay 환경, 그리고 스웨덴, 핀란드, 스페인을 중심으로 한 화강암 환경으로 구분될 수 있다.

이렇듯 다양한 환경에 따라 고려되어야 하는 부식 인자는 상이하였으며 부식 인자에 따라 다양한 부식 현상들이 고려되어야 한다. 이와 더불어 고준위폐기물로부터 발생되는 열로 인한 열화 인자도 고려되어야 한다.

처분용기에 영향을 미칠 수 있는 열화 인자는 지하수 용존 이온, 온도, 감마선, 용접 부위 및 압력 등을 고려하였으며, 국내의 환경과 유사한 스웨덴 및 핀란드의 경우 이러한 인자에 따라 전면 부식, 공식, 틈새 부식, 응력 부식, 입계 부식 및 미생물 부식 등이 영향을 미칠 것으로 판단하여 이에 따른 다양한 실험들을 진행하였다.

이러한 부식 현상들을 만족시키기 위한 처분용기 후보 소재로서 탄소강, 스테인레스강, 니켈 합금강, 티타늄 합금강, 구리 합금강, 알루미늄 합금강 및 도금강 등의 다양한 금속 소재를 검토하였다.

처분용기 재질로 검토된 소재별 내식성을 가속시험법에 의해 평가한 결과 전면 부식의 속도는 구리 > 니켈 합금강 > 티타늄 = 스테인레스강 > 알루미늄 합금강 > 탄소강 등의 순으로 나타났으며, 구리의 경우 10만 년을 보관한다고 가정하였을 때 전면 부식 형태로 최대 약 4 mm의 부식 감소가 나타날 것으로 예상되었으며, 예상 되었던 전면 부식 이외는 대부분 무시할 만큼 부식 현상이 나타나지 않은 것으로 판정되었다. 스테인레스강의 경우 10만년을 보관할 경우 구리 합금강 보다 약 100배 부식 속도가 빠를 가능성이 있을 것으로 판단되었으나, 염소 이온이 존재하는 환경에서는 표면에 염이온이 농축되어 공식 및 응력 부식의 위험도가 매우 높은 것으로 판정되었다. 반면에 티타늄 합금의 경우 스테인레스와 유사한 전면 부식 속도를 나타내나 그 이외의 공식, 응력 부식, 입계 부식 및 미생물 부식 등의 현상은 나타나지 않아 매우 우수한 내식 특성을 확인하였다.

2.2 처분용기 소재 후보군

처분용기 소재에 가장 큰 영향을 미치는 내식성의 관점에서 볼 때 고려할 수 있는 소재는 구리 합금, 니켈 합금강 및 티타늄 합금강이 될 수 있을 것이다. 또한 최근 열전달성 세라믹 소재의 개발에 따라 부식 현상으로부터 자유로운 세라믹

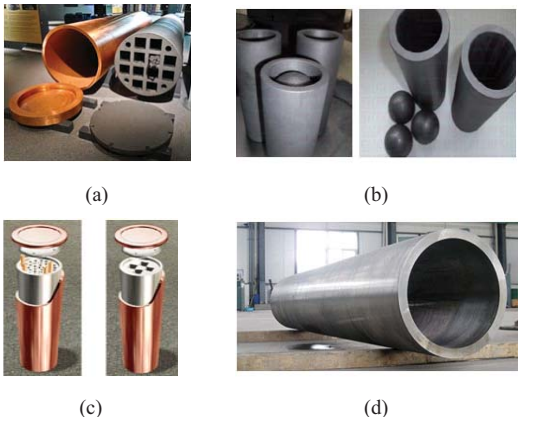
소재도 하나의 대안이 될 수 있을 것으로 판단된다.

그러나 구리 합금의 경우 처분용기의 특성에 따라 용접부를 최소화하기 위한 단조품을 적용할 경우 구리가 가지는 연성에 의해 단조 공정 적용 시 50 mm 이하의 제품을 생산하는 것이 어렵다. 이러한 사유로 구리 합금을 용기에 적용하는 스웨덴 및 핀란드의 경우 50 mm의 구리 합금을 용기에 채택하고 있다. 부식의 관점에서 볼 때 다양한 부식 현상에 대한 부식 감소 두께를 고려하면 구리의 경우 약 15 mm 정도의 두께가 있을 경우 충분한 수명을 보장할 수 있는 것으로 판단되고 있다. 따라서 고가의 구리를 채용하는 단조 제품의 경우는 경제성에서 매우 취약하다고 할 수 있다. 이러한 사유로 한국원자력연구원의 경우 구리 두께를 줄일 수 있는 방법으로 저온 용사 코팅 공정을 도입하여 15 mm의 구리 용기 제작에 성공하였다.

그러나, 이러한 코팅 공정은 내부 주철 용기와의 박리, 제품의 균일성, 피막의 내부 기공 등의 문제를 야기할 수 있는 가능성이 있으므로 구리를 적용할 수 있는 다른 공정에 대한 검토도 추가적으로 필요할 것으로 판단된다.

니켈 합금강은 미국에서 주로 검토되어진 alloy-22 합금강이 내식성 및 기계적 물성이 매우 우수하여 처분 용기로 주목 받았으나, 그 가격이 구리 합금(8 $/kg)에 비해 3배 이상으로 매우 고가로써 경제성이 떨어지는 문제가 있다. 반면에 티타늄의 경우 현재 약 13 $/kg의 가격을 형성하고 있으나, 향후 처분용기의 실제 생산 시 티타늄 합금강의 가격 하락이 추정되고 있으므로 내식성 및 기계적 물성이 뛰어난 티타늄 합금강의 적용을 검토해 볼 필요가 있을 것으로 판단된다.

또한, 세라믹 소재의 경우 탄화규소와 같은 열전도성 소재가 개발됨에 따라 처분용기 내부로부터 발생되는 열을 전도할 수 있으며, 세라믹 소재는 부식 현상으로부터 자유로우므로 매우 매력적인 소재라 할 수 있다. 다만, 소결 공정을 통해 제작되는 세라믹 소재의 특성상 4.5 m 이상의 대형 구조체를 제조하기가 매우 까다로우며, 내부 기공 제어도 힘들다는 단점이 있다. 이러한 단점을 해결하기 위한 플라즈마 용사법을 이용한 세라믹 코팅 공정을 적용하여 용기 제작에 대한 적용성을 평가하는 것도 필요할 것으로 판단된다.



(a) (b) (c) (d)

Fig. 1. Candidate materials for disposal canister; (a) Forging Cu/cast iron canister, (b) SiC ceramic canister, (c) Thermal spray Cu/cast iron canister, (d) Forging Ti canister.

3. 결론

처분용기 소재에 가장 큰 영향을 미치는 내식성의 관점에서 볼 때 고려할 수 있는 소재는 구리 합금, 니켈 합금강 및 티타늄 합금강이 될 수 있을 것이다. 또한 최근 열전달성 세라믹 소재의 개발에 따라 부식 현상으로부터 자유로운 세라믹 소재도 하나의 대안이 될 수 있을 것으로 판단된다.

처분용기 소재의 경제성 및 공정성을 확보하기 위해서는 해당 소재에 대한 제조 공정에 대한 검토가 필요하다. 구리의 경우 압출 공정이나 판재를 이용한 용기 제작 기술에 대한 검토가 필요하며, 티타늄의 경우 단조 공정, 세라믹 용기의 경우 소결 공정 및 코팅 공정에 대한 연구를 수행하여 각각에 대한 장단점을 비교·분석하여 국내여건에 적합한 소재를 제시할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] F. Puig, et. al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 376, pp. 181-191, 2008

Studies on U(IV) Hydrolysis and Nanoparticle Formation using UV-Vis Spectrophotometry and Laser-induced Breakdown Detection

Wansik Cha*, Hey-ryun Cho, Euo Chang Jung
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero (Yuseong), Daejeon 305-353, Korea
*wscha@kaeri.re.kr

1. Introduction

Tetravelent uranium (U(IV)) is one of dominant forms of uranium under deep geological conditions. The thermodynamic data, such as formation constants of hydrolysis products and solubility are required to predict the aqueous behaviors of U(IV). However, the key thermodynamic data are still limited and often not in good agreement [1]. As compared to U(VI) the aqueous U(IV) has a greater tendency to form hydrolyzed U(IV) species and solid precipitates. Therefore, the hydrolysis reactions occurring at > 10^{-6}-M levels of U(IV) are often complicated by the slow formation of U(IV) nanoparticles, or solid $UO_2(am)\cdot xH_2O$ precipitates.

In this study the first hydrolysis constant of the reaction (1) was reassessed using spectrophotometric data analysis. Two absorption bands of U(IV) were analyzed; a well-known band observed between 580-700 nm [2] and newly found bands in UV region (190-300 nm). In addition, the change of U(IV) nanoparticle sizes over time was monitored using the laser-induced breakdown detection (LIBD) technique. The presence of pseudo- equilibrium states of hydrolysis species and particle growth patters are discussed.

$$U^{4+} + H_2O \Leftrightarrow U(OH)^{3+} + H^+ \qquad (1)$$

2. Experimental

The acidified U(VI) stock solution (pH 0) was electrochemically reduced using Hg/Pt electrodes to prepare a stock solution of U(IV), as described in [3]. Fresh aqueous solutions ([U(IV)], ~ 100 μM) were prepared for each test. All solutions were handled in an Ar-filled glove box.

Absorbance measurements were carried out using a dual-beam UV-Vis spectrophotometer (CARY 3E, Varian, Palo Alto, CA) and all spectra were baseline-corrected against water blank. The UV-Vis absorption spectra were collected at room temperature (27 ± 1 °C) using common 1-cm quartz cuvettes as well as a liquid-waveguide capillary cell (LWCC) system of 1-m pathlength. For the detection of U(IV) nanoparticles the second harmonic (wavelength = 532 nm, pulse width = 6 ns, pulse repetition rate = 20 Hz) of the pulsed Nd:YAG laser (Continuum, Surelite II) was used as a light source for LIBD. The laser pulse energy was set at approximately 0.72 mJ and the pulse-to-pulse fluctuation of the laser pulse energy is normally less than 2.0%.

3. Results and Discussion

3.1 Spectrophotometric data analysis

The UV-Vis absorption of U(IV) in strong acid solution produces characteristic spectra possessing multiple peaks in 300 – 1100 nm [2]. An absorption band (λ_{max}, 648 nm) of unbound U^{4+} were used to study hydrolysis reactions in previous studies due to its relatively high molar extinction coefficient (ε, ~70 $cm^{-1}M^{-1}$) compared to others [2]. In this study, a pH-dependent blue shift of this band was monitored using a LWCC system. The stability constants for the formation of $U(OH)^{3+}$ were calculated by using a commercial program (HypSpec®, Protonic Software, UK) for analysis of the spectrophotometric data as described elsewhere [4]. The average values calculated were summarized in Table 1.

Table 1. Stability constants of the 1:1 hydrolysis product and λ_{max} of U^{4+} band used for the calculation

λ_{max} of U^{4+} band (*I*)	logβ	Ref.
- (0.1 M)	-1.01 ± 0.2	[1]
648 nm (0.1 M)	-1.28, -1.22	[2]
648 nm (0.1 M)	-1.04 ± 0.08	this work
196 nm (0.1 M)	-1.06 ± 0.06	this work

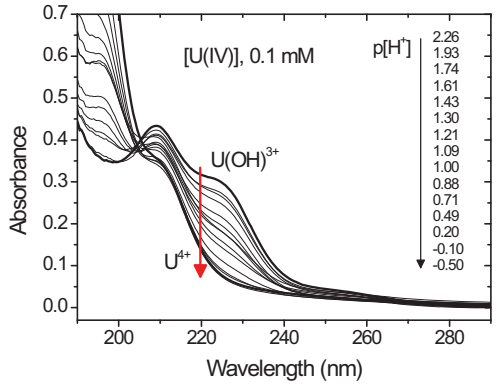


Fig. 1. Absorption spectra of U(IV) at different proton concentrations in perchlorate medium (background absorption from $HClO_4/NaClO_4$ is not corrected).

Additionally, the other distinctive absorption band of U(IV), that was found in this study at a middle-UV region (MUV, 200-300 nm), was used to obtain the stability constant of $U(OH)^{3+}$. As shown in Fig. 1 the absorption spectra exhibits a distinctive change depending on the proton concentration. The molar absorptivities of peaks in this MUV region is estimated to be in a range of three orders of magnitude. Thus, the band is likely originated from *f-d* electronic transitions of U(IV). The absorption spectrum of each U(IV) species, i.e., U^{4+} and $U(OH)^{3+}$ can be assigned after the correction of background absorption by the perchlorate medium. The stability constant of $U(OH)^{3+}$ were derived as explained above (see Table 1 for the result).

3.2 Estimation of U(IV) Nanoparticle Sizes Using LIBD

The growth of U(IV) nanoparticles at pH 3 ([U(IV)], 0.11 mM) was monitored using LIBD technique for up to a month. All solutions were stored under Ar condition without stirring. As shown in Fig. 2 particles were detected immediately after the fresh preparation of U(IV) solution (< 30 min, I = 0.1 M), which have an average size of 88 ± 14 nm. Afterward, the particle size slowly increases over days. During the initial particle growth period we also attempted to collect absorption spectra of U(IV) at both absorption bands discussed above (Section 3.1). Those results will be compared to discuss the U(IV) particle growth pattern and the proof of the presence of other hydrolyzed U(IV) species.

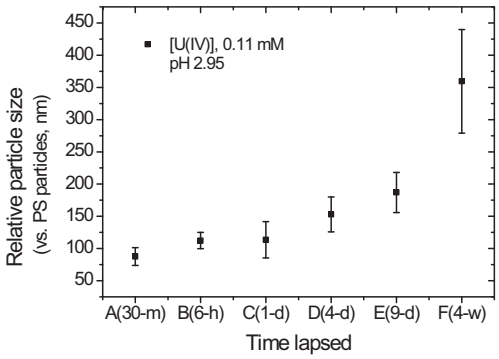


Fig. 2. Results of U(IV) particle size estimation using LIBD technique (polystyrene standard particles were used for the size calibration).

4. Conclusion

The stability constant of 1:1 hydrolysis product of U(IV) was examined by using UV-Vis spectrophotometric measurements. New U(IV) absorption bands in the MUV region were identified and used for the calculation of stability constant of $U(OH)^{3+}$ in reaction (1). The size of nanoparticles present in aqueous U(IV) solutions at pH 3 was estimated using the LIBD technique. The results show a slow growth pattern of U(IV) nanoparticles approximately from 80 nm to 400 nm.

5. Acknowledgement

This work was supported by the nuclear R&D program of the National Research Foundation of Korea.

6. Reference

[1] V. Neck, J.I. Kim, Radiochimica Acta, Vol. 89, pp. 1-16, 2001

[2] K.A. Kraus, F. Nelson, Journal of American Chemical Society, Vol. 72, pp. 3901-3906, 1950

[3] D. Cohen, W.T. Carnall, Journal of Physical Chemistry, Vol. 64, pp. 1933-1936, 1960

[4] W. Cha, H.-R. Cho, E.C. Jung, Polyhedron, Vol. 55, pp. 201-208, 2013

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-I)

원자로냉각재계통 배관 작업용 로봇 자세 결정 알고리즘 연구

현동준*, 김근호, 이종환, 정관성, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dongjunn@kaeri.re.kr

1. 서론

고방사화된 원전 핵심설비를 해체할 때 작업자의 피폭량을 최소화하기 위해 원격 해체장비를 사용한다. 원자로압력용기와 증기발생기 같은 핵심설비를 해체하는 경우에는 많은 원격 해체장비가 개발되어 왔으나 원자로냉각재계통 배관을 작업하는 경우에는 원격 해체장비가 개발되지 않아 작업자의 피폭이 우려되는 상황이다. 원자로냉각재계통 배관은 원전 핵심설비를 해체하기 전에 반드시 절단해야 해체 작업장으로 이동시킬 수 있다. 이때 가능한 핵심설비에서 가까운 부분을 절단해야 핵심설비를 작업장으로 이송하는 작업과 실제 해체 작업이 용이해 지고 절단된 절개 부위를 다시 밀봉해야 이송 중 핵심설비 내부의 방사성폐기물이 누출되는 것을 막을 수 있다. 이러한 작업을 원격으로 수행하기 위해 원자로냉각재계통 배관 내부로 투입되어 절단과 밀봉 작업이 가능한 로봇이 개발될 필요가 있다. 배관 내부를 이동하는 로봇은 배관의 내벽을 지지하여 이동하며 이때 배관의 기울기에 따라 지지력을 변경해야 효율적인 주행이 가능하다. 본 논문에서는 원자로냉각재계통 배관 작업용 로봇이 배관의 기울기에 따라 내벽 지지력을 변경하고자 할 때 반드시 필요한 자세 결정 알고리즘을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 센서시스템 개요

원자로냉각재계통 배관의 직경은 700 mm로 배관 내 작업로봇은 구동 메커니즘과 절단 및 밀봉 장비와 센서와 제어기를 모두 700 mm 이내 공간에 수납해야 한다. 센서 시스템은 가능한 작은 부피를 가져야 하므로 소형 Microelectromechanical System (MEMS) Inertial Measurement Unit (IMU)를 사용한다. Fig. 1은 센서 시스템을 간략하게 소개한다.

센서 시스템은 3축의 가속도 센서와 3축의 각속도 센서로 구성되어 있고 100 Hz의 갱신률로 측정값을 출력한다. Fig. 1의 센서는 3축의 지자기 센서가 장착되어 있으나 철 소재의 관내에서는 지자기 측정이 불가능하므로 활용이 불가능하다. MEMS 기반의 가속도 센서와 각속도 센서는 Bias Drift 현상으로 인해 장시간 사용 시 오차 누적으로 인해 자세 결정 시스템에는 사용되지 않고 기존의 시스템들은 주로 지자기 센서를 이용해 왔다. 원자로냉각재계통 배관의 경우 철 소재로 되어 있으므로 지자기 센서의 활용이 불가능하므로 본 논문에서는 MEMS 기반의 가속도 센서와 각속도 센서만을 이용하여 Bias Drift 현상을 극복하고 로봇의 자세를 결정할 수 있는 알고리즘을 개발한다.

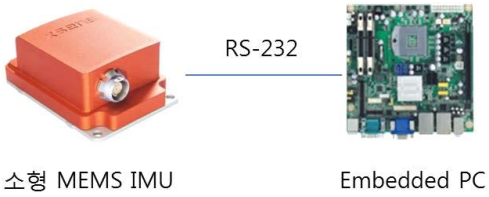


Fig. 1. Sensor system.

2.2 기본 자세결정 이론

자세를 결정하는 기본이론으로써 Euler Angle과 Quaternion이 많이 사용된다. Euler Angle은 직관적으로 이해하기 쉬우나 pitch angle이 90도가 되면 gimbal lock 현상이 발생하는 단점이 있다. 배관작업용 로봇의 경우 수직관을 타고 올라가는 경우가 잦으므로 Euler Angle은 사용할 수 없다. Quaternion은 gimbal lock 현상이 없고 연산이 단순하므로 배관작업용 로봇에 적합하다.

Quaternion은 식 (1)과 같이 하나의 실수와 세 개의 허수로 구성된다.

$$q = q_0 + \boldsymbol{i}q_1 + \boldsymbol{j}q_2 + \boldsymbol{k}q_3 \quad (1)$$

Quaternion을 이용하여 navigation 좌표계의 벡터 u^n을 body 좌표계의 벡터 u^b로 변환하기 위해선 식 (2)와 같이 연산한다.

$$u^b = q^* \otimes u^n \otimes q \quad (2)$$

여기에서 3차원 벡터인 u^n와 u^b는 식 (3)과 (4)와 같이 표현되며 q의 conjugate인 q^*는 식 (5)와 같다.

$$u^n = 0 + \boldsymbol{i}u_x^n + \boldsymbol{j}u_y^n + \boldsymbol{k}u_z^n \quad (3)$$

$$u^b = 0 + \boldsymbol{i}u_x^b + \boldsymbol{j}u_y^b + \boldsymbol{k}u_z^b \quad (4)$$

$$q^* = q_0 - \boldsymbol{i}q_1 - \boldsymbol{j}q_2 - \boldsymbol{k}q_3 \quad (5)$$

이와 같이 본 논문에서는 Quaternion을 기반으로하여 자세결정 알고리즘을 개발한다.

2.3 Vector Matching 기법

본 논문에서는 가속도 센서의 값을 이용하여 로봇의 자세를 추정하기 위하여 vector matching 기법을 사용한다. 이때 사용하는 기준 벡터는 중력가속도 벡터이다. 중력가속도 벡터는 지구상 어디에서나 지면의 위 방향을 가리키며 로봇이 지면으로부터 어떤 각도로 위치해 있는 지 판단할 수 있도록 한다. Fig. 2는 중력 가속도 벡터를 이용한 vector matching 기법을 설명한다.

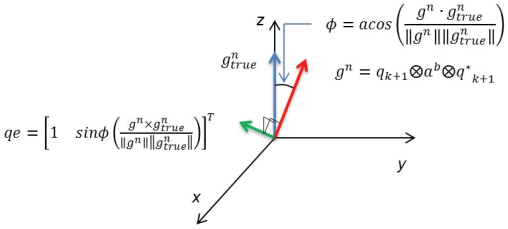


Fig. 2. Vector matching method.

Fig. 2에서 g^n_{true} 벡터는 이상적인 중력 가속도 벡터를 나타내고 g^n 벡터는 가속도 센서를 이용하여 구한 중력가속도 벡터이다. qe는 g^n 벡터의 오차를 수정하여 g^n_{true}와 같이 변환하는 회전 변환을 Quaternion 형식으로 표현한 값이다. Fig. 2에서는 ϕ는 g^n 벡터와 g^n_{true} 벡터 사이의 오차각이다.

2.4 자세결정 알고리즘

Vector matching 기법을 이용하여 자세결정 알고리즘을 개발할 경우 노이즈를 억제하는 것이 관건이다. 본 논문에서는 노이즈를 억제하기 위하여 Extended Kalman Filter를 적용하였다. Extened Kalman Filter를 vector matching 기법에 적용하기 위해서는 Quaternion 오차 식을 선형화하는 과정과 Quaternion을 normalizing하는 과정을 거쳐야 한다.

Fig. 3은 상기 과정을 거쳐 로봇의 자세를 결정하는 알고리즘을 나타낸다.

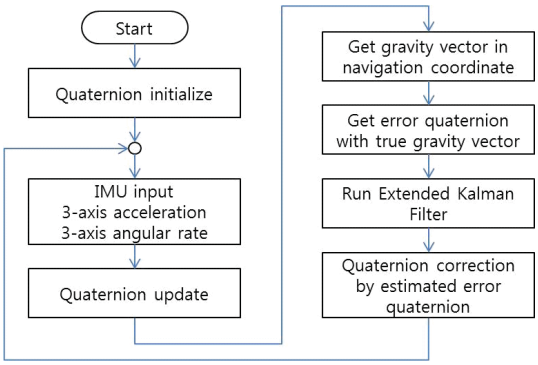


Fig. 3. Attitude determination algorithm.

본 논문에서 제시하는 알고리즘은 로봇의 자세를 나타내는 Quaternion을 초기화 한 후 IMU로부터 입력받은 3축 가속도값과 3축 각속도 값을 이용하여 Quaternion을 업데이트 하고 vector matching 기법을 이용하여 업데이트 된 Quaternion의 오차를 구하고 Extended Kalman Filter를 이용하여 오차를 수정한 후 normalizing하는 과정으로 구성된다.

3. 결론

제시된 알고리즘은 소형의 MEMS IMU를 사용함에도 불구하고 누적오차가 발생하지 않고 로봇의 자세를 추정할 수 있으며 배관 작업용 로봇은 로봇이 위치한 장소의 배관 기울기를 구함으로써 적절한 지지력으로 배관 내부를 주행할 수 있다. 본 논문에서 제시한 배관 작업용 로봇은 원전 핵심설비 해체 프로젝트에서 작업자의 피폭량을 획기적으로 감소시킬 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Gebre-Egziabher, D., Hayward, R. C. & Powell, J. D, Design of Multi-Sensor Attitude Determination Systems. IEEE Transactions on Aerospace and Electronic Systems, Vol. 40, pp. 627-649, 2004

[2] F. Landis Markley. Attitude Determination Using Vector Observations: A Fast Optimal Matrix Algorithm, The Journal of the Astronautical Sciences, Vol. 41, pp 261-280, 1993

부식생성물 평가코드를 이용한 제염해체 폐기물 발생량 분석연구

김현민*, 송종순
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309번지
*bamtally@naver.com

1. 서론

원자력발전소 여러 계통내의 내외부 표면에 침적된 방사선 핵종은 원자로 구조재의 부식생성물의 방사화 및 핵분열생성물에 의한 것이다. 그 종류와 부착량 및 분포 등은 노형, 크기, 구조재 재질등에 따라 상이하므로 표면오염 재고량 산정은 쉽지 않다. 그러나 계통내에 존재하는 표면오염을 평가하는 방법 중 직접 측정하여 평가하는 방법과 냉각재내의 부식생성물의 거동을 수학적 모델링으로 해석하여 전산화한 프로그램 등을 이용하여 표면오염 재고량을 평가하는 방법이 있다. 이 중 수학적 모델링으로 만들어 계산하는 방법을 이용하여 원자력발전소를 해체할 때 필요한 방사능재고량 평가기술로 사용해 해체 수행방법의 선택에 직접적인 영향을 미칠 수 있을 것으로 기대된다. 따라서 본 연구에서는 4개의 부식생성물 평가코드를 비교 분석하고 이를 제염해체 폐기물 발생량 분석에 사용할 수 있는지 평가해보고 정확도를 높이기 위한 방안을 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 부식생성물의 개념

원자력발전소 해체시 방사선원으로서 고려되는 표면오염은 핵연료봉 표면에서 방출된 핵분열생성물(Fission Products)과 일차 냉각재 계통내에서 생성된 방사성부식생성물(Corrosion Products)이나 침식생성물(Erosion Products) 등이 주요 생성원이다. 특히 이 생성원중에서도 방사성부식생성물이 주요 선원으로 존재한다.

원자로 1차 및 2차 냉각계통내에서 고온수에 지속적으로 노출된 금속은 표면이 부식되거나 침식되고, 부식생성물들은 노심을 통과하면서 중성자와의 상호작용에 의해 방사성 물질이 된다. 부식생성물의 방사선원들은 주로 감마 방출체로 Co-60, Co-58, Cs-137, Fe-55, Mn-54 등이다.

통상적으로 부식생성물은 가용성과 입자성 물질로 분류되며, 1차 계통내에서의 이동 메커니즘은 다음과 같다.

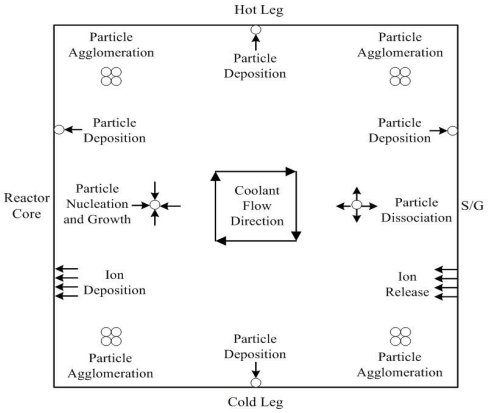


Fig. 1. Moving mechanism of corrosion products in the primary system.

2.2 코드 비교분석

2.2.1 CORA

미국의 Westinghouse에서 개발된 CORA는 실험적 값을 고려하여 PWR 1차 계통내 부식생성물의 균일한 생성과 소멸을 나타내는 각 node사이에서 여러가지 이동 메커니즘을 모델링한 것으로 노심을 Out-of and in Flux System으로 구분하였다.

이 코드는 PWR 1차 냉각재에 대한 포괄적인 모델로 고려되고 있으며 상대적으로 발전소의 설계변수와 운전변수의 함수로서 부식생성물의 거동예측에 유용한 모델로 평가된다. 방사능 이동량을 계산하는데 있어서는 용해성물질(Solubles)과 입자(Particles)들의 영향을 고려한다.

2.2.2 PACTOLE

1994년 프랑스에서 개발한 코드로 PWR 냉각재 계통을 CORA 보다 더 세밀하게 20개의 node로 구분하여 화학적 조건, 수력학적 조건, 유동 특성, 중성자속 유무, 재질 구성 및 온도 등에 따른 물리화학적 변수들에 의해 각 node를 특성화시켜 해석하도록 구성되어 있다. 또한 부식생성물의 방출, 침식, 입자이동 같은 다른 과정들도 고려하고

있어 PWR 1차 냉각재 계통에 매우 포괄적으로 적용될 수 있는 모델이다. 고려되는 핵종으로는 Co-60, Co-58, Fe-59, Cr-51, Mn-54 등이 있다.

2.2.3 CRUDSIM

1990년 MIT에서 개발된 코드로서 PWR의 1차 냉각재 계통에서 부식생성물의 확산과 그 방사능과의 상관관계에 대한 분석 및 예측을 위한 전산코드이다. 1차 계통수 내에서 일어나는 수화학을 계산하기 위해서 냉각수에 대한 자료(Lithium, Boric acid, H_2, 온도, 출력)등을 이용한다. CORA나 PACTOLE와 달리 입자에 대해서 고려하지 않으므로 입자들에 의한 CRUD의 양과 방사선의 양을 예측할 수 없고, 핵종도 Co-60과 Co-58만 다룬다. 하지만 필요한 수화학 인자가 적고 모델내 node의 수가 적어 계산이 쉽다는 장점이 있다.

2.2.4 CREAT

CREAT는 국내에서 G-7 과제로 연구된 APR-1400 프로젝트에서 개발된 코드로서 기존의 CRUDSIM- MIT을 개정한 것으로서 CRUDSIM-MIT보다 개선된 사항은 다음과 같다.

- 노심 방사화 계산시 Co계 경면의 운전, 보수에서 발생하는 입자성 CRUD의 수송 및 방사화 효과를 반영할 수 있음.
- S/G 세관에 포함된 Co-59 함량의 영향 평가.
- CRUDSIM- MIT에서의 고정 핵연료 재장전 주기 300일 사용자 수정 가능.
- S/G 부식 속도상수의 입력치 사용 가능.

이 코드에서는 CRUD의 질량 전달 계수, CRUD의 확산계수, CRUD의 방사능 침척 계수, CRUD의 방사능 방출 계수, CRUD 전달 인자 그리고 부식생성물의 용해도 등을 CRUD 수송과 관련한 중요 매개 변수로 사용한다.

2.3 제염해체 폐기물 발생량 분석에의 적용

본 연구에서 비교 분석하는 코드들은 PWR의 1차 냉각재 계통에서 부식생성물의 양과 거동을 예측하는데 쓰이는 코드들이다. 운전 중인 원자력발전소의 수화학 자료를 이용하여 1주기부터 최종 해체주기까지 부식생성물의 방사능 양을 계산한다면 운전 종료 후 원자력발전소 해체시 제염해체 폐기물의 발생량 산정이 가능할 것으로 보인다. 실제로 수화학적 자료들은 원자력발전소에서 보관 중이며 발전소 자체적으로 순환 CRUD에 대한 비교 작업은 매일 수행되고 있다.

이렇게 계산된 값에 실험적 값을 적용해 보정하고 발전소의 운전상황을 고려한 데이터 값을 적용한다면 정확도 역시 향상 될 것으로 기대한다.

3. 결론

현재 각 코드에 관한 세부적인 문헌조사를 진행중이며, 코드의 제염해체 폐기물 발생량 분석 연구에 적용 방안과 그 가능성 그리고 정확도를 향상시키기 위한 방안 등을 도출할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 성병욱, “가압경수로의 1차계통수내 부식생성물의 생성과 거동에 관한 연구”, 경희대학교 대학원, 1997

[2] 김종경 등, “원전 방사선장 측정 및 피폭평가 기술개발”, 과학기술부 iTRS/TR-2007- 01, 2007

[3] 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, “원자력발전소 제염·해체 안전성 평가 방법 개발”, KINS/HR-444, 2002

[4] Muhammad Rafique 등, “Review of computer codes for modeling corrosion product transport and activity build-up in light water reactors”, The polish journal “Nukleonika” 2010;55(3): pp. 263-269, 2010

부지의 연속오염분포 조사를 위한 현장 측정기술 적용

홍상범*, 유지현, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체의 최종목표는 해체과정에서 발생된 방사성폐기물을 안전하게 처리·처분하고, 부지 및 건물을 재활용 가능한 수준으로 낮추기 위해서는 부지의 잔류오염도를 정확하게 평가하고, 부지복원 및 최종현황조사가 요구된다. 이를 위해 광범위한 해체 부지의 잔류오염도를 신속하고, 효율적으로 측정하기 위한 기술이 지속적으로 개발되고 있다. 광범위한 해체 부지의 표면에 잔류오염도를 평가할 수 있는 현장측정 기술은 수립되어 있으나, 깊이 분포를 평가하기 위한 기술은 개발되고 있다. 깊이 분포를 평가하는 방법은 Multi peak 방법, Peak to Valley 방법 및 Lead plate 방법이 있다.

본 연구에서는 토양의 특성에 따른 ^{137}Cs의 감마분광분석 신호 특성을 분석하기 위해서, 토양의 구성성분 및 밀도에 따른 신호 특성을 MCNP를 통해 계산하였다. 토양의 깊이오염 분포를 현장측정을 통해 확인하기 위해 Lorentz 함수 형태의 깊이분포 실험 장치를 제작하고 현장 측정을 통해 측정된 신호를 Peak to valley 방법을 적용하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 Peak to valley method 평가 방법

Peak to valley 방법은 감마분광분석을 통해 측정된 스펙트럼의 Primary 영역(full absorption)과 Valley 영역(compton scattering)의 신호특성을 분석하여 부지의 깊이 오염분포를 현장에서 측정하여 평가하는 기술이다. PTV(Peak to valley) 방법을 적용하기 위해서는 주 피크, Valley 및 백그라운드 영역에 대한 신호를 이용하게 된다. 방사성물질이 깊이 증가에 따라서 광전흡수에 의한 주에너지 피크는 감소하고, 컴프턴 영역의 증가로 인해 PTV 비율이 깊이에 따라 변하게 된다.

부지의 깊이오염 분포를 평가하기 위해서는 방사성물질이 깊이 확산에 대한 사전 지식이 요구된다. 체르노빌 원전사고 이후 ^{137}Cs 깊이분포에 대한 많은 연구가 이루어 졌고, 특히 U. Hillmann 등에 의해서 독일 지역에 부지의 깊이오염 분포를 조사한 결과 Lorentz 함수의 형태에 따라 오염이 분포됨을 확인하였다[1]. Lorentz 함수의 형태는 아래와 같다.

$$A_m(\zeta) = \frac{A_1}{(\zeta - A_2)^2 + A_3^2} \quad (1)$$

여기서 A_2는 최대 방사능 깊이, A_3는 깊이 분포 함수의 FWHM(Full with half maximum)이고, A_1은 최대방사능과 A3의 곱으로 정의된다. 위의 식을 따른 단위면적당 총 방사능으로 환산하기 위해 위 (1)식을 깊이(d)에 대해서 적분하면

$$A_a(d) \equiv \frac{A_1}{A_3}[\tan^{-1}\frac{d - A_2}{A_3} + \tan^{-1}\frac{A_2}{A_3}] \quad (2)$$

여기서 최대 방사능 깊이와 깊이분포 함수는 서로 $A_3 = 2.68 + 0.9\ A_2$의 상관성을 가지고 있으며, 총 방사능은 검출된 신호의 특성은 아래의 수식에 의해서 결정된다.

$$A_a = \frac{c \times R_{p,is}}{\epsilon_a} \quad (3)$$

Rp,is : 측정된 peak의 net 계수율
ϵ : 검출효율(cps. Bq^{-1} m^2)
c : 깊이 분포에 대한 교정인자

2.2 재료 및 방법

부지의 깊이분포를 평가하기 위한 현장측정기술을 적용하기 전에 토양의 구성성분 및 밀도에 따른 신호의 특성을 분석하기 위해 MCNP를 이용하여 PTV의 신호특성 비율을 계산하였다. 토양의 성분에 따른 신호 특성 분석을 위해 ICRU 53에서 제시하고 있는 5가지 토양에 대하여 계산을 수행하였다. 토양의 밀도에 따른 영향을 보기 위

해서 밀도를 1.6 g/cm^3, 2.0 g/cm^3, 2.5 g/cm^{3}로 변화하면서 계산을 수행하였다.

평가결과는 아래의 Table 1과 같이 토양의 성분 변화에 따른 영향은 상대오차 1.31 % 이내로 매우 적고, 토양의 밀도 증가에 따라 PTV 비율은 밀도 증가에 따라 감소하는 형태를 보여주고 있다.

Table 1. The Peak to Valley ratios depending on the soil composition and density

	Type1	Type2	Type3	Type4	Type5
PTV ration	30.5	30.6	30.5	30.2	30.9
	1.6 g/cm^3		2.0 g/cm^3		2.5 g/cm^3
PTV ratio	24.0		21.6		19.2

부지 깊이 오염분포의 평가를 위해서 Peak to valley 방법을 적용하였다. 토양을 30 cm 의 정사각형 아크릴 재질의 박스에 깊이별 방사능 분포가 Lorentz 함수를 따르도록 방사능 분포를 1 cm 단위로 농도구배를 주도록 구성하였고, 측정은 ISOCS (Canberra, 40% eff)를 이용하여 50cm 거리에서 측정하여 137 Cs의 주에너지 및 valley 영역의 신호를 분석하여 깊이 분포를 평가하였다. 평가결과 7%의 오차 이내에서 깊이 분포가 잘 일치함을 확인하였다.

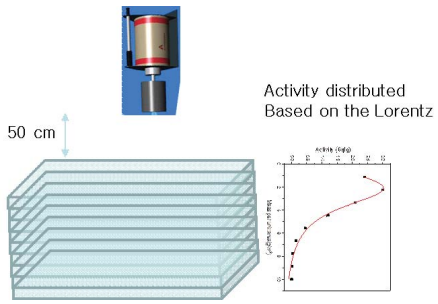


Fig. 1. The experiment measuring condition to identify depth activity distribution in soil.

3. 결론

부지의 깊이오염 분포를 평가하기 위해 토양의 성분 및 밀도변화에 따른 신호특성을 분석한 결과 토양의 성분에 의한 영향을 매우 적지만 토야의 밀도에 대한 보정이 필요함을 확인하였다. 깊이 분포평가를 위해 현장측정을 통해 측정된 스펙트럼의 Peak-to-Valley 방법을 적용하여 평가한 결과 잘 일치함을 알 수 있었다. 그러나 깊이 분포에 대한 정보를 미리 알고 있어야 하는 단점이 있다. 토양오염의 깊이 분포는 토양의 특성에 따라 달라질 수 있으나 대부분이 Lorentz 함수의 형태를 보이는 것으로 판단되지만, 함수 분포가 달라지는 경우 이에 대한 고려가 요구된다.

현장 측정기술은 광범위한 부지의 오염도를 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 유용한 기술이고, 오염 확산에 대한 깊이 분포를 시료 채취 없이 측정할 수 있는 기술로 향후 해체 부지의 잔류오염도 평가를 위한 매우 유용한 기술로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] U. Hillmann et at., In situ r-spectrometry several years after deposition of radiocsium, Part 1. Approximation of depth distributions by the Lorentz function, Radiation Environment Biophysics vol. 35 p. 297-303, 1996

[2] Thomas Hjerpe, Christer Samuelsson, "Accounting for the depth distribution of ^{137}Cs in on-line mobile gamma spectrometry through primary and forward-scattered photons, Radiation Environment Biophysics vol41 pp. 225-230, 2002

비상용 off-line 액체 방사성폐기물 처리설비 개념

박승철*, 백석민, 조항래, 이지훈, 박종길
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312-70
*sumnshim@khnp.co.kr

1. 서론

후쿠시마 제1원전 사고 이후 원전 비상시 발생 액체폐기물 처리설비의 개발 필요성이 대두되었다. 특히 후쿠시마 사고의 경우 원자로용기 (Reactor Vessel, RV)와 1차 격납용기 (Containment Vessel, CV)가 연이어 손상되고, 노심 냉온정지 (cold shutdown)에 해수를 사용한 였으며, 노심의 재순환 냉각을 위해 다양한 처리기술이 급히 도입하였으나 오염수 처리가 효율적이지는 않다. 이런 배경에서 한수원(주)은 원전사고 초기 off-line 조건에서 사고 복구를 지원할 수 있는 액체 방사성폐기물 처리설비 개발 연구를 수행하고 있다. 이 연구의 목적은 파일롯 규모의 비상용 off-line 액체 방사성폐기물 처리설비(이하 'off-line 처리설비')를 확보하는 것이다. 본 논문에는 비상시 액체 폐기물의 발생특성 조사/분석, 처리기술현황 조사/분석, 공정개발 개념 수립 등 연구 1단계 수행 결과를 소개하였다.

2. 본론

2.1 비상시 액체폐기물 발생 특성 조사/분석

중대사고는 노심 핵종재고량의 상당부분이 냉각수로 유입되기 때문에 기본적으로 오염수는 고방사능을 띄며 짧은 시간에 다량 발생하는 것이 특징이다. 그리고 사고초기 핵분열 억제를 위한 붕산 투입, 요오드 (iodine) 재휘발 방지를 위한 pH 조절제 투입으로 전도도가 on-line 설비의 설계한도를 초과하기 때문에 이런 오염수 처리를 위해서는 새로운 처리 기술이 요구된다. 구체적으로 세계 3대 중대사고에 대해 조사한 결과 오염수의 특성은 사고의 전개방향에 따라 다르며, 같은 사고라 하더라도 사고 후 시료채취 시간 및 장소에 따라 큰 변화를 보인다. 또 원전 사고시 RV와 CV가 모두 손상될 경우 오염수의 방사능 농도, 총전도도, 오일, 부유물 등 오염수의 특성이 크게 달라짐을 알수 있다(Table 1 참조).

Table 1. Amount and Properties of Contaminated Liquid Wastes from the World NPP Disasters

Disasters	Status of CV	General Properties of Contaminated Liquid Water
TMI-2	sound	Cold shutdown by fresh water. Limited part of recirculation cooling water was collected as liquid waste. Boron, and pH adjusting agnet were major chemicals.
Fukushima	damaged	Cold shutdown by sea water. Aabout 0.43 million tons of contamninated water till now. Boron, Oil and suspended solides were included.
Chernobyl	damaged	Cold shutdown was not accomplished by recirculation cooling.

국내는 중대사고 사례가 없기 때문에 사고 시나리오를 바탕으로 핵종잔류량의 10%가 냉각수에 용해된다는 가정과 여러 상황을 함께 가정하여 오염수의 방사능 농도 및 기타 물리/화학적 특성을 추정하였다. Table 2는 중대사고 폐액특성을 CV건전성 유지(I), CV손상-담수 냉각(II), CV손상-해수냉각(III)로 분류하고, 아울러 원전 정상운영시(V) 및 원전 비정상운영시(IV) 등 총 5개의 특성으로 분류하였을 때 특성을 고려한 기준폐기물 (target waste)를 나타내고 있다.

Table 2. Establishing of the Target Wastes for the Development of the Off-line Radwaste System

Waste Generation Properties		Severe Disaster			Normal Operation	Abnormal Operation
		Waste I	Waste II	Waste III	Waste IV	Waste V
Physical	Generation (m^3)	3,500	89,900		-	3,500
	Turbidity (NTU)	500	1,700		165	500
Chemical	Boron (ppm)	4,000	155		< 3,000	< 4,000
	TSP (ppm)	6,700	260		-	< 6,700
	NaCl (ppm)	0	0	25,000	0	0
Radio-active	I-131 (ppm)	100 (I^-)				
	Cs-137 (ppm)	100 (Cs^+)				
	Sr-90 (ppm)	100 (Sr^{2+})				

2.2 액체폐기물 처리기술 현황 조사/분석

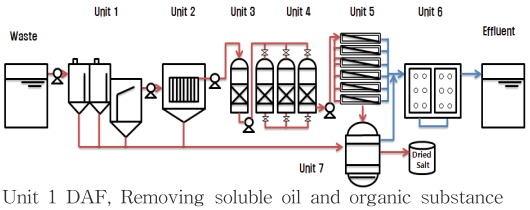
국외 중대사고시 적용된 기술을 조사한 결과 핵종의 선택적 제거 및 탈염 (desalination) 기술이 중요한 비중을 차지하는 것으로 나타났다. 원전에서 적용중인 처리기술은 증발농축→선택적이온교환→역삼투분리 순으로 주처리 기술이 변천하고 있음을 알 수 있었다. 조사된 기술들을 중대사고 오염수의 off-line 처리 관점에서 전처리, 주처리, 후처리 그룹으로 분류하고, 기술고유성 및 대외경쟁력 확보를 위해 개발이 필요한 기술을 선정하였다(Table 3 참조).

Table 3. Selected Candidate Technologies for the Development of the Off-line Radwaste System

	Selected Candidate Technologies	Removing Materials
Pre-treatment	Dissolved Air Flotation	Membrane Foulants (Oil, Ogranics)
	Submerged UF	Suspended Solids
Main-treatment	Selective Adsorption - CST, AGH etc.	Radionuclides (Cs, Sr, Iodine etc.)
	RO membrane - High Pressure	Conductivity (Salt, etc)
	Electric Dryer - Band type heater	2nd Wastes (Concentrate etc.)
Post-treatment	CDI+EDI Combine - Hybrid Process	Removal Residual Radionuclides

2.3 Off-line 처리설비 개념 수립

앞서 분석한 중대사고 오염수 발생특성과 및 액체폐기물 처리기술현황 조사/분석을 바탕으로 off-line 처리설비 개념을 수립하였다. 먼저 처리설비의 공정 구성은 방사능 및 염분제거를 중요하게 고려하여 선택적 핵종제거→역삼투농축→증발/건조를 주요 흐름으로 구성하였다(Fig.1 참조).



Unit 1 DAF, Removing soluble oil and organic substance
Unit 2 UF, Removing suspended solid
Unit 3 AC, Removing soluble oil and organic substance
Unit 4 Adsorbers, Selective removing of major radio-uclides
Unit 5 RO, Desalination, Non-selective removal of radio-nuclides
Unit 6 CDI/EDI, Non-selective removing of residual nuclides
Unit 7 Dryer, Drying of scuum, sludge, slurry & concentrate

Fig. 1. Configuration and Function of each Unit of the Off-line Radwaste System.

그리고 단위 모듈 (skid mounted)이 모여 unit을 구성하고, 7개 unit이 1개의 이동식 (trailer mounted) 시스템을 구성하는 개념을 설정하였다. 설비 운영시 폐액에 따라 부하가 집중되는 unit은 단위 모듈을 직렬/병렬 확장하는데 기본적으로 Waste Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ는 7개 unit 모두를 그리고 Waste Ⅳ,Ⅴ에 대해서는 5개 unit을 선택적으로 적용하는 개념이다. 총괄 제염계수 설계값 (DF : 10^6 for Cs)과 일반적으로 알려진 탈염 효율을 적용시 개발예정인 off-line 설비에서 폐액특성별 처리결과를 계산하였다(Table 4 참조)

Table 4. Calculated Salinity and Activity before/after Processing at the Off-line Raswaste System

Waste Type	Before Processing		After Processing		
	Salinity (ppm)	Activity (Bq/cc)	Salinity (ppm)	Activity (Bq/cc)	2nd Waste Dried [1] (wt %)
Ⅰ	10,700	4.31E+07	3	1.29E+01	4.0
Ⅱ	415	1.66E+06	0	4.99E-01	2.0
Ⅲ	27,685	1.66E+06	8	4.99E-01	6.0
Ⅳ	1,626	2.16E+02	0.5	6.48E-02	0.6
Ⅴ	10,700	8.31E+01	3	2.49E-02	1.5

[1] Including concentrate, scuum, sludge, slurry

3. 결론

Off-line 처리설비 개발 연구 1단계 수행결과를 요약하면 다음과 같다.

- 중대사고 오염수의 특성은 정량화하기 어려우며, 핵종잔류량을 기준으로 추정한 값도 불확실성이 크기 때문에 공정개발을 위한 기준폐기물 특성을 보수적 관점에서 별도 설정함
- 국외 중대사고시 적용된 처리기술은 주요 핵종 및 염분의 제거가 중요했으며, 이런 관점에서 off-line 처리설비 구성을 [선택적 핵종제거→역삼투 분리→증발/건조]를 주처리로 설정함
- Off-line 처리설비는 단위모듈이 모여 unit을 구성하고, 7개 unit이 모여 1개의 off-line 처리설비를 구성하는 개념이며, 폐액특성에 따라 단위모듈의 확장 혹은 특정 unit의 선택적 적용 개념을 설정함

4. 참고문헌

[1] James Braun, Fukushima Daiichi Emergency Water Treatment, EPRI LLW Conf.(2012)

실용규모 제염시설을 통한 콘크리트의 제염성능 고찰

김완석*, 김승수, 박욱량, 김계남, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*zickim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물을 현재 방사성폐기물 저장고에 임시 보관되고 있다. 이 폐기물의 영구처분을 위해서는 결국 경주 중·저준위 방사성 폐기물처분장에 처분되어야 하는데, 효율적 처분을 위해서는 그 부피를 줄여야 한다.

방사성 원소로 오염된 콘크리트의 제염 연구는 지금까지 거의 수행되지 않았고, 단지 물리적으로 분류하여 해체하는 방법들만 제시되었다. 근래에는 오염된 콘크리트를 가열하여 시멘트 페이스트를 분리하여 방사성 폐기물의 부피를 줄이는 실험을 실험실 규모에서 실시한 바 있으나, 고농도의 시료에 적용하기에는 한계가 있다.

본 연구에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트를 제염할 목적으로 구축중인 연간 100드럼 규모의 제염시설을 이용하여 20드럼의 콘크리트 폐기물을 시범적으로 처리하면서 얻어진 결과로부터 시설의 효율 측정 및 성능의 개선점 등을 발견하고자 하였다.

2. 실험

우라늄으로 오염된 콘크리트 중 에폭시가 도포된 시편은 방사능이 높을뿐더러 에폭시의 제거없이는 산으로 세척되지 않았으므로 따로 분리해서 처리하였다. 콘크리트의 제염은 파쇄, 체 분리, 화학적 세척 순으로 처리하였으며, 토양 중 천연우라늄의 자체처분 농도 기준값 1 Bq/g (Pa-234m를 기준으로 0.43 Bq/g) 보다 낮아질 때까지 처리 염하고자 하였다.

2.1. 콘크리트의 선별

콘크리트 드럼으로부터 콘크리트 외의 이물질을 제거한 다음, 콘크리트 덩어리를 죠크레셔로 파쇄하였다. 이 파쇄된 콘크리트를 체 분리 장치에서 5~30, 1~5, 1 mm 이하의 입자로 분류하여 방사능을 측정하였다 (Table 1).

Table 1. Radioactivities of concrete pieces as a function of their size

	Concrete size(mm)		
	5~30	1~5	< 1
Radioactivity of Pa-234m	0.80±0.51 Bq/g	0.87±0.62 Bq/g	9.9±6.1 Bq/g

Table 1에서 보는 바와 같이 크기가 1 mm 이상의 입자는 오염농도가 높지 않아 볼밀에서 세척하였으며, 1 mm 이하는 오염농도가 최대 16 Bq/g로 토양과 유사한 높은 농도로 측정이 되어 토양과 동일한 방법으로 세척하고자 하였다.

2.2. 콘크리트의 세척

내부용적 약 450 L의 볼밀을 이용하여, 5 mm 이상과 1~5 mm의 콘크리트를 각각 세척하였다. 세척방법으로는 200 L 드럼의 절반인 100 L를 넣고, 전 번 세척에서 사용한 세척액 중 상등액 100 L를 취하여 넣었다. 1차 세척 시 최대한 많은 양의 시멘트 페이스트를 제거하기 위하여 볼밀을 150~200 rpm으로 6시간동안 가동하였다. 그 후 볼밀 뚜껑을 빼내고 구멍이 5 mm인 거름망을 체결한 후, 겔 상태의 시멘트 입자와 고운모래를 빼냈다.

2차 세척을 위해 약 1.0 mol/L의 질산용액 100 L를 넣고, 200 rpm으로 2시간동안 세척한 다음, 미립자와 용액을 제거하였다. 그 후 소량의 물로 세척한 다음 건조하여 콘크리트 입자의 방사능을 측정하였다. 그 결과, 대부분의 경우 5 mm 이상과 1~5 mm의 콘크리트 시료의 오염농도가 자체처분 기준농도 이하로 떨어졌다. 만약 방사능이 기준치 이상인 경우, 1.0 mol/L의 질산용액으로 한 번 더 세척하였다. 세척액은 다음 세척에 상등액을 사용하기 위하여 12시간동안 방치하였다.

상등액 제외한 남은 여액과 고체, 그리고 체분리에서 얻은 1 mm 이하의 입자를 토양 세척을 위한 대용량 세척조에 넣고 용액의 1차 pH를 0.5로 맞춘 다음, 12시간동안 세척하였다. 그 결과 방사능이 Pa-234m를 기준으로 1.0~1.5 Bq/g의 값을

나타내었다. 이 입자를 3~5 차례 낮은 농도의 질산 혹은 물로 세척하였을 경우, 콘크리트의 방사능이 자체처분 기준치 이하로 감소하였으나, 세척액의 양이 너무 많아 이 미립자들은 동전기 방법으로 세척하고자 한다. 실제 1차 세척과정에서 얻은 콘크리트의 미립자를 토양과 섞어 실험한 결과와 소량의 미세 콘크리트 분말을 사용하여 소동전기에 실험한 결과는 모두 7일 이내에서 자체처분 기준치 이하로 나타났다. 또한, 세척 후 유사한 우라늄 농도를 갖는 자갈과 혼합하여 동전기에 넣어 제염하는 방법도 실험중이다.

1 mm 이하의 입자를 1차 세척한 폐액은 방사능의 농도가 높아 방사성폐기물로 처리하고자 하였다. 이를 위하여 폐액에 NaOH를 넣어 pH를 9.0까지 조절한 다음, 필터프레스를 통해 여액과 고형물을 분리하였다. 여액은 감마분석기로 측정한 결과, 우라늄이 검출되지 않았으므로 고형물에 모두 포함되어 있음을 알 수 있었다. 따라서 고형물만을 방사성폐기물로 처리할 수 있다.

이 실제규모 장치를 이용하여 콘크리트 폐기물을 처리하였을 경우, 1 mm 이하의 입자에서도 약 70%의 자체처분 고체를 회수할 수 있었으므로, 실제 전체적인 감용효과는 목표치의 2/3를 충분히 상회할 것이라 판단된다. 전체적인 콘크리트의 제염절차를 Fig. 1에 나타내었다.

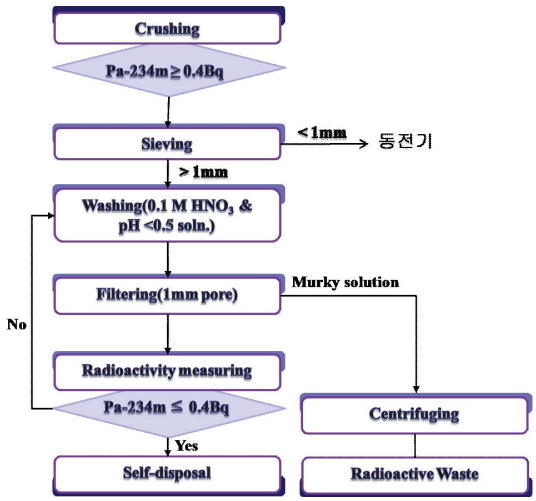


Fig. 1. Decontamination procedure of concrete.

3. 결론

우라늄으로 오염된 콘크리트를 연간 100드럼 제염하기 위한 실용규모로 구축하여 시범적인 운영한 결과, 콘크리트 폐기물을 70% 이상 감용이 가능하였다. 그러나 세척액 중 칼슘 혹은 소디움의 농도가 높으므로 이를 처리하기 위한 방법이 강구되어야 하며, 산 용액에서 우라늄만을 선택적으로 제거가 가능하다면 방사성폐기물의 양은 크게 감소할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] Byung-youn Min, Park-Jung Woo, Wang-Kyu Choi and Kun-Woo Lee, Separation of Radionuclide from Dismantled Concrete Waste, J. of the Korean Radioactive Waste Society, vol.7(2), p. 79-86, June. 2009

[2] K. Popov, I. Glazkova, V.Yachmenev, and A. Nikolayev, Electrokintic remediation of concrete: effect of chelating agents, Environmental Pollution, p. 1-7, 2008

[3] Chong-Hun Jung, Byung-Youn Min, Wang-Kyu Choi, Kun-Woo Lee, Separation and stabilization of radionuclide from dismantled concrete wastes by heating-milling method, Korean Society of Thermal Environmental Engineers, p. 329-335, 2008

원자로압력용기 원격 해체 작업용 로봇 시스템 개념 설계

이성욱*, 현동준, 서용칠, 엄홍섭, 최병선, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sulee@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 가동 중인 국내 원자력발전소(원전)의 운전 현황은 고리 1호기 원전부터 10년 수명 연장할 경우에는 2017년 영구 운전정지 및 해체가 시작되고, 20년 수명 연장할 경우에는 2027년에 영구 운전정지 및 해체가 시작될 것으로 예상된다.

원전 해체 시에 핵연료를 제외한 가장 방사능이 높은 대상물을 원전 핵심설비라고 한다. 원전 핵심설비에는 원자로 노내 구조물을 포함한 원자로 압력용기, 증기발생기, 원자로냉각재펌프, 가압기 등을 들 수 있다. 이러한 원전 핵심설비를 해체하기 위해서는 해체 대상에 대한 물리/화학적 및 방사선학적 특성 분석을 바탕으로 원전 핵심설비 해체 시나리오를 구축하여야 한다[1].

원전 핵심설비 해체 시나리오에 따라 고방사화된 원전 핵심설비를 해체할 경우 작업자의 피폭량을 최소화하기 위해 원격 해체 장비 및 로봇을 사용한다[2].

향후 도래할 국내 원전 고리1호기에 대한 원자로압력용기 해체 시나리오 기반으로[1], 본 논문에서는 원자로압력용기 해체를 위한 로봇시스템에 대한 개념 설계를 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 원자로압력용기 해체 공정

현재 원자로압력용기 절단 시나리오는 Fig. 1와 같은 절차로 절단된다. 이러한 절단 시나리오를 수행하기 위해서 각각의 해체 공정은 가능한 작업자 피폭선량을 감소하고, 발생되는 폐기물을 절감하고, 방사선학적 및 비방사선학적으로 안전하게 수행하고, 해체 비용을 절감할 수 있도록 하였다. 해체공정 중 주 해체 설비를 Fig. 2와 같이 원자로 수조 옆에서 설치하였다. 설치물은 turntable, band saw과 circular saw이다. 대부분의 해체는 해체 설비가 있는 장소에서 수행하고, 원자로 내부 구조물인 Baffle의 고정 볼트 머리 절삭 시에만 원자로가 있는 위치에서 수행한다.

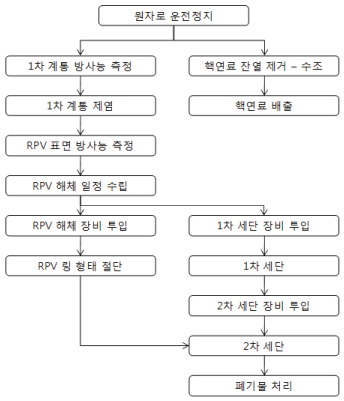


Fig. 1. Nuclear Power Plant Decommissioning Scenario.

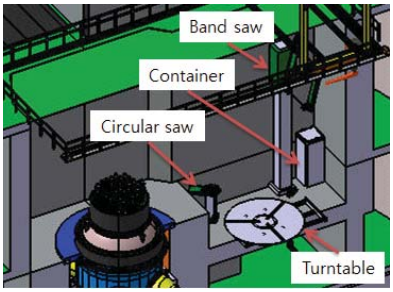


Fig. 2. Dismantling Equipment.

2.2 원격 해체 작업

원자로압력용기 해체 공정에서 원격으로 해체 로봇을 고려한 공정은 15단계에 걸쳐 사용될 것으로 예상된다. 원자로압력용기의 절단시 해체로봇이 사용되는 15단계 공정에서 해체 공정 작업의 효율적인 수행을 위해서는 2대의 로봇이 필요하다고 판단되었다. 예로서 원자로 내부 구조물인 control rod guide tube를 절단하기 위해서는 한 대의 로봇은 tube를 잡고 있어야 하고, 다른 한 대의 로봇은 절단 작업을 하는 것을 고려하였다. 그래서 고정형 manipulator와 이동형 anipulator가 있다고 가정하였다. 고정형 manipulator는 해체설비가 위치한 장소에서 해체 작업하고, 이동형 manipulator는 해체설비 장소 및 원자로 위치에서 해체 작업을 할 수 있도록 고려하였다.

15단계의 공정에서 원격 해체 로봇이 주로 하는 작업은 Table 1에서 보는 바와 같이 폐기물 절단, 잡기, 이송 등 크게 3가지로 구분될 수 있다. 고정형 manipulator의 주 역할은 turntable위에 올려진 해체물을 절단하고, 이동형 manipulator의 주 역할은 절단 부위를 잡고 있거나, 절단된 부위를 용기에 이송하는 것이다. 단지 이동형 manipulator가 baffle 고정 볼트 머리 절삭과 원자로용기의 냉각재 노즐 절단 시에만 절단 작업을 수행한다.

Table 1. Works of Remote Decommissioning Robot

공정 순서	이동형	고정형	절단 도구
Control rod guide tube 상부 절단 및 포장	잡기,이송	절단	hydraulic cutter
Control rod guide tube 하부 절단 및 포장	잡기,이송	절단	hydraulic cutter
Baffle 고정 볼트 머리 절삭	볼트절단		CAMD
Baffle 분리 및 인양	이송		전자석
Core barrel 바닥부 절단		절단	waterjet
하부내부구조물집합체 하부 세절 및 포장	이송	절단	hydraulic cutter waterjet
Core barrel에서 thermal shield 분리		절단	CAMD
Core barrel에서 former 분리	이송	절단	CAMD
원자로용기의 냉각재 노즐 절단	절단		waterjet
Instrument guide tube 절단 및 포장	이송	절단	hydraulic cutter
원자로용기 고정 및 바닥 반구 절단		절단	waterjet
바닥 반구 세절 및 포장		절단	waterjet
원자로용기헤드 turntable 고정 및 cooling baffle 분리		절단	waterjet
Control rod housing 절단 및 포장	이송	절단	waterjet
원자로용기헤드 절단, 세절 및 포장		절단	waterjet

2.3 원자로압력용기 해체 로봇 시스템 구성

고정형 manipulator와 이동형 manipulator의 작업범위는 Fig. 3과 Fig. 4와 같다. 원자로압력용기 해체 공정을 원격 해체 로봇의 주 작업을 기반으로, 원격 해체 로봇 시스템의 주요 구성은 Fig. 5와 같다. 고정형 manipulator는 일반 산업용 로봇과 유사하게 6자유도를 가지고 있을 뿐만 아니라, 수조 외벽을 따라 수직 이송이 가능하다. 이동형 manipulator는 Fig. 6과 같은 형태이다.

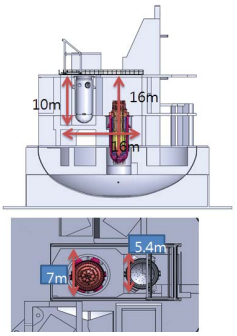


Fig. 3. Workspace of Mobile Manipulator.

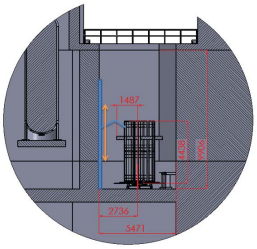


Fig. 4. Workspace of Fixed Manipulator.

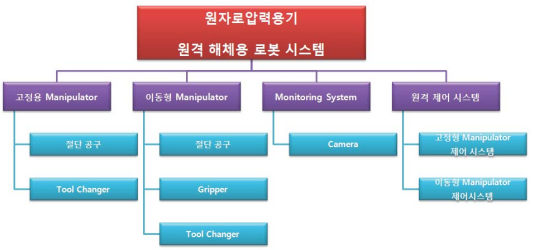


Fig. 5. System Configuration of Remote Decommissioning Robot System.



Fig. 6. Concept Design of Mobile Manipulator.

3. 결론

제안된 원자로압력용기 원격 해체용 로봇 시스템으로 작업자의 피폭량을 감소시키면서 원자로압력용기를 해체할 수 있고, 해체 작업 효율성 증대와 해체 비용을 절감시킬 수 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 최병선, “원전 핵심설비 해체공법 평가기술 개발”, 산업통상자원부, 2013

[2] NEA, “Remote handling techniques in decommissioning”, 2011

원전 해체시 사용후핵연료저장대 방사화방사선원 평가

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

1. 서론

사용후핵연료저장대는 저장된 사용후핵연료부터 방출되는 중성자와 이로부터 야기되는 사용후핵연료의 핵분열 반응에 의한 중성자의 지속적인 조사를 받아 방사화반응이 계속 일어난다. 사용후핵연료가 저장되어 있는 원전 운전 기간 동안에는 저장대의 방사화방사선원은 사용후핵연료의 방사선원과 비교해 매우 작아 별도로 고려할 필요가 없지만 원전 운전 종료후 해체 단계에서는 사용후핵연료가 인출되어 없는 상태이므로 저장대 구조물 자체의 방사화방사선원을 평가, 고려해야 한다. 원전 운전 기간 동안 구조물의 방사화에 의한 사용후핵연료저장대 구조물 방사선원항이 원전 해체 시점에서는 어느 정도인지 평가하기 위해 사용후핵연료의 중성자선원 세기, 중성자선원에 의한 구조물의 방사화반응률, 원전 운전 종료 시점의 구조물의 누적 방사화방사선원을 계산하고 그 결과를 방사성폐기물 분류 관련 요건과 비교, 분석했다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 중성자선원

사용후핵연료 중성자선원은 APR1400 원전인 신고리 3,4호기 노심과 PLUS7 핵연료집합체를 대상으로 하여 SCALE6 전산코드의 ORIGEN-ARP 모듈로 계산하였으며, 초기농축도 4.1 wt%, 방출연소도 45 GWD/MTU인 경우 연소 후 경과 시간에 따른 중성자선원 세기는 Table 1과 같다 [1].

Table 1. Neutron Source Intensity of Spent Fuel

Decay time	Neutrons/sec/FA
3 days	5.06E+08
1 year	3.50E+08
3 years	2.90E+08
5 years	2.68E+08
7 years	2.49E+08
10 years	2.22E+08
20 years	1.54E+08

2.2 사용후핵연료 저장대 방사화 반응률

사용후핵연료저장대 구조물에 방사화반응을 일으키는 중성자는 사용후핵연료에서 지속적으로 방출되는 중성자, 방출된 중성자와 사용후핵연료의 핵분열성 물질과의 핵분열반응에 의해 추가로 생성되는 핵분열 중성자이다. 사용후핵연료저장조에서의 중성자 거동 및 저장대 구조물 주요 핵종의 방사화반응을 3차원 Monte Carlo 방법에 의한 입자 수송계산 코드인 MCNP5[2]를 이용해 모델링하여 계산했다. 사용후핵연료에서 방출되는 중성자선원 세기가 5.06E+08 n/sec/FA (붕괴시간 3일)일 경우 사용후핵연료 저장대 영역 2 구조물의 방사화 반응률 계산 결과는 Table 2와 같다. 구조물의 방사화반응률은 시간의 경과하게 되면 사용후핵연료 중성자선원 세기에 비례하여 감소하게 될 것이다. 방사화 핵종은 저장대 구조물의 화학적 성분, 생성된 방사화 핵종의 반감기 등을 고려해 선정하였다.

Table 2. Activation Reaction Rates

Isotope	Half-life	Parent nuclide	Reaction type	Reaction rate *
Cr-51	27.702 d	Cr-50	n, γ	9.91E+01
Mn-54	312.1 d	Fe-54	n, p	1.37E+01
Fe-55	2.73 y	Fe-54	n, γ	6.66E+01
Fe-59	44.50 d	Fe-58	n, γ	2.30E+00
Co-58	70.88 d	Ni-58	n, p	2.79E+01
Co-60	5.271 y	Co-59	n, γ	6.28E+01
Ni-59	7.6E4 y	Ni-58	n, γ	2.03E+02
Ni-63	100.1 y	Ni-62	n, γ	3.23E+01

* reactions/cm^3-sec

2.3 사용후핵연료저장대 방사화 방사선원

방사화 핵종은 중성자와 저장대 구조물과의 반응에 의해 계속 생성되는 한편 방사성붕괴에 의해 지속적으로 붕괴된다. 저장대의 설계수명(40년) 동안 저장된 사용후핵연료에 의한 중성자 조사가 계속 된다고 가정하고, 설계수명 종료시점과 설계수명 종료 후에는 사용후핵연료가 모두 인출되어 중성자 조사가 없다고 가정하여 추가로 5년

의 기간이 경과한 시점에서의 사용후핵연료저장대 영역 2 구조물의 방사화방사선원 계산 결과가 Table 3에 제시되었다. 저장대 방사화방사선원 농도는 주요 핵종 모두 방사선방호등에 관한 기준[3]의 규제면제 최소 농도 이하인 것으로 나타나 방사선원의 세기는 매우 약한 정도이다. 그러나, 상대적으로 큰 부피의 저장대 구조물(SS-304) 부피를 고려한 전체 방사능 수량은 많은 핵종에서 규제면제 최소 수량을 초과하게 된다. 그중 Cr-51 등 반감기가 비교적 짧은 핵종은 운전 기간 종료 직후 시점에는 규제면제 최소 수량 이상이지만 5년이 경과하면 준위가 규제면제 수량 이하로 아주 작게 감소하게 된다. 상대적으로 긴 반감기 핵종인 Co-60은 적당한 정도의 원전 운전 종료 후 적당한 시간 경과를 고려하더라도 규제면제 최소 수량을 훨씬 초과하는 것으로 평가된다.

Table 3. Activities of Region 2 Spent Fuel Rack

핵종	규제면제 최소 농도 (Bq/g)	40년 조사후 (Bq/g)	40년 조사후 5년 경과 (Bq/g)
Cr-51	1.00E+03	4.64E+00	6.84E-20
Mn-54	1.00E+01	6.43E-01	1.12E-02
Fe-55	1.00E+04	3.20E+00	9.00E-01
Fe-59	1.00E+01	1.08E-01	4.86E-14
Co-58	1.00E+01	1.31E+00	2.32E-08
Co-60	1.00E+01	3.19E+00	1.65E+00
Ni-59	1.00E+04	4.34E-03	4.34E-03
Ni-63	1.00E+05	4.51E-01	4.35E-01

핵종	규제면제 최소 수량 (Bq)	40년 조사후 (Bq)	40년 조사후 5년 경과 (Bq)
Cr-51	1.00E+07	1.87E+07	2.75E-13
Mn-54	1.00E+06	2.59E+06	4.49E+04
Fe-55	1.00E+06	1.29E+07	3.62E+06
Fe-59	1.00E+06	4.33E+05	1.95E-07
Co-58	1.00E+06	5.26E+06	9.33E-02
Co-60	1.00E+05	1.28E+07	6.64E+06
Ni-59	1.00E+08	1.75E+04	1.75E+04
Ni-63	1.00E+08	1.81E+06	1.75E+06

3. 결론

사용후핵연료저장대는 저장된 사용후핵연료에서 방출되는 중성자 등으로부터 지속적으로 조사되어 구조물 자체가 방사화되어 방사성 물질이 되는데 원전 운전 종료 이후에도 고려해야 할 주요 방사선원은 Co-60, Fe-55이다. 사용후핵연료 설계 수명 기간 종료 이후의 저장대 방사화방사선원을 계산한 결과 사용후핵연료저장대는 원전 운전 종료 이후 제염, 해체시 중저준위 방사성폐기물로 분류해 처리해야 할 정도인 것으로 평가된다. 방사성폐기물 분류체계 개정 및 제도개선[4] 추진 방향인 분류체계 세분화 및 방사능 준위에 따른 처분, 관리의 차별화와 ALARA 개념을 고려하면 사용후핵연료저장대 재질의 코발트 함량을 가능한 한 낮게 유지해 Co-60 방사능 준위를 본 계산에서 평가한 수준보다 훨씬 낮게 유지할 필요가 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 안준기 외, 사용후핵연료 중성자선원 세기에 영향을 미치는 인자 분석, 한국방사성폐기물학회 2013년 춘계학술발표회 논문요약집

[2] MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, April 2003 (Revised October 2005)

[3] 방사선방호등에 관한 기준, 원자력안전위원회고시 제2012-29호, 2012.01.20

[4] 방사성폐기물 분류체계 개정 및 제도개선, 제17회 원자력안전기술정보회의, 대전컨벤션센터, 한국원자력안전기술원, 2013.04.30

점도제와 실리카 나노입자를 포함한 나노복합유체의 부식산화막 용해 평가

윤인호*, 정종헌, 윤석본, 김초롱, 박상윤, 정준영, 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 두 가지 유체로 구성되어 있기 때문에, 이차폐기물의 양을 크게 감소시킬 수 있다. 또한 복합유체 제염 공정은 대형/대면적의 표면에 기술 적용이 용이하고, 구조가 복잡하여 작업자의 접근이 어려운 시설 및 기기에 적용이 가능한 장점이 있다 [1]. 하지만, 복합유체 제염 공정은 균열된 표면이나 깊은 틈이 있을 경우에 사용하기 어렵고, 상대적으로 제염계수가 낮은 단점이 있다 [2]. 이러한 낮은 제염계수를 높이기 위해서는 오염된 표면에 복합유체 제염제의 접촉 시간을 증가시켜야 한다. 이를 위해 계면활성제와 고분자 물질 또는 무기 물질과 같은 점도제 등이 첨가하여 복합유체 제염제의 안정성을 증가시키고 있다 [3]. 본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 실리카 나노입자와 점도제를 사용하여 복합유체의 안정성을 평가하였고, 부식 산화막 시편의 용해 분석을 통해 제염제를 포함한 나노복합유체의 제염성능을 평가하였다.

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, 점도제는 Xanthan gum (Sigma)을 사용하였다 (Fig. 1). Foamscan (TECLIS, France)을 사용하여 이미지 분석과 전도도 측정을 통해 복합유체의 안정성을 조사하였다. 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. 나노복합유체의 안정성 평가는 1%의 EM 440N 계면활성제만 포함한 복합유체, 1% EM 440N과 0.1% xanthan gum를 포함한 복합유체, 1% EM 440N과 0.1% xanthan gum에 1%와 3% M-5 실리카 나노입자를 넣은 4가지 나노복합유체에 대해 평가하였다.

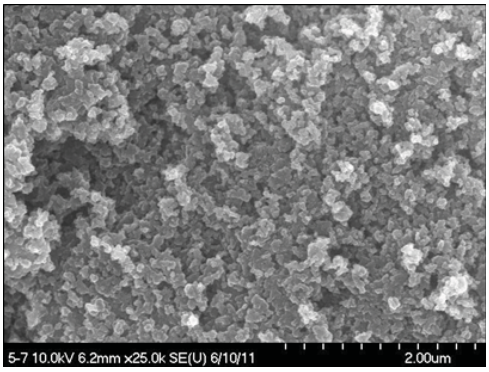


Fig. 1. SEM images of M-5 fumed silica nanoparticles.

부식 산화막 시편은 실제 1차 계통내부의 용액과 유사한 환경에서 산화막이 생성될 수 있게 제작한 semi-loop를 이용하여 제조하였고, 산화막 시편은 Inconel-600을 사용하였다. 나노복합유체의 부식 산화막 시편의 용해 평가를 위해, 안정성 측정과 똑같이 4 가지 나노복합유체 30 mL에 1M HNO_3 제염제를 첨가하여 제조하였다. 100 mL의 시험 용기에 나노복합유체를 넣고 흔들어서 나노복합유체를 생성시키고 부식 산화 시편이 나노복합유체에 충분히 접촉될 수 있도록 용기의 가운데에 위치시켰다. 용해 시험 후 용해된 철의 양을 Flame Atomic Absorption Spectroscopy를 이용하여 분석 하였다.

먼저 점도제인 xanthan gum과 실리카 나노입자에 따른 나노복합유체의 안정성 평가를 실시하였

고, 복합유체의 안정성은 거품내 존재하는 액체량이 반으로 감소하는 시간 (반감기)를 통하여 평가하였다. Fig. 2에서 나타난 것처럼, 계면활성제인 1% EM 440N만 포함한 경우 반감기는 124 sec였지만, 0.1% xanthan gum을 포함한 경우는 나노복합유체는 664 sec로 증가하였다. 여기에 1% M-5 실리카 나노입자를 첨가하였을 때 증가하지는 않았지만, 3% M-5 실리카 나노입자를 첨가하였을 때는 875 sec로 증가하였다 (Fig. 2). 이는 실리카 나노입자와 점도제를 같이 첨가함에 따라 나노복합유체의 안정성이 증가하는 것으로 나타났다.

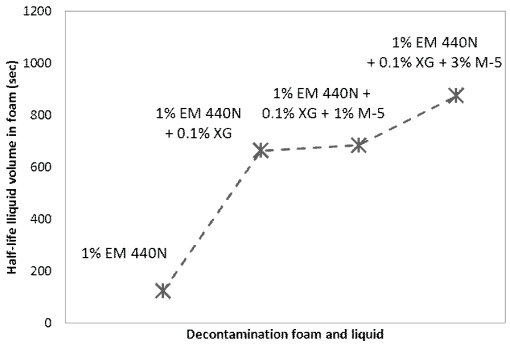


Fig. 2. Variation in the half-life liquid volume in foams that contain 1% EM 440N and 0.1% xanthan gum (XG) with 1% and 3% M-5 silica nanoparticles.

Fig. 3에 나노복합유체를 이용한 부식 산화막 용해 결과를 나타내었다. 결과에서 나타난 것처럼, 1% EM 440N 계면활성제만 포함되었을 경우에는 1M HNO_3의 화학제염제의 용액만 들어간 결과와 비교하였을 때 56%의 철이 용해되는 것으로 나타났다. 그리고 0.1% xanthan gum을 첨가하였을 때는 59% 용해되었고, 0.1% xanthan gum과 1% M-5를 첨가하였을 때는 66%까지 증가하는 것으로 나타났다. 하지만 나노입자의 농도를 3% 증가시켰을 경우에는 94%까지 증가하는 것으로 나타났다 (Fig. 3). 본 결과를 통해서 안정성이 높은 나노복합유체일수록 부식 산화막의 용해가 증가하는 것으로 나타났다. 이는 나노복합유체의 안정성이 증가되면서, 나노복합유체의 제염제와 오염된 표면의 접촉 시간이 증가함에 따라 부식 산화막의 용해가 증가하는 것으로 사료된다.

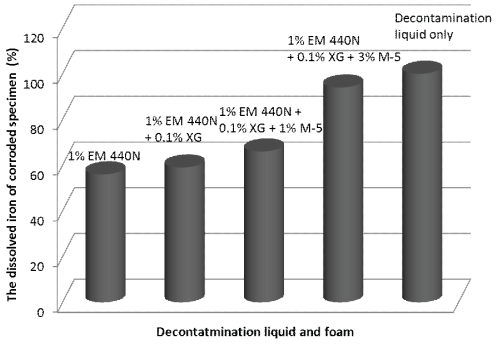


Fig. 3. The concentration of dissolved iron using bottle tests of decontamination foam and liquid.

3. 결론

본 연구에서는 새로운 배합의 나노복합유체 제염제를 개발하기 위해 점도제와 실리카 나노입자의 첨가에 따른 나노복합유체 안정성과 부식산화막 용해평가를 수행하였다. 점도제인 xanthan gum과 M-5 실리카 나노입자를 혼합하여 첨가하였을 때 복합유체 안정성이 현저하게 증가하는 것으로 나타났다. 또한 나노복합유체의 안정성이 높아질수록, 화학제염제와 오염된 표면의 접촉시간이 증가하여 부식 산화시편의 용해가 증가하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)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)

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Oral-Ⅱ)

초고온가스로에서의 중저준위 방사성폐기물 처리 및 저장

이정창*, 장재환, 박제호
(주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 양재동 210
*jcleee@kones21.com

1. 서론

경수로에 대한 중저준위 방사성폐기물 처리 및 저장에 관한 설계는 이미 확립되어 있다. 이들에 대한 설계경험이 축적됨에 따라 1980년대의 고리 3,4호기 처리방법과 최근 신한울 1,2호기에서의 처리방법이 많이 진화하였다. 그러나 경수로에만 익숙한 우리에게 초고온가스로(Very High Temperature Reactor, VHTR)에서의 설계특성을 파악하는 것이 추후 실증로에서 설계기준을 수립하는데 유익할 것으로 판단된다.

본 논문은 1970년대 고온가스로의 중저준위 방사성폐기물 처리방안을 고찰하고 이를 경수로 설계내용과 비교하여 향상된 관리방안을 마련하고자 한다.

2. 본론

2.1 중저준위 방사성폐기물 처리방안

방사성폐기물 처리계통은 액체, 기체 및 고체 방사성폐기물계통으로 구성된다. 방사성폐기물 처리계통의 주요기능은 플랜트 내에서 방사선을 안전하게 제어하여 신뢰성 있는 플랜트 운전을 할 수 있도록 수집된 액체, 기체 및 고체폐기물을 처리하는 것이다. 방사성폐기물 처리계통은 방사성물질 방출로 인한 총 소외선량이 합리적 최소도달피폭기준(ALARA)에 적합하도록 설계되어 있다. 고온가스로는 경수로와는 달리 냉각재를 헬륨을 사용하기 때문에 화학 및 체적제어계통 같은 복잡한 수질정화 및 조절기능이 필요치 않기 때문에 고방사능 액체나 기체가 경수로에 비해 적다.

2.1.1 액체방사성폐기물계통

현재 개발하고 있는 초고온가스로는 열이나 전기를 생산하기 위한 것과 수소를 생산하기 위한 것으로 대별되는데 수소를 생산하기 위해 설치되는 중간열교환기(Intermediate Heat Exchanger, IHX)는 헬륨 대 헬륨으로 물을 사용하지 않지만 전기 생산을 위한 증기발생기나 정지냉각계통 등에 물을 사용해야 하므로 액체방사성폐기물 발생이 필수적이다. 원자력플랜트(Nuclear Island)가 위치한 곳에서 잠재 오염된 바닥 및 기기배수는 중력으로 건물 썸프로 흘러 들어가며 썸프에서는 처리를 위해 액체폐기물 리시버탱크(Receiver Tank)로 펌프이송을 한다. 리시버탱크는 유입원에 따라 각 각 구분되게 저장한다. 그러나 배관헤더를 공유하여 유연성 있게 저장이 가능하다. 세탁실과 샤워실에서 나오는 세제함유 폐기물이나 화학실험실 세척수 등은 수용탱크(Holdup Tank)에 별도로 저장했다가 여과기를 거쳐 재사용한다. 그러나 화학실험실 배수를 통해 나오는 화학폐기물은 별도로 저장했다가 중화시킨 후 고화 처리한다. 액체폐기물처리계통은 액체폐기물을 수집, 처리, 저장, 감시 그리고 방출시키며 주요기기는 리시버탱크, 여과기, 탈염기, 펌프, 배관 및 관련 계장설비로 구성된다. 액체방사성폐기물계통은 경수로와 비교해 크게 처리방법이 다르지 않다. 다만 신한울 1,2호기에서 채택한 역삼투압 패키지의 운전경험을 반영할 수 있을 것이다.

2.1.2 기체방사성폐기물계통

기체폐기물계통은 원자력관련 플랜트 내에서 발생하는 방사성 및 잠재 방사성기체를 수집, 처리한다. 통상 비방사성 기체들은 여과, 감시한 후 바로 원자로건물 환기계통으로 방출시킨다. 만일 고방사선 신호가 발생하면 방사성기체 송풍기(Waste Gas Compressor)로 유로를 전환한다. 저준위 방사성기체는 임시로 저장하여 방사능을 붕괴시킨 후 원자로건물 환기계통으로 보낸다. 고방사성기체는 기체폐기물계통내의 폐기체 서지탱크(Waste Gas Surge Tank) 및 활성탄 흡착기에 가두어 방출 전 충분히 방사능을 붕괴시키도록 한다. 서지탱크는 1년간 저장할 수 있는 용량을 가진다. 경수로에서는 화학 및 체적제어계통의 탈기기, 체적제어탱크, 원자로배수탱크 등의 유입원에서 수소와 질소, 소량의 산소와 핵분열기체 등이 유입되지만 고온가스로에서는 원자로에서의 헬륨누설, 헬륨정화계통 배출가스, 핵연료취급 운전 중 발생기체 등이다.

2.1.3 고체방사성폐기물계통

고체폐기물계통은 방사성물질을 최종처분하기 위해 수송하기 전에 보관, 폐수지 탈수, 포장 및 저장설비를 갖춘다. 취급하는 방사성물질은 탈염기에서 배출된 폐수지, 폐여과기, 폐고온여과기 및 흡착제, 고효율입자(HEPA)여과기 및 활성탄 여과기 등이다. 운전이나 보수 중에 발생되는 폐기물로 인해 방사화되거나 방사성물질을 함유하게 되는 기타 잡고체와 저준위의 압축성 폐기물(예를 들면 걸레, 종이, 작업복 등)도 고체폐기물에 포함된다. 고온가스로에서는 경수로에서는 없는 흑연 반사체 블록이 핵연료주기 중 배출된다.

2.2 중 저준위 방사성폐기물 처리건물

중저준위 방사성폐기물 처리건물은 원자로 보조건물 옆에 위치하며 고체, 액체 및 기체 방사성 폐기물 처리설비들을 수용한다. 방사성 물질을 취급하는 탱크, 펌프 및 여과기는 방사선 차폐와 보호를 위해 콘크리트 격실에 둔다. 방사성폐기물 처리건물은 지상에 위치하며 철근 콘크리트와 강 구조물이다. 다만 환기 및 공조 설비는 2층에 위치한다.

2.2.1 기능 및 설계기준

가. 주요기능은 방사성폐기물 계통 및 기기를 수용하고 배치하고 구조적으로 지지를 해 줌으로 인양, 취급 및 수송이 가능하도록 하는 것이다. 아울러 이들 기기들을 내부 및 외부 환경적으로 예상되는 여러 재해들로부터 보호한다.

나. 정상운전 중 작업자 방사능 피폭 저감을 위해 오염된 부유물질이 확산되지 않도록 한다.

다. 안전기능을 수행하지 않기 때문에 Non-safety Related 건물이다. 그러나 최근 신뢰성을 위해 SSE에 견디도록 내진설계를 하며, 품질등급 T로 설계한다.

라. 드럼의 소외반출을 위해 Truck Loading/Unloading Bay를 마련한다. 또 드럼 취급을 위해 15 US tone (13,608 kg) 용량의 Bridge Crane을 설치한다.

2.2.2 배치

가. 미국의 Standard MHTGR(4 X 350 MWt)을 참조로 하면 방사성폐기물건물의 일반적 배치는 경수로의 그것과 큰 차이는 없다.

나. 건물규모는 가로 115 ft (35 m), 세로 100 ft (30.5 m)이며 이 중에서 Truck Loading/Unloading Bay가 가로 25 ft (7.6 m), 세로 100ft (30.5 m)가 포함된다. 현재 드럼저장은 핵연료 1주기정도만 수용하도록 한다.

다. 천정은 크게 3단계인데 Receiver Tank 등의 천정은 20 ft (6.1 m), Waste Surge Tank 등을 수용하는 방의 천정은 30 ft (9.1 m) 그리고 Truck bay와 HVAC 기기실의 천정은 48.5 ft (14.8 m)이다.

라. 위의 크기는 350 MWt MHTGR을 기준으로 했기 때문에 600 MWt로 용량을 정하면 이들 넓이와 높이는 기기 Size에 따라 달라질 수 있다.

마. 특히 방사성폐기물을 중간저장시설로 바로 옮기지 않는다면 소내에 이를 임시 저장해야 하는데 정책에 따라 더 확장 될 수 있다. 그러나 초고온가스로는 산업시설이 밀접한 지역에 건설되는바 폐기물을 소내에 대량으로 저장하는 것보다 중간저장시설로 보내는 것이 합당하다.

바. 폐기물저장지역은 차폐구역과 비차폐구역으로 2개의 구역으로 나누었는데 여건에 따라 얼마든지 확장 가능하다. 경수로와 크게 다른 점은 반사체 블록을 추가로 저장하도록 되어 있는데 H2-MHR에서는 1기를 기준으로 연간 15 m^3, 4기를 기준으로 하면 60 m^3을 저장하도록 되어 있다.

3. 결론

고온가스로의 중저준위 방사성폐기물 처리 및 저장방법은 경수로와 크게 다른 점은 없다. 다만 미국에서의 운영했던 고온가스로는 이미 오래전 설계이므로 3세대까지 진화한 방사성폐기물 설계를 적용하여 보다 더 효율적인 설계를 수행해야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원과 POSCO의 원자력수소기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Stone & Webster Engineering Corp. ,Preliminary Safety Information Document for the Standard MHTGR, HTGR-86-021

[2] General Atomics, NGNP End-products Study, 911106, Rev. 0, April 200

파이로 공정에서 발생하는 희토류산화물 담지용 vitusite 결정 함유 결정화유리 고화체

김미애, 허종*
포항공과대학교, 포항시 남구 효자동 산 31
*kmapl@postech.ac.kr

1. 서론

파이로 공정은 가압경수로(PWR)의 사용후핵연료를 Pu의 분리 없이 재처리하여, 핵연료의 활용성을 크게 증대시킬 수 있는 공정이다[1]. 이 공정은 기존공정에 비해 폐기물 발생량이 적으나 희토류산화물 등 방사능 폐기물을 포함하였다. 이 발생하며, 그 중 대표적인 폐기물이 희토류산화물이다[1]. 파이로 공정에서 발생하는 희토류산화물은 CeO_2, Nd_2O_3 등으로 구성되어 있으며, 이 것은 기존의 사용후핵연료에 존재하는 폐기물 조성과 다르므로, 이에 적합한 폐기물 담지체가 요구된다.

희토류산화물을 담지하기 위해 본 연구에서는 vitusite 함유 결정화유리를 개발하였으며, 본 담지체의 특성을 XRD, SEM, EDS를 통해 분석하였다.

2. 본론

2.1 vitusite 함유 결정화 유리 제조

기본유리 조성은 $46.5SiO_2$ $-28.4Na_2O$ $-11.5B_2O_3$ $-8.0Li_2O$ $-2.0CeO_2$ $-1.6Nd_2O3$ (mol%)이며, 여기에 희토류 3.6mol%와 결합하여 vitusite ($Na_3Ce(PO_4)_2$) 결정을 형성하도록 5.4mol%의 P_2O_5를 첨가하였다.

혼합한 powder를 1300℃도에서 30 분동안 녹였고, 이후 결정화를 위해, 500-700℃에서 3 시간동안 열처리 후 제조된 결정화 유리의 특성을 분석하였다.

2.2 제조된 유리와 결정화 유리의 실제 조성

Table 1은 제조한 유리와 700℃에서 3시간 열처리한 결정화 유리의 실제 조성을 XRF로 분석한 결과이다. norminal 조성과 비교하였을 때, 큰 차이가 없으므로 실험과정에서 특정원소의 유의미한 휘발이 발생하지 않았음을 의미한다.

Table 1. nominal and real compositions of as prepared specimen and glass ceramics specimens heat treated at 700℃ for 3 hours. These were measured by x-ray fluorescence (XRF) spectroscopy

Element (oxide form)	Nominal Composition	As prepared	700℃/3h
Na_2O	27.24%	29.8%	30.3%
Al_2O_3	-	2.2%	0.5%
SiO_2	43.4%	42.9%	43.6%
P_2O_5	11.54%	11.9%	12.1%
CeO_2	5.26%	4.9%	4.9%
Nd_2O_3	8.63%	7.9%	8.6%
Total	100%	100%	100%

2.3 결정화 유리 내 형성된 결정 규명

Fig. 1은 제조한 유리와 500℃, 700℃에서 열처리한 결정화 유리의 XRD 분석 결과이다. 열처리를 하지 않은 (a) 시편은 결정상이 없는 비정질, 부가적인 열처리를 한 (b)와 (c) 시편은 vitusite($Na_3Ce(PO_4)_2$) 결정상을 함유하고 있는 것으로 나타났다. 700℃에서 열처리한 시편이 500℃에서 열처리한 것보다 더 강한 XRD peak을 나타내었으므로, 700℃열처리가 vitusite 결정을 많이 형성할 수 있는 조건이다.

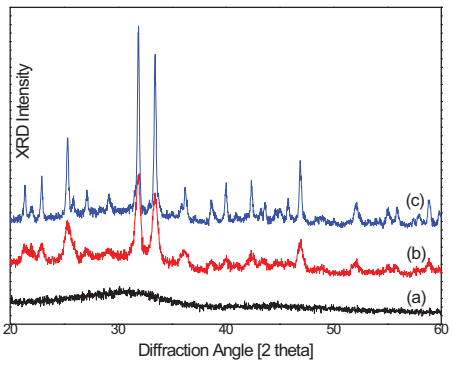


Fig. 1. X-ray diffraction(XRD) patterns of the vitusite-based glass-ceramic specimens (a) before heat treatment and after heat treatment of as-prepared glasses at (b) 500℃ and (c) 700℃ for 3 hours.

2.4 결정화 유리 내 형성된 결정의 모양

Fig. 3은 800℃에서 3 시간동안 열처리한 결정화 유리 내에 형성된 vitusite 결정을 SEM 으로 분석한 사진이다. 형성된 결정은 orthorhombic 구조이며, 약 5 um 크기로, 유리 매트릭스 전체에 균질하게 분포하고 있다.

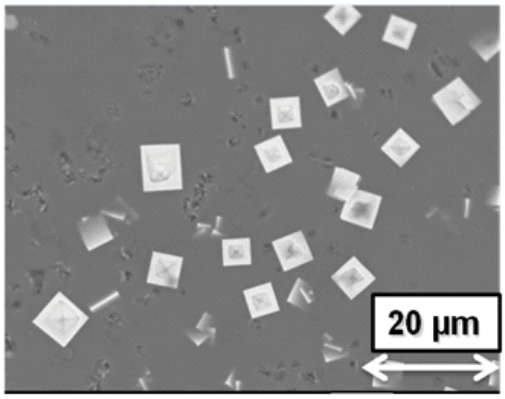


Fig. 2. Back-scattered SEM images of glass-ceramics specimens after heat treatment at 800℃ for 3 hours.

2.5 결정화 유리 내 결정과 매트릭스의 조성 분석

Table 2는 EDS를 이용하여 800℃에서 3시간 열처리한 결정화 유리내 결정과 매트릭스 각각의 조성을 분석한 결과이다. 유리 매트릭스에서 1.3wt%의 Ce과 Nd이 존재하는 반면, vitusite 결정 내에서는 32wt%에 육박하는 희토류가 존재하고 있어 확연히 큰 차이를 보이고 있다.

Table 2. elemental compostions of crystal phase and glass matrix on surface of vitusite-based glass ceramics by energy dispersive spectroscopy (EDS) analysis. The specimen was heat treated at 800℃ for 3 hours

Element	Crystalline phase		Glass matrix	
	Weight%	Atomic%	Weight%	Atomic%
O	18.55	65.12	49.25	65.15
Na	0.44	1.08	12.26	11.28
Si	0.63	1.25	27.21	20.51
P	0.27	0.49	2.59	1.77
Ce	74.14	29.72	3.31	0.50
Nd	5.98	2.33	5.39	0.79
Totals	100.00		100.00	

또한 Fig. 3은 EDS 분석을 이용하여 vitusite 결정 근방의 원소 농도를 측정한 결과이다. Ce과 Nd이 결정화 유리 전체에 동일하게 분포하고 있지 않고, 결정내부에 농축되어 있다. 이는 폐기물을 담지하는 담지체가 폐기물을 encapsultation 한 것으로, 희토류가 외부로 유출되는 것을 방지하는 데 도움이 될 것이라 유추할 수 있다.

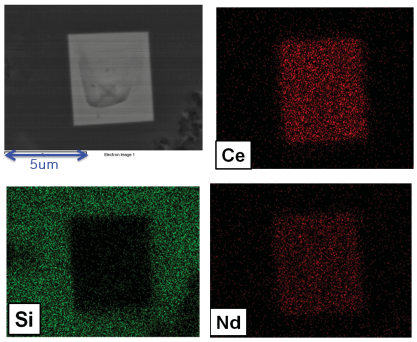


Fig. 3. (a) vitusite crystalline phase images by SEM. (b) Si, (c) Ce and (d) Nd elemental mapping of the region near vitusite crystal using energy dispersive spectroscopy. There are more elements in bright regions.

3. 결론

파이로 공법에서 발생하는 희토류산화물를 처리하기 위한 고화체로 vitusite 결정이 함유된 결정화 유리를 제조하였고, vitusite 결정 내부에 희토류원소가 농축되어 있음을 규명하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 WCU 의 도움을 받아 작성하였습니다.(R31-30005)

5. 참고문헌

[1] LEE et al., Pyroprocessing Technology Development at KAERI, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.43 NO.4 AUGUST 2011

피폭저감화를 위한 농축폐액 과립(Bead) 자동 분류장치 개발

조준호, 한정석*, 소중식, 홍순대, 최봉석
선광원자력안전(주), 울산광역시 울주군 서생면 해맞이로 658-91
sometimes70@hanmail.net

1. 서론

신고리 1, 2발전소 및 월성 3발전소에서 발생되는 농축폐액은 농축폐액처리설비(CTS)로 건조하여 과립(Bead)을 생성 후, 폴리머고화를 수행하고 있다. 이때 사용되는 최적의 과립(Bead) 크기는 1~13mm이나, 현재 농축폐액처리설비(CTS)를 통해서 생성되는 과립(Bead)의 크기는 1mm이하 분말부터 13mm이상의 덩어리 등, 다양한 크기의 과립(Bead)이 동시에 생성되고 있다. 따라서 폴리머고화드럼 생성에 필요한 최적의 과립(Bead)을 추출하기 위해 수작업으로 과립(Bead)을 분류함으로써, 작업과정에서 작업자의 피폭 및 분진에 의한 오염 발생 등 문제점 있다. 이러한 문제점을 개선하고 작업효율을 높이며, 작업자의 피폭을 방지하기 위해 농축폐액 과립(Bead) 자동 분류장치를 개발하게 되었다.

2. 본론

2.1 농축폐액 처리 및 과립(Bead) 분류 현황

농축폐액이 발생되면 농축폐액저장탱크로 모아지게 되며, 이를 농축폐액처리설비(CTS)에서 건조작업을 통해 과립(Bead)으로 생성한 후, 폴리머를 주입하여 폴리머고화드럼으로 생성한다. 폴리머 주입시 요구되는 과립(Bead) 크기는 1~13 mm이나, 농축폐액처리설비(CTS)에서 생성되는 과립(Bead)의 크기는 1 mm이하 분말부터 13 mm이상의 덩어리 등 다양한 크기의 과립(Bead)이 동시에 생성되어, 최적의 과립(Bead)을 추출하기 위해 수작업으로 과립(Bead)을 분류하고 있다.

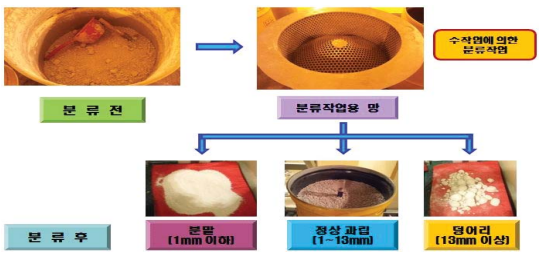


Fig. 1. Bead Classification Process by Manual.

2.2 문제점

2.2.1 과립(Bead) 생성의 문제점

농축폐액처리설비(CTS)에서 과립(Bead)을 생성할 경우 설비에 설치된 드럼 카메라를 통해 육안으로 건조 상태 및 크기를 확인해야 하기 때문에 정확한 크기의 과립(Bead)만을 생성하는데 어려움이 있다.

2.2.2 분류작업 및 피폭의 문제점

다양한 크기의 과립(Bead)이 혼합 생성됨으로써, 폴리머고화드럼 생성에 요구되는 크기(1~13 mm)만 분류하기에는 어려움이 있어, 정상과립(Bead) 추출을 위한 별도의 추가 작업이 필요하며, 이때 수작업으로 분류함으로써 효율적인 작업 수행에 어려움이 있다. 또한 과립(Bead)의 방사선량에 따라 작업자의 피폭을 동반하기 때문에 고선량의 과립(Bead)은 분류작업이 불가능하여 분류전 과립(Bead) 상태로 보관하고 있다.

2.2.3 입자성 오염의 문제점

수작업 분류시 작업과정에서 분진에 의한 작업자 및 작업장 주변의 입자성 오염이 발생 할 수 있다.

2.3 개발 내용

- ❑ 생성과 동시에 크기별 자동분류가 가능한 구조로 제작
  - 분말(1 mm이하) ➡ 재운전으로 정상과립 생성
  - 정상과립(1~13 mm) ➡ 폴리머고화드럼 생성
  - 덩어리(13 mm이상) ➡ 분쇄후 재투입
- ❑ 분말, 정상과립, 덩어리는 각각 별도 분류후 자동 이송
- ❑ 밀폐형 구조로 제작하여 분진에 의한 오염확산 방지
- ❑ 자동 분류작업으로 분류공정 최소화 및 피폭저감화 실현

Table 1. Automatic sorting device specifications

구 분	내 용
분류틀 규격	1,260mm(L)×700mm(D)×1,000mm(H)
분류장치 규격	Ø500mm×1,190mm(L), 경사도(3°)
재 질	STS304(스테인레스) 분류틀 및 분류장치 Frame : 1.5t 분류망 : 1t 투시창(폴리카보네이트) : 5t
분 류 망	분말(1mm이하) : Ø0.9mm타공판 정상과립(1~13mm) : Ø14mm타공판
분 류 종 류	3종(1mm이하, 1~13mm, 13mm이상)
회 전 수	15rpm
과립 이송방법	Ring Blower 이송
구 조	밀폐형 구조

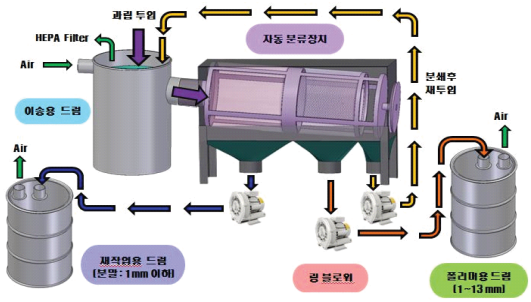


Fig. 2. Automatic classification flow.

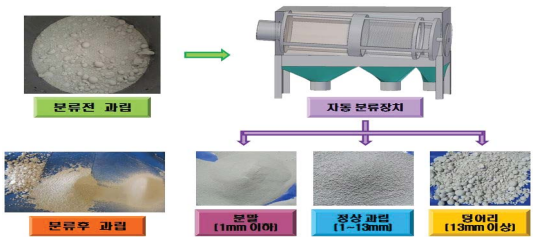


Fig. 3. Automatic classification process.

Table 2. Classification results

설명	분류기 경사도	회전수 (rpm)	총 과립량 (kg)	종류별 분류량 (kg)		
				분말 (%) (1mm 이하)	정상과립 (%) (1~13mm)	덩어리 (%) (13mm 이상)
1차	5°	20	30	3.9 (13%)	16.6 (55%)	9.5 (32%)
2차		15	30	4.2 (14%)	16.9 (56%)	8.9 (30%)
3차	3°	20	30	4.0 (13%)	16.8 (56%)	9.2 (31%)
4차		15	30	4.4 (15%)	17.1 (57%)	8.5 (28%)

※ 경사도 3°, 회전수 15rpm에서 정상과립(1~13mm)의 양이 가장 많이 분류됨

Table 3. Results of radiation exposure

구분	농축폐액 과립(Bead) 드럼 선량	작업인원	평균 분류 작업시간	예상 피폭선량	비 고
1	0.1 mSv/hr	2명	2시간	0.4 man-mSv	-
2	0.5 mSv/hr	2명	2시간	2.0 man-mSv	-
3	1 ~ 2 mSv/hr	2명	2시간	4 ~ 8 man-mSv	분류작업 불가 (장기보관)

Table 4. Cost of radiation exposure

피폭선량 준위 (mSv)	0 ~ 1	1 ~ 5	5 ~ 10	10 ~ 20	20 ≤
선량 금전가 (US$/man-mSv)	50	200	1,000	4,000	8,500

참조 : 2011년도 대한방사선방어학회 춘계학술발표회 (방사선보건연구원)

드럼 선량	연간 분류 작업시간	예상 피폭선량	선량 금전가 (US$/man-mSv)	연간 피폭선량 금액 (1 us$ = 1,100 W)
0.1 mSv/hr	36시간 (2시간/일 X 3일/월 X 6월(회)/년)	3.6 mSv	200	720 US$ (792,000 W)
0.5 mSv/hr	36시간 (2시간/일 X 3일/월 X 6월(회)/년)	18 mSv	4,000	72,000 US$ (79,200,000 W)

2.4 기대효과

○ 방사선 피폭 및 비용 저감

모든 농축폐액 과립(Bead) 드럼은 자동 분류장치에 의해 분류됨으로써 분류작업시 작업자 예상 피폭선량은 없으며, 따라서 피폭에 따른 방사선방호 최적화를 위한 비용 부담도 저감할 것으로 기대함.

3. 결론

농축폐액 과립(Bead) 자동분류장치는 과립(Bead)을 생성과 동시에 크기별 자동분류가 가능하여 업무효율이 증대되고, 방사선량이 높은 과립(Bead) 드럼도 분류가 가능하게 된다. 또한 자동 분류장치 외형은 밀폐형 구조로 분진에 의한 오염확산을 방지할 수 있고, 투시창을 통해 분류작업 점검 및 확인이 가능하며, Ring Blower를 이용 과립(Bead)을 원하는 위치로 이송할 수 있다. 또한 수작업 분류로 인해 발생되었던 불필요한 방사선 피폭을 획기적으로 저감할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 신고리 제2발전소 운영절차서 방사선-8353 피폭방사선량 관리

[2] 신고리 제2발전소 운영절차서 방사선-8610 관리구역내 고체 방사성폐기물 관리

[3] 신고리 제2발전소 운영절차서 방사선-8670 농축폐액처리설비 운전

[4] 신고리 제2발전소 운영절차서 방사선-8740 폐기물고화처리설비 운전

[5] 2011년 대한방사선방어학회 춘계학술발표회 논문(방사선보건연구원)

해체 부지 방사능 측정을 위한 백그라운드 저감형 플라스틱 검출기 제작

유지현*, 서범경, 홍상범, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjh1015@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체에 따른 부지의 최종 개방 및 재이용을 위해서는 일반 환경 수준의 방사선 준위를 나타내는지에 대한 정확한 잔류 방사능 측정을 통해 부지개방기준(Site Release Criteria) 기준치 이하임을 입증하여야 한다.

부지 방사능의 경우 지각 중에 존재하는 자연방사성 핵종과 우주선 등으로 인한 백그라운드가 증가되어 측정 시 컴프턴 산란에 의한 감마선의 백그라운드가 넓은 영역에 걸쳐 컴프턴 연속부(Compton continuum)를 형성하기 때문에 저 에너지 영역에 대한 오염 핵종과 방사능을 정확하게 측정하기 어렵다. 저 에너지 영역에 대한 백그라운드는 측정하고자 하는 감마선의 검출에 영향을 미치게 되어 측정의 불확도가 높아지기 때문에 규제해제를 위한 부지의 정확한 잔류 방사능 측정의 신뢰성이 저하된다. 그러므로 부지의 오염 핵종을 정확하게 측정하기 위해서는 백그라운드에 대한 정확한 측정 및 보정을 위한 저준위 방사선 측정 시스템이 요구된다. 통상적으로 외부 백그라운드의 경우 두꺼운 차폐체를 사용하여 저감화 시킨다. 이 경우 핵종 분석에 방해되는 백그라운드에 대한 피크는 제거할 수 있으나 차폐체의 크기와 무게로 인해 신속하게 측정해야 하는 현장 측정의 경우 어려움이 있다. 반면 감마선과 검출기 물질과의 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 제거하기 위한 방법으로는 컴프턴 억제형 검출(anti-coincidence detection) 시스템이 있다[1-2]. 컴프턴 억제형 검출기는 주 검출기에서 발생하는 컴프턴 산란에 의한 감마선을 주변의 억제 검출기를 이용하여 측정한 후 동시에 검출된 신호를 주 검출기 신호 스펙트럼에 기록하지 않는 방법으로 컴프턴 산란에 대한 백그라운드 신호를 제거하여 검출 하한 값을 낮출 수 있다.

본 연구에서는 저준위 부지 방사능 측정 시에 요구되는 낮은 검출하한 값을 얻기 위해 Monte Carlo 방법을 이용하여 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 제거할 수 있는 최적의 억제형 검출기를 설계하고, 이에 대한 성능을 평가 하였다.

2. 본론

2.1. 컴프턴 억제형 검출기 모사

컴프턴 억제형 검출기는 저준위 방사능을 측정하기 위하여 컴프턴 산란에 의한 저 에너지 영역에서 생성되는 백그라운드 연속부(Compton continuum)를 저감시켜 스펙트럼 분석의 검출 한계를 향상시키기 위해 사용된다.

본 연구에서는 Monte Carlo 방법을 이용하여 Fig. 1과 같이 main 검출기로 HPGe 검출기를 사용하고 그 주위에 guard 검출기인 plastic 검출기를 배치하여 컴프턴 억제검출기의 성능을 평가하였다. 감마선의 에너지 스펙트럼을 획득하기 위해 주 검출기로 에너지 분해능이 높은 HPGe 검출기를 사용하고 그 주위에 guard 검출기로는 감마선의 에너지의 검출 효율이 낮고 에너지 분해능은 떨어지나 비용이 적게 들고 섬광체의 크기와 모양을 자유자재로 제작할 수 있는 장점[3-4]이 있는 plastic 검출기를 배치하여 현장 측정에 유용하게 사용될 수 있도록 구성하였다. 검출기와 표준선원과의 거리는 1m로 하고, 표준선원은 ^{137}Cs을 이용하였으며 HPGe 검출기와 plastic 검출기의 검출면이 일치되는 기점을 기준으로 plastic 검출기 높이 +1cm에서 시작하여 가로 방향으로 +1cm씩 증가 시켜가며 컴프턴 억제 감마선 스펙트럼을 모사 하였다.

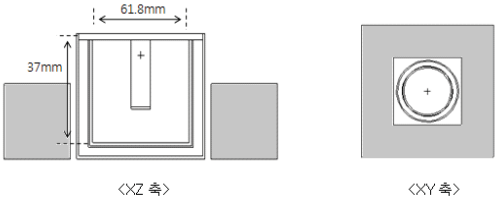


Fig. 1. Design of Compton suppression detector using MCNP.

2.2. 컴프턴 억제형 검출기 성능 평가

이 검출 시스템은 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 억제하고 분석의 정확도를 높이기 위해 설계 되었다. 그리고 컴프턴 억제형 검출기의 성능 평가를 위한 컴프턴 산란 연속부의 억제비(RF)는 다음과 같이 정의하였다.

$$RF = \frac{n_N}{n_{CS}} \quad (1)$$

여기서, n_N은 보통 측정 시의 컴프턴 연속부에서의 계수치이고, n_{CS}는 컴프턴 억제형 시스템을 이용하여 측정한 컴프턴 연속부의 계수치이다.

이러한 Monte Carlo 모사를 통해 컴프턴 억제형 시스템을 이용하여 guard 검출기를 다양한 크기로 변화시키면서 컴프턴 연속부의 저감화 정도를 평가하였다. 측정한 결과를 바탕으로 일반 환경에서의 측정 시에 요구되는 검출하한 값의 변화를 함께 평가하였다.

Fig. 2는 Monte Carlo 모사를 통한 컴프턴 억제 검출기의 크기에 따른 산란 감마선이 억제 되는 결과를 나타낸 그래프이다.

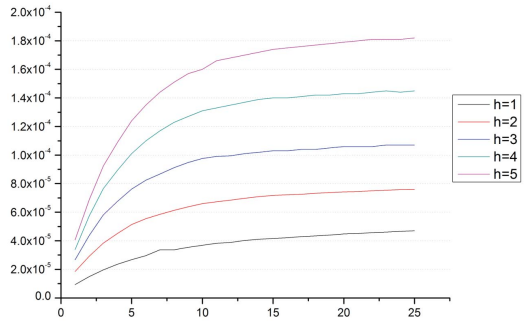


Fig. 2. Performance evaluation of Compton suppression detector using MCNP.

위와 같이 모사 결과를 바탕으로 현장 측정 시 사용할 수 있는 최적의 컴프턴 억제형 검출기 제작 조건을 도출하여 성능을 평가하였다.

3. 결론

해체 및 오염된 부지를 최종 개방하기 위해서는 부지의 오염 정도를 정확히 평가해야 한다. 이러한 부지의 최종잔류방사능 측정 시에 요구되는 저준위 방사능 측정 시스템을 개발하기 위하여 컴프턴 억제형 검출 시스템 구성하고 이를 Monte Carlo 모사를 통해 성능을 평가하였다.

컴프턴 억제형 검출 시스템을 사용할 경우에는 기존의 무거운 납 차폐체를 사용하지 않고, 방사능 측정 시의 검출하한 값을 상당 부분 낮출 수 있었다. 또한 현장 측정에서 신속하게 측정할 수 있는 저준위 측정을 위한 guard 검출기 크기의 최적화 조건이 도출되었다.

이로써 검출기 억제형 시스템에 대한 최적화된 설계는 현장 측정이 요구되는 부지 오염도 측정 시에 유용하게 이용될 수 있을 뿐만 아니라 측정 결과의 신뢰도도 함께 확보할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] M. Tsutsumi, T. Oishi, N. Kinouchi, R. Sakamoto and M. Yoshida, "Design of an Anti-Compton Spectometer for Low-level Radioactivive Wastes using Monte Carlo Techniques", J. Nucl. Sci. & Tech. 39(9), pp. 957-963 (2002)

[2] A. de Vismes, R. Gurriaran and X. Cagnat, "Anti-Compton gamma spectrometry for environmental samples", Radioprotection 44(5), pp. 613-618 (2009)

[3] Y. H. Kang and S. Y. Lee, SAEMULLI 11, 97 (1971)

[4] S. T. Park, Y. S. Kang, T. K. Yang, G. D. Kim, D. W. Lee, T. I. Ro abd S. Y. Lee, SAEMULLI 36, 572 (1996)

회전 디스크 전극을 이용한 고온 용융염 내 란타나이드 이온의 전기화학적 연구

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

1. 서론

파이로 공정을 이용하면 사용후핵연료를 미래 선진 원자력 연료의 원료인 우라늄 금속과 초우라늄 원소를 재활용할 뿐만 아니라 사용후핵연료의 부피를 크게 줄일 수 있다. 파이로 공정은 고온 용융염에 녹아있는 다양한 원소들의 전기화학적 전착반응, 해리 반응을 통하여 수행한다. 이 파이로 공정 연구의 성공적인 완수를 위해서는 고온 용융염 내에 녹아있는 다양한 원소들의 화학적, 물리적 특성들을 정확히 파악하여야한다. 특히, 악티나이드 및 란타나이드 원소의 확산계수, 겉보기환원전위, 속도상수, 전자전이상수, 교환전류 등은 파이로 공정의 전산모사 및 디자인을 위한 필수적인 변수들이다.

지금까지 이러한 전기화학적 변수 중 확산계수, 겉보기환원전위 등은 전통적인 전기화학적 측정법 (순환전압전류법, 일정전류법, 일정전압법)을 이용하여 측정, 연구해왔다. 하지만 회전 디스크 전극을 이용한다면 확산계수를 보다 정확하게 측정할 수 있을 뿐만 아니라 Tafel 기울기, 교환전류 등도 쉽게 측정할 수 있다.

하지만 지금까지 고온 용융염 상태의 환경적인 면과 전극 면적을 일정하게 유지할 수 없다는 문제점으로 인하여 회전 디스크 전극 측정법을 고온 용융염환경에 적용한 실험은 거의 보고되지 않았다. 이에 본 연구에서는 회전 디스크 전극 측정법을 고온 용융염 환경에 도입하여 고온 용융염 내에 녹아있는 란타나이드 원소의 확산계수, Tafel 기울기, 교환전류를 구하여 보고하고자 한다.

2. 실험

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

LiCl-KCl 공융염과 란타나이드 시약은 알드리치사와 알파사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였다.

전기화학 셀은 알루미나를 이용하여 제작하였고 작업전극으로는 텅스텐봉을, 기준전극으로는 1 wt% AgCl이 녹아있는 LiCl-KCl 공융염에 은선을 넣어 사용하였다. 포텐시오시타트는 Gamry 사의 Reference 3000과 Autolab 사의 PGSTAT장비를 사용하였다. Fig. 1은 회전디스크 전극 측정을 위한 시스템의 대략도를 보여주고 있다.

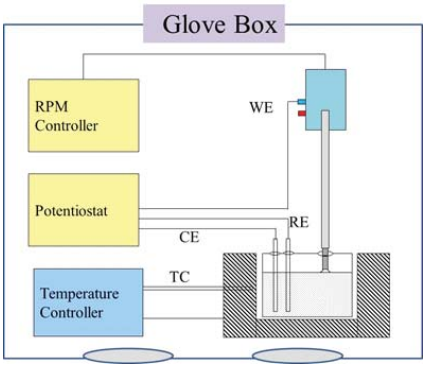


Fig. 1. Schematic of an rotating disk electrode system.

3. 결과 및 토의

구축한 회전디스크 전극 측정 시스템을 테스트하기 위하여 회전 디스크 전극을 작업전극으로 사용하여 순환전류전압곡선 측정 실험을 수행하였다. Fig. 2는 500℃의 LiCl-KCl 고온 용융염에 $SmCl_3$를 녹인 후, 텅스텐봉을 작업전극으로 사용하여 다양한 주사속도에서 측정한 순환전압전류 곡선과 주사속도에 따른 피크전류 그래프를 보여주고 있다. 주사속도가 증가함에 따라 Sm의 산화환원 반응 전류가 증가하고 있으며 측정된 피크전류는 주사속도의 제곱근에 선형적으로 증가함을 알 수 있다. 이는 일반적으로 알려진 $Sm^{2+/3+}$ 산화환원 전류가 고온 용융염 내 Sm이온의 확산

에 의해 지배된다는 사실과 잘 일치하고 있다. 또한 회전 디스크 전극 측정 시스템의 전극 면적이 일정하게 유지됨 의미한다.

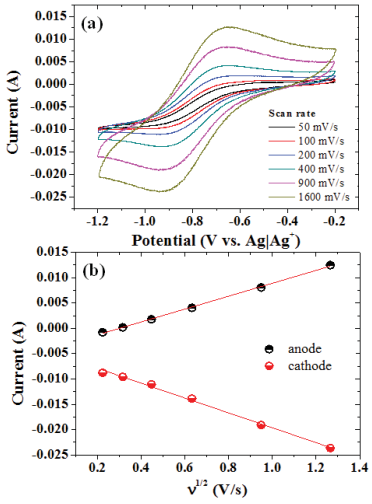


Fig. 2. Cylic voltammograms(a) for $Sm^{3+/4+}$ redox couple in LiCl-KCl at various scan rates. (b) Scan rate dependence of the peak currents measured in the CV.

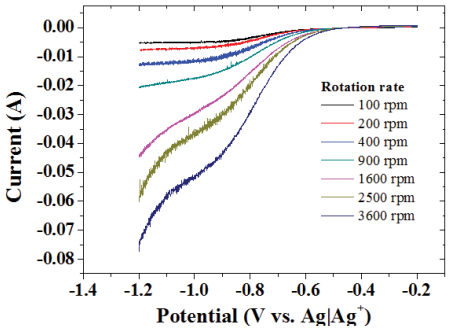


Fig. 3. Rotating disk electrode voltammograms obtained from W electrode in LiCl-KCl containing YbCl3 at 500℃.

Fig. 3은 W RDE 전극을 이용하여 $SmCl_3$가 녹아 있는 고온 용융염에서 측정한 선형주사 전압전류 곡선이다. 초기 -0.2 V에서 시작하여 -1.2 V까지 주사한 결과로 순환전압전류곡선에서 나타난 바와 같이 약 -0.5 V 근처에서 환원 전류가 증가하기 시작하여 -0.8 V까지 급격하게 증가하고 -0.8 V 이하의 전위에서는 전류가 일정화되고 있다. 또한 회전 디스크 전극의 회전 속도를 증가시킴에 따라 환원반응 전류가 증가함을 알 수 있다. 이 결과는 회전속도가 증가함에 따라 전극으로 다가가는 용질의 양이 증가하기 때문이다. 이 결과로부터 아래 Levich 식을 이용하면 확산계수를 구할 수 있다.

$$I_L = 0.62nFAD_0^{2/3}\omega^{1/2}\nu^{-1/6}C_0 \qquad (1)$$

Levich 식에서 나타낸 것과 같이 회전속도($\omega^{1/2}$)를 측정된 전류에 대해 도시하면 측정된 전류가 회전속도($\omega^{1/2}$)에 선형적으로 비례하였다. 회전속도($\omega^{1/2}$)와 전류의 선형 관계 기울기를 측정하여 고온 용융염 내에서 Sm 양이온의 확산계수를 구할 수 있었으며, 또한 측정 결과를 이용하여 Tafel 그래프를 그렸으며 Tafel 그래프로부터 Tafel 기울기, 전자전이 계수, 교환전류를 측정하였다.

4. 결론

고온 용융염에 녹아있는 란타나이드 이온의 전기화학적 변수를 정확하게 측정하기 위하여 고온 용융염 내 회전 디스크 전극 측정 시스템을 도입하였다. 회전 디스크 측정 시스템이 고온 용융염에서 잘 운용됨을 확인하였으며 고온 용융염 내 녹아있는 란타나이드 원소의 확산계수, Tafel 기울기, 전자전이 계수, 교환전류를 측정하였다. 또한 측정한 결과를 순환전압전류 측정법, 일정전위법에서 측정한 결과와 비교하여 보고하고자 한다.

5. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원받았습니다.

6. 참고문헌

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

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

[3] S.-E. Bae, Y.-H. Cho, Y. J. Park, H. J. Ahn, and K. Song, Electrochem. Solid-State Lett., **13**, p. F25, 2010

[4] Y. I. Chang, *Nucl. Technol.*, **88**, p. 129, 1989

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

EFFECT OF RARE EARTH COMPONENTS ON PRODUCT CONSISTENCY TEST (PCT) BORON RELEASE

Syazwani Mohd Fadzil[1*], Pavel Hrma[1,2]
[1]Pohang University of Science and Technology (POSTECH), Pohang, Korea
[2] Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, United States
[*]mfsyazwani86@postech.ac.kr

1. Introduction

The radioactive wasteform should have a high waste loading, should be easy to process, and should possess a good chemical durability. Borosilicate glass meets these three conditions to a high degree. Out of various tests that have been developed to assess the chemical durability of nuclear waste glass, the product consistency test (PCT) has been selected as an acceptability gauge for the geological repository. A property-composition database, compiled from more than 50 studies, contains around 3406 nuclear waste glass compositions of which over 1600 possess valid PCT boron release data [1].

The American Society for Testing and Materials (ASTM) [2] specifies the step-by-step procedures for PCT A and B. Whereas PCT B allows for a wide range of test durations and temperatures, PCT A is restricted to 90°C and 7 days. The database mentioned above contains PCT A responses for boron, sodium, lithium, and silicon that are required for nuclear waste glass acceptability. To perform the PCT A, the glass sample is crushed into -100 to +200 mesh particle size, washed several times with ethanol and deionized water (DIW), and then dried. After that, 1.5-g glass samples and 15-ml DIW are added into a sealed Teflon vessel and placed in an oven for seven days at 90°C. Each batch of glasses contains a vessel with 15-ml DIW as a blank. The leachates are analyzed with the inductively coupled plasma-mass spectroscopy (ICP-MS) [1, 2]. The *i*-th element normalized release is calculated using the formula [3]:

$$r_i = \frac{c_i - c_{Bi}}{g_i \sigma} \quad (1)$$

where c_i is the *i*-th element concentration in the PCT solution, c_{Bi} is the *i*-th element concentration in the blank, g_i is the *i*-th element mass fraction in glass, and σ is the glass surface-to-solution volume ratio (σ =2000 m^{-1}).

The goal of this study is to estimate, using the database [1], the effect of borosilicate glass components, mainly the rare earths, on the PCT boron release. Because boron is fully released into the solution during aqueous corrosion of borosilicate glass, its normalized release is a measure of glass network dissolution.

2. Method

The following equation was used to relate the normalized releases to glass composition [3]:

$$r_i = \exp\left(\sum_{i=1}^{N} b_i g_i^N\right) \quad (2)$$

where b_i is the *i*-th component coefficient and N is the number of components in glass for which the model was fitted.

3. Results and Discussion

The composition region of the property composition database [1] lists over 40 glass components. For simplicity, we narrowed the composition region to 15 components by treating the remaining components, including several minor rare earth oxides, as a single component called “Others”. Table 1 summarizes composition ranges of the selected components for two models defined below. Note that their minimum content is 0 except for SiO_2andNa_2O.

Eq. (2) was fitted to 1627 normalized boron release data using the least squares regression. The squared differences between measured and calculated normalized releases of boron are plotted in Fig. 1 versus the number of data.

Compositions with the squared difference larger than 0.34 were eliminated from the second fit, in which 1004 data were used. Component coefficients from the two fits, one to all 1627 data ($b_{i,a}$) and the other to 1004 data and ($b_{i,b}$) are listed in Table 2.

As Table 2 indicates, the component coefficients for basic components (the top 10 in the table) are similar for both fits even though the correlation coefficient value, R^2=0.50,of the$b_{i,a}$fit was artificially increased to 0.85 when the outlying data were eliminated in the $b_{i,b}$ fit. Rather unexpectedly, Gd_2O_3, La_2O_3,and Nd_2O_3 increase the boron release, nearly as much as alkali oxides (Li_2O and Na_2O), whereas Ce_2O_3has an opposite effect. The apparent negative impact of $Nd_2O_3$is at variance with a previous study [1] in which 1100 data were taken into account. Note that the absolute values of rare

earth coefficients decreased (Table 2) when the component ranges became narrower in the $b_{i,b}$ fit (Table 1), indicating strongly non-linear responses.

Fig. 2 plots measured versus calculated normalized boron PCT releases in log-log scale. The grey data points (circle) represent the $b_{i,a}$fit (N=1627) and the black data points (rectangular) represent the $b_{i,b}$ fit (N=1004).

Note that the first-order model, Eq. (2), does not fit PCT data over the four orders of magnitude of the measured values. It overpredicts low releases and underpredicts high releases. The low R^2 of the $b_{i,a}$fit indicates that the first-order model does not represent the data over the full composition region shown in Table 1. In fact, the first-order model, Eq. (2), represents less than two thirds of all data. Therefore, the component coefficients listed in Table 2 only indicate the trends at which rare earth oxides are likely to affect the PCT responses. A study designed to investigate the rare earth component effects is clearly needed.

4. Conclusions

The effect of rare earth oxides on the PCT boron release was estimated by fitting Eq. (2) to 1627 data. The results indicate that Gd_2O_3, $La_2O_3$and Nd_2O_3 tend to decrease chemical durability of borosilicate glasses (i.e., increase the normalize releases of boron), whereas Ce_2O_3has a beneficial effect.

5. Acknowledgement

This research project was supported by World Class University (WCU) Program (R31-30005). The authors would like to thank Wooyong Um for support and funding.

6. References

[1] JD Vienna, A Fluegel, DS Kim, P Hrma, Glass Property Data and Models for Estimating High-Level Waste Glass Volume, PNNL-18501, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, 2009.

[2] ASTM C1285-02 (Reapproved 2008). Standard Test Methods for Determining Chemical Durability of Nuclear, Hazardous, and Mixed Waste Glasses and Multiphase Glass Ceramics: The Product Consistency Test (PCT), American Society for Testing and Materials.

[3] P Hrma, DJ Bates, PR Bredt, JV Crum, LR Greenwood, HD Smith, Vitrification and Product Testing of AZ-101 Pretreated High-Level Waste Envelope D Glass, PNWD-3499, WTP-RPT-116 Rev 0, 2004.

Table 1. Composition region for [a]all data and [b]selected data

Component	[a]Ranges (wt%)	[b]Ranges (wt%)
Al_2O_3	0 - 0.266	0 - 0.250
B_2O_3	0 - 0.202	0 - 0.200
CaO	0 - 0.150	0 - 0.150
Fe_2O_3	0 - 0.264	0 - 0.243
K_2O	0 - 0.100	0 - 0.099
Li_2O	0 - 0.090	0 - 0.090
Na_2O	0.008 - 0.350	0.008 - 0.300
P_2O_5	0 - 0.131	0 - 0.131
SiO_2	0.174 - 0.765	0.236 - 0.731
ZrO_2	0 - 0.165	0 - 0.165
Ce_2O_3	0 - 0.077	0 - 0.062
Gd_2O_3	0 - 0.080	0 - 0.065
La_2O_3	0 - 0.057	0 - 0.057
Nd_2O_3	0 - 0.086	0 - 0.082
Others	0 - 0.345	0 - 0.336

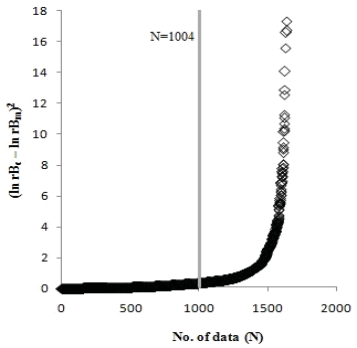


Fig. 1. Squared difference (calculated minus measured) of PCT boron releases versus number of compositions.

Table 2. Component coefficients based on all data ($b_{i,a}$) and selected data ($b_{i,b}$)

Component	$b_{i,a}$	$b_{i,b}$
Al_2O_3	-17.02	-16.15
B_2O_3	10.64	11.02
CaO	-6.70	-6.46
Fe_2O_3	-4.57	-4.99
K_2O	10.30	9.01
Li_2O	22.58	21.25
Na_2O	13.16	12.77
P_2O_5	-5.35	-4.24
SiO_2	-4.47	-4.67
ZrO_2	-10.36	-9.05
Ce_2O_3	-24.04	-12.17
Gd_2O_3	21.25	10.86
La_2O_3	12.32	8.50
Nd_2O_3	19.50	18.58
Others	-2.74	-2.59

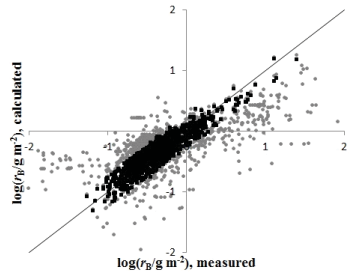


Fig. 2. Calculated versus measured PCT normalize boron release in log-log scale for $b_{i,a}$ (N=1627, grey data points) and $b_{i,b}$ fit (N=1004, black data points) fits.

MODEL RELATING PCT BORON RELEASE TO HLW GLASS COMPOSITION

Rahmatullah Farooqi[1*], Pavel Hrma[1,2]
[1]POSTECH, 77 Cheongam-ro, Nam-Gu, Pohang, Gyeongbuk, 790-784, Korea
[2]Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, United States
[*]rufarooqi@postech.ac.kr

1. Introduction

The processability and acceptability of a waste glass is specified in terms of its properties. To make waste glass, the waste must be mixed with glass-forming additives in proportions to obtain a target glass composition that must have properties within prescribed limits. Thus, waste glass compositions vary as a result of the changing composition of waste and optimization objectives of the formulation. An optimum glass will consider the expense along with other aspects of the glass and process.

Glass properties, such as viscosity, are functions of glass composition via glass structure. Glass durability, the resistance of glass to corrosion by aqueous media, is an exception. It is a complex phenomenon that only partially depends on glass structure. The rate of glass corrosion is controlled by diffusion and ion-exchange in glass, reactions at the glass-water interface, mass transfer through the reaction products, and precipitation of crystalline phases from the solution. Hence, glass corrosion is affected both by the glass and by the solution. The solution variables include the temperature, pH, concentration of ions in solution, etc. Moreover, the corrosion process proceeds through several phases.

Glass acceptability for the repository, a regulatory concept, is defined in the US by responses to standard durability tests. The Product Consistency Test (PCT) was chosen for U.S. high-level waste glasses. The 7-day 90°C PCT is defined by the American Society for Testing and Materials. The glass is ground, sieved, cleaned, and dried. Then 1.5 g glass particles is placed into a stainless steel container with 15 mL deionized water, sealed, and kept for 7 days at 90°C. The solution is filtered, acidified, and analyzed with inductively coupled argon plasma atomic emission spectrometer. Based on the analysis, normalized releases are computed for selected glass components (B, Na. Li) that reflect the amount of glass released per unit surface area.

The precise well-defined procedure of the test makes it possible to relate the PCT response to glass composition. However, no simple relationship between the PCT releases and glass composition can be expected because of the complexity of the corrosion process. The large and growing PCT database is available for a wide range of glass compositions [1]. We have used this database to fit the first-order model to the PCT boron releases.

2. Results

The database contains PCT normalized boron releases for over 1600 glasses with [1] with 39 components (oxides and F) with >1 mass%. The minor components (<1 mass%) were summed to a single component called Others.

The normalized release of an element (B, Na. Li) is equivalent to the mass of glass per unit glass-solution interface area that contained that element before it was released. The first-order model relates the normalized releases to glass composition by the equation.

$$r = \exp\left(\sum_{i=1}^{N} r_i g_i\right) \qquad (1)$$

here r is the normalized release, r_i is the i-th component coefficient, g_i is the i-th component mass fraction in glass, and N is the number of influential glass components including Others.

Table 1 shows the maximum content of the components (minimum was 0 for all components except SiO_2,B_2O_3,andNa_2O) and the component coefficients obtained by fitting Eq. (1) to 1641 PCT boron release data.

The correlation coefficient value of the fit was rather low, R^2=0.554. This low value indicates that the model is a poor predictor of the actual value of the normalized released of boron. However, the confidents help assess how in average the components affect the PCT response.

Coefficients values > 0.7 (ln r_i >2 g m^{-2}) indicate the components tend to decrease glass durability, whereas coefficients of <0.7 have a positive effect.

Fig. 1 displays the distribution of the squared deviations of estimated minus measured values, indicating, that a fraction of data (~300 out of 1641) are not represented by the model. Fig. 2 plots model estimates against measured values of the normalize PCT boron releases in logarithmic scales. The model overestimates the releases on the negative side, i.e., predicts higher-than-measured releases for exceptionally durable glasses. On the negative side, the model underestimates the releases, i.e., predicts lower-than-measured releases for exceptionally nondurable glasses.

Durability of most glasses is influenced by ~15 major components. Table 2 lists the component coefficients for the model fitted to 1554 glasses (87 glasses of extreme compositions, mainly those with excessive fractions of Others, were removed) and 16 major components plus Others (the sum of all remaining components).

Fig. 3 displays model estimates against measured values fort this reduced model. This model also predicts higher-than-measured releases for exceptionally durable glasses and lower-than-measured releases for exceptionally nondurable glasses. The correlation coefficient value, R^2=0.533, is only slightly lower than the model with 39 components.

As Figs. 2 and 3 indicate, most glasses have PCT releases within a relatively narrow range of values, between 0.05 and 7.3 g m^{-2}, i.e. -3.0 < $\ln(r_i/g\ m^{-2})$ < 2.0. For such glasses, the model does not seem to yield biased estimates, but its uncertainty is unacceptably high. Though higher-order models may be constructed with higher correlation coefficients [1,2], there is no solid scientific basis for such models. Higher-order models of glass properties reflect component interactions on molecular level, whereas glass corrosion is mainly controlled by diffusion through porous alteration layers.

Table 1. Maximum component mass fractions and the PCT first-order coefficients based on 1641 glasses and 39 components

	g_{iMax}	r_i		g_{iMax}	r_i
Al_2O_3	0.266	-17.14	F	0.068	-0.87
B_2O_3	0.204	11.70	Ga_2O_3	0.030	-25.75
CaO	0.150	-5.63	Gd_2O_3	0.081	16.42
Fe_2O_3	0.264	-6.00	HfO_2	0.031	-8.20
K_2O	0.210	9.78	La_2O_3	0.057	6.28
Li_2O	0.090	21.36	MnO	0.136	1.16
MgO	0.081	15.17	MoO_3	0.020	-5.32
Na_2O	0.257	13.79	Nd_2O_3	0.086	14.87
NiO	0.063	18.95	PbO	0.101	5.78
P_2O_5	0.131	-5.34	Sm_2O_3	0.045	28.88
SiO_2	0.765	-4.88	SnO_2	0.040	3.47
ZrO_2	0.165	-9.65	SO_3	0.025	-11.55
BaO	0.047	-5.61	SrO	0.299	-4.57
Bi_2O_3	0.164	4.04	ThO_2	0.060	-4.02
CdO	0.040	9.86	TiO_2	0.086	-14.05
Ce_2O_3	0.077	-9.51	UO_3	0.156	1.55
Cr_2O_3	0.059	8.05	V_2O_5	0.057	4.62
Cs_2O	0.012	-84.83	Y_2O_3	0.030	-4.54
CuO	0.057	4.47	ZnO	0.058	-8.15
Eu_2O_3	0.045	21.76	Others	0.093	-8.76

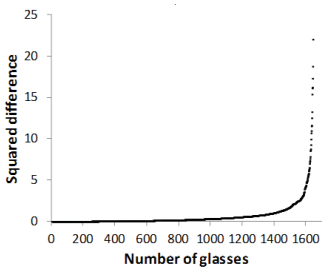


Fig. 1. Squared difference in g^2m^{-4}betweenestimatedandmeasuredPCTboronreleasesversusthenumberofglasses.

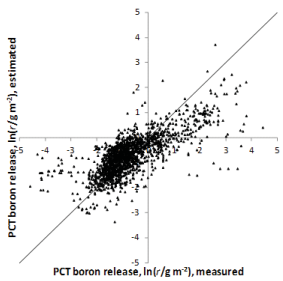


Fig. 2. PCT normalize boron release, estimated versus measured, based on 1641 data and 39 components.

Table 2. Maximum component mass fractions and the PCT first-order coefficients based on 1554 glasses and 17 components

	g_{iMax}	r_i		g_{iMax}	r_i
Al_2O_3	0.266	-15.78	P_2O_5	0.131	-4.55
B_2O_3	0.204	9.56	SiO_2	0.765	-4.84
CaO	0.150	-6.05	ZrO_2	0.165	-8.62
Fe_2O_3	0.264	-4.92	MnO	0.136	-2.38
K_2O	0.210	8.39	SrO	0.299	-4.29
Li_2O	0.090	20.29	TiO_2	0.086	-17.50
MgO	0.081	16.00	ZnO	0.058	-6.30
Na_2O	0.257	13.50	Others	0.241	-0.55
NiO	0.063	36.93			

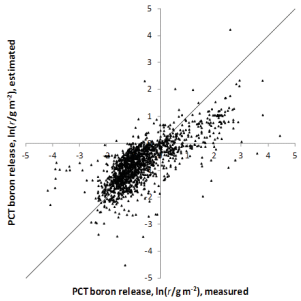


Fig. 3. PCT normalize boron release, estimated versus measured, based on 1554 data and 17 components.

3. Conclusions

Two first-order models were fitted to PCT normalized boron release data from simulated nuclear waste glasses. The first model was fitted 1641 compositions and provides coefficients for 39 glass components. The second model was fitted to 1554 glasses and 17 components. The simpler 17-term model performs as good, if not better, than the 39-term model, but neither model is an effective predictor. The models indicate the effects of various glass components on the PCT response, but because of their high uncertainty, they cannot be used for ranking glasses with respect to their PCT responses. Note that the PCT is a regulatory test that qualifies waste glass for acceptability to the repository, but is unrelated to the long-term durability because it does not quantify how environmental conditions impact the mechanisms that determine the residual rate of glass corrosion.

4. References

[1] JD Vienna, A Fluegel, DS Kim, P Hrma, Glass Property Data and Models for Estimating High-Level Waste Glass Volume, PNNL-18501, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, 2009

[2] GF Piepel, SK Cooley, I Muller, H Gan, I Joseph, IL 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

NP(Cu)-HYBRID제염공정에 의한 HANARO FTL시편 제염실증 시험

정준영*, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jjy87@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로 1차 계통 표면에 형성되는 부식산화막은 일반적으로 이중층으로 이루어진 것으로 알려져 있다. 외층은 Fe_3O_4, $NiFe_2O_4$ 등의 철성분이 주요 원소인 산화막이고, 내층은 $FeCr_2O_4$, Cr_2O_3 등 크롬성분이 주요 원소인 불침투성 산화막으로 되어있다. 이와 같은 산화막을 용해하기 위해서는 Fe^{3+}이온을 수용성 Fe^{2+}이온으로 환원시켜 용해하는 환원제염과 Cr^{3+}이온을 $Cr_2O_7^{2-}$나 CrO_4^{2-} 이온으로 산화시켜 용해하는 산화제염을 번갈아 적용해야 효과적인 것으로 알려져 있다.

산화제염은 AP 혹은 NP방법이 사용되고 있는데 AP는 모재 손상이 적은 반면 발생되는 폐기물이 많은 단점이 있고, NP는 폐기물량은 적게 발생되는 반면 AP에 비해 재료의 손상이 상대적으로 큰 것으로 알려져 있다. NP 제염제의 단점을 보완하기 위해 기존의 NP 제염제에 미량의 Cu^{2+}이온을 첨가한 산화제염제가 NP(Cu) 제염제이다. HYBRID는 EDTA, oxalic acid 등의 유기산을 배재한 hydrazine base reductive ion이 첨가된 환원제염제이다.

본 연구는 NP(Cu)-HYBRID 제염공정을 이용하여 HANARO fuel test loop에서 채취한 시편을 가지고 수행한 제염실증에 대한 내용으로 기존 NP용액과 NP(Cu)용액의 제염거동 특성을 비교하고 NP(Cu)의 실제 활용 가능성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

제염실증실험의 대상으로 304 stainless steel 재질의 HANARO FTL시편을 이용하였다. 이 시편은 Fig. 1의 그림과 같은 HANARO FTL 시설의 표시된 부분에서 sampling한 방사능 오염 시편이다. 시편은 내경 약 3 cm, 외경 약 4 cm의 관이 약 2 cm의 길이로 Cutting된 형태의 시편을 사용하였으며 시편의 자세한 형태는 Fig. 2에 나타내었다. 실험 시에 사용한 제염용액들은 Table 1에 정리하였다. 실험 시 제염용액의 온도는 93℃, 제염시간은 10시간씩 산화 및 환원제염단계에 적용하였고 총 2회 적용하였다. 이와 같은 방법을 통해 NP-HYBRID와 NP(Cu)-HYBRID의 제염실증 실험을 진행하였다.

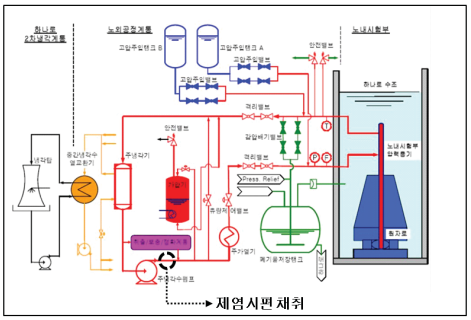


Fig. 1. P&I diagram of HANARO FTL and Sampling position for decontamination specimen.

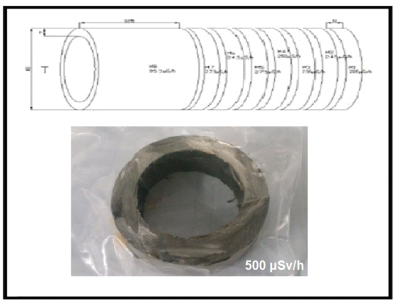


Fig. 2. Dimension and shape of the specimen for decontamination.

Table 1. Composition of decontamination solution

	NP-HYBRID	NP(Cu)-HYBRID
산화제염제	[NP] 0.61g/L $KMnO_4$ + 457㎕/L HNO_3	[NP(Cu)] 0.61g/L $KMnO_4$ + 457㎕/L HNO_3 + 0.5mM Cu^{2+}
환원제염제	[HYBRID] 0.07M N_2H_4 + 4.8ml/L HNO_3 + 0.0362g $Cu(NO_3)_2$	[HYBRID] 0.07M N_2H_4 + 4.8ml/L HNO_3 + 0.0362g $Cu(NO_3)_2$

2.2 실험결과

HANARO FTL시편을 이용한 제염실증 결과로써 NP-HYBRID공정과 NP(Cu)-HYBRID공정을 비교한 결과데이터를 Table 2와 같이 정리하였다. 제염단계마다 제염계수가 증가함을 확인할 수 있었고, 제염 단계에 대한 Contact dose rate의 그래프를 Fig. 3에 나타내었다. Fig. 3의 그래프를 볼 때 NP-HYBRID공정과 NP(Cu)-HYBRID공정의 각 제염단계에 대한 Contact dose rate결과가 거의 동일하게 나타난 것을 확인할 수 있었다.

Table 2. Data of demonstration decontamination test for NP-HYBRID and NP(Cu)-HYBRID Prosess

제염용액	제염단계	Contact dose rate, μSv/h	제염계수
NP-HYBRID	Before Decontamination	505	
	1st OX step	350	1.4
	1st RE step	40	12.6
	2nd OX step	33	15.3
	2nd RE step	8.7	58.0
NP(Cu)-HYBRID	Before Decontamination	503	
	1st OX step	360	1.4
	1st RE step	37	13.6
	2nd OX step	35	14.4
	2nd RE step	18	27.9

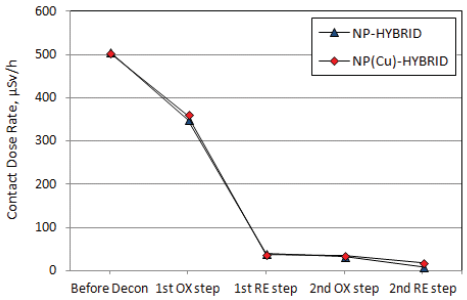


Fig. 3. Contact dose rate for the specimen at the each step of decontamination test for NP-HYBRID and NP(Cu)-HYBRID Prosess.

3. 결론

산화제로써 NP용액을 사용한 경우와 NP(Cu)를 사용한 제염실증실험의 결과가 거의 유사하였고, 1단계 산화환원단계에서 90%이상의 방사성물질이 제거됨을 알 수 있었다. 이는 기존의 NP 산화제염제에 Cu이온을 첨가하여도 기존의 NP제염제와 동등한 제염효과를 가지는 것을 의미한다. 따라서 본 연구를 통해 NP(Cu)산화제염제가 NP산화제염제의 단점인 재료부식에 대한 문제를 개선할 뿐 아니라 동일한 제염능력을 가지므로 NP산화제염제를 대체하여 실제 제염에 이용할 수 있는 제염제라는 것을 확인할 수 있었으며, 앞으로 이에 대한 세부적인 추가 연구를 통해 더욱 개선된 제염기술을 확보할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] M.E. Pick, "Decontamination of Nuclear Facilities" International Joint Topical Meeting ANS-CAN, pp. 3-5, 1982

[2] D. Bradbury, Review of Decontamination Technology Development 1977-2000, Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8. BNES 2000, p.173

제3분과

제염해체 및 방사성폐기물 처리 (Poster)

고방사화 절단 폐기물 저장용기의 최적 규격 결정

김근호*, 이종환, 최병선, 정관성, 현동준, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ghkim7@kaeri.re.kr

1. 서론

해체폐기물을 저장하는 용기의 형태, 치수에 의하여 핵심기기들의 절단 크기와 절단 경로가 설정되고 이를 통하여 전체적인 해체 시나리오가 갖추어 지며 운반방법이나 취급방법이 결정된다. 이 때문에 해체폐기물을 저장하는 용기의 형태 또는 치수는 해체 절차 수립시 중요한 설계변수로 작용하므로 해체공정 전 여러 가지 작업 상황 또는 작업 대상물을 기준으로 여러 종류의 폐기물 저장용기를 설계하는 것이 필요하다. 본 연구에서는 수송의 용이성과 저장, 폐기물 세절 등의 경제성을 기준으로 하는 두 종류의 폐기물 저장용기의 최적 용기 두께를 설정하였고 해체현장 적용성을 평가 하였다.

2. 본론

본 연구에서 폐기물로 고려된 대상은 원자로압력용기에서 발생하는 폐기물 중 상대적으로 고방사화 되어있는 부분으로 Fig. 1에 도시한 압력용기 및 압력용기 내부에 설치된 baffle, barrel, thermal shield 등과 같은 구조물이며 대상 폐기물은 제염과정 또는 운전정지 후 방치기간이 없었다고 가정하였다. 또한 해체상황에서 작업자의 외부피폭에 주된 영향을 미치는 핵종인 ^{60}Co를 대상핵종으로 선정하였으며 각각에 대한 방사화재고량은 Table 1과 같다.

Table 1. Radioactivity inventory of each highly irradiated component[1]

종류	방사화 재고량 (Bq/ton)
Baffle	4.74×10^{15}
Core Barrel	1.10×10^{15}
Thermal Shield	2.51×10^{14}
Pressure Vessel	9.58×10^{12}

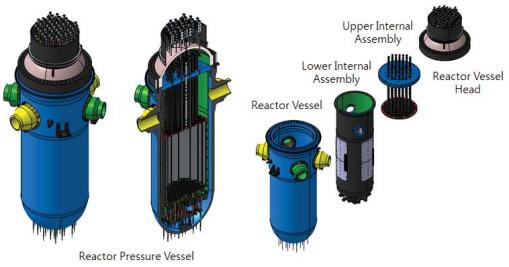


Fig. 1. Highly irradiated components in the Reactor Pressure Vessel(RPV).

검토된 저장용기는 수송의 용이성을 고려하여 일반적인 컨테이너 화물 적재중량 수준인 약 20 ton의 무게를 가지는 100 × 100 × 250 cm^3 크기의 저장용기(이하 20 ton 저장용기)와 폐기물의 세절 횟수 및 절단 거리 감소를 통하여 세절의 경제성을 확보할 수 있도록 내부 용적을 넓힌 200 × 100 × 250 cm^3 크기의 저장용기(이하 40 ton 저장용기)이다.

검토는 1차적으로 20 ton 저장용기를 기준으로 최적 두께를 검토한 후, 1차 검토된 데이터를 활용하여 40 ton 저장용기에 대한 최적 두께를 산출하였다.

한편 원자력안전위원회고시에 의하면 운송선박의 표면선량률은 용기 표면 상부 1 cm 위치에서 2 mSv/hr 이하로 유지하도록 고시되어 있다[2]. 이 때문에 처분 대상별 저장용기의 두께를 최적화하기 위한 기준으로 이 고시값을 적용 하였고 표면선량률 2 mSv/hr를 만족하는 저장용기의 최적두께를 결정하기 위하여, 저장용기의 크기는 고정시키고 두께를 변화시키는 방법으로 2 mSv/hr에 가장 근접한 두께를 도출하였다.

폐기물 및 저장용기의 재질은 밀도 7.8 g/cm^{3}의 철이고 용기 내부에 저장되는 폐기물의 부피는 두께별로 변하는 폐기물 저장용기의 내부용적과 동일한 것으로 가정하였다. 검토된 저장용기의 표면선량률은 Los Alamos National Laboratory 에서 개발된 대표적 몬테칼로 전산코드인 MCNP5를 이용하여 계산하였다.

20 ton 저장용기에 대한 각 핵심기기별 최적 두께 및 표면선량률은 baffle은 34.3 cm 두께에서 1.996 mSv/hr의 표면선량률이 도출되며, barrel은 30.9 cm 두께에서 표면선량률 1.959 mSv/hr임을 확인 할 수 있다. 또한 thermal shield는 두께 27.3 cm에서 표면선량률 1.966 mSv/hr, 상대적으로 가장 낮은 방사화재고량의 vessel은 두께 19.2 cm에서 1.971 mSv/hr의 표면선량률이 도출됨을 확인할 수 있다. 고방사화 핵심기기별 두께에 따른 표면선량률은 다음 Fig. 2와 같다.

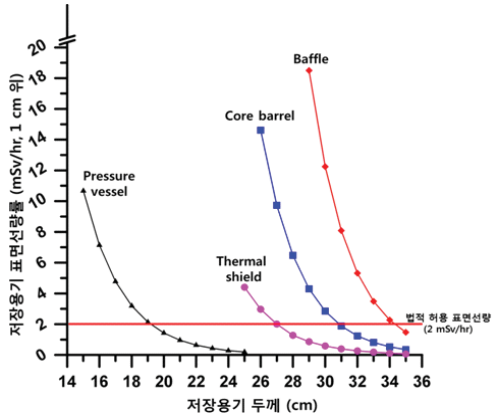


Fig. 2. Surface dose rate of thickness of storage container of each highly irradiated component in RPV.

40 ton 저장용기의 핵심기기별 최적 두께와 그때의 표면선량률은 20 ton 저장용기와 동일한 값으로 도출되었다. 용기의 넓이가 2배가 됨으로써 저장되는 폐기물의 양 또한 약 4.2 배 증가하였지만 표면선량률이 동일하게 나타난 이유는 두께가 30 cm 이상이 되는 폐기물의 자체흡수에 의한 것으로 판단된다. 선형감쇠계수(0.414 cm^{-1})를 바탕으로 차폐체 외부에서 농도를 구하면, 차폐체의 두께가 약 1.68 cm 일 때 초기농도의 절반이 되고, 약 5.57 cm 일 때 초기농도의 1/10로 줄어들게 됨을 알 수 있다. 또한 약 15 cm 이상일 경우 초기농도의 1/500로 감소하므로 폐기물 내부의 방사능은 폐기물 표면의 방사선량에 큰 영향을 주지 않는다(Fig. 3). 즉, 30 cm 이상의 두께를 가지는 폐기물 내부에서는 자체흡수의 영향은 상당히 클 것으로 판단된다.

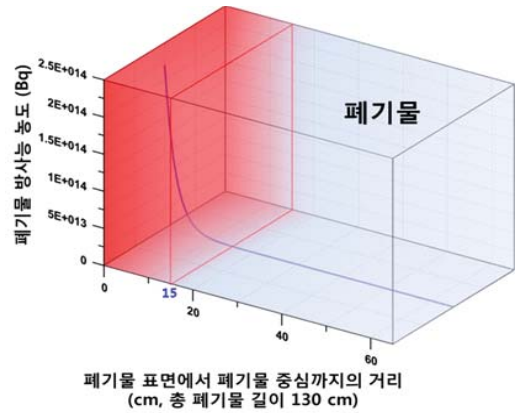


Fig. 3. Radioactivity concentration of radioactive waste by the distance.

3. 결론

본 연구에서는 원전의 해체시 합리적인 해체절차를 수립하기 위해 고려되는 주요 파라메타인 폐기물 저장용기의 최적 두께 결정 및 실제 해체 현장의 적용 타당성 검토를 수행하였다.

20 ton 저장용기는 고방사화 핵심기기별로 19.2 ~ 34.3 cm의 최적두께를 보였고 40 ton 저장용기 역시 같은 두께를 보였으며 약 4 배 이상의 내폐기물 부피가 증가함에도 불구하고 같은 최적 두께를 보인 것은 폐기물 내부의 자체흡수에 의한 영향으로 확인되었다. 이를 통하여 해체 후 폐기물 저장에 40 ton 용기의 적용이 유리할 것으로 판단된다.

차후에 폐기물 처분 비용, 저장용기의 운송비용과 관련된 추가적인 조사가 필요할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] KINS, Study on the safety evaluation Method development for D&D of Nuclear power plant, KINS/HR-444, 2002

[2] 원자력안전위원회, 제 2012-66호 중·저준위 방사성폐기물 운송선박의 방사선 안전관리 등에 관한 기술기준 제 4조 3항, 2012

3차원 디지털 모델을 이용한 고방사화 원자로압력용기 내부 구조물 세절 방안 도출

이종환, 김근호, 현동준, 정관성, 최병선*, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jhl@kaeri.re.kr

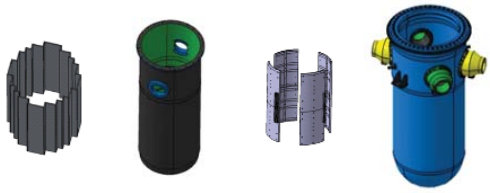
1. 서론

원전 내 핵심설비의 해체는 폐기물의 운송 적합성, 방사능 재고량, 저장용기 크기 등을 종합적으로 검토를 한 뒤 그 계획이 마련된다. 특히 방사화 재고량이 높은 원자로압력용기 내부 구조물은 폐기물 저장용기의 취급을 위해 적절한 표면 선량을 유지해야 하므로, 해체 절차의 계획시 많은 주의를 요한다. 본 연구에서는 원자로압력용기 내부 구조물 해체를 위한 계획을 수립하기 위한 주요 파라메터인 원자로압력용기 절단 폐기물의 최적 세절 형상을 도출하였다

2. 본론

2.1 세절 대상 고방사화 대형 핵심기기

본 연구에서는 원자로압력용기의 절단해체시 명확한 절단 계획이 필요한 원자로압력용기 내부 구조물을 대상으로 세절 방안을 도출하였다. 원자로압력용기로부터 발생되는 폐기물 중 상대적으로 대형이며, 고방사화 되어있는 주요기기는 Fig. 1과 같은 baffle, core barrel, thermal shield, pressure vessel이다.



(a) Baffle (b) Core barrel (c) Thermal shield (d) Pressure vessel

Fig. 1. Highly radioactive equipments in the RPV.

2.2 저장용기에 따른 세절 형상 최적화

폐기물의 세절형상은 저장용기의 형태와 수납가능 용량에 따라 결정되어 진다. 본 연구에서는 폐기물 저장용기의 자체제작을 가정하여, Table 1과 같은 용기를 설계하였다. 각 저장용기의 두께는 모두 표면선량분석을 통하여 결정되었으며, 모두 고시 기준인 2 mSv/hr를 초과하지 않는다[1].

Table 1. Set of waste storage containers

종류	20 ton 용기	40 ton 용기
치수 (cm)	100 × 100 × 250	200 × 100 × 250
목적	수송 용이성 고려	세절 경제성 확보
두께	- 34.5 cm (Baffle) - 31.0 cm (Core barrel, Thermal shield) - 20.0 cm (Pressure vessel)	

Table 1의 폐기물 저장용기를 바탕으로 원자로압력용기 내부 대형 고방사화 주요기기의 세절 형상을 최적하기 위하여 아래와 같은 주요 기준을 설정하였다.

- 절단 거리의 최소화
- 효율적인 절단 폐기물 수용

주로 원통형상의 원자로압력용기 내의 고방사화 내부 구조물을 저장용기 내에 수납하기 위하여, Fig. 2와 같은 세절 개념을 바탕으로 식 (1), (2)와 같은 세절 조건을 설정하였다.

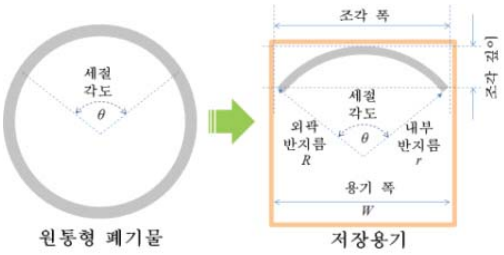


Fig. 2. Segmentation concept of cylindrical shapes.

$$R - r\cos\left(\frac{\theta}{2}\right) \le W \quad (1)$$

$$2R\sin\left(\frac{\theta}{2}\right) \le W \quad (2)$$

그 외 원통형상의 하부 세절은 세절의 용이성을 고려하여 등분하되, 저장용기에 가장 효율적으로 수납 가능한 형태로 최적화하였다. 또한, baffle과 같은 평판 구조물은 효율적인 수납과 절단 용이성을 우선 고려하여, 평판을 각각 분리한 후 저장용기에 수납 가능하도록 절단한다.

2.3 고방사화 압력용기 내부 구조물 세절 결과

Table 2, 3은 설정한 세절 개념에 따라 각 저장용기에 맞게 세절한 결과를 요약한 것이며, Fig. 3, 4는 그 세절형상을 나타낸다.

Table 2. Segmentation for 20 tons storage container

주요 기기	세절 각도(°)	높이 (mm)	개수 (개)	비고
Baffle	-	1800.00	96	일부 길이방향
	-	358.00	48	절단 필요
Core barrel	12	1880.00	60	-
	15	1880.00	48	-
	-	354.00	16	하부 바닥
Thermal shield	12.5	1880.00	16	-
	12.5	1819.00	16	-
	-	-	8	추가 세절 불필요
Pressure vessel	15	2100.00	24	-
	18	2100.00	60	-
	-	1318.04	21	하부 바닥
		총계	413	-

Table 3. Segmentation for 40 tons storage container

주요 기기	세절 각도(°)	높이 (mm)	개수 (개)	비고
Baffle	-	1800.00	72	-
	-	358.00	36	-
Core barrel	45	1880.00	32	-
	-	354.00	8	하부 바닥
Thermal shield	-	1880.00	4	-
	-	1819.00	4	추가 세절 불필요
	-	-	8	추가 세절 불필요
Pressure vessel	30	2100.00	12	-
	45	2100.00	24	-
	-	1318.04	9	하부 바닥
		총계	209	-

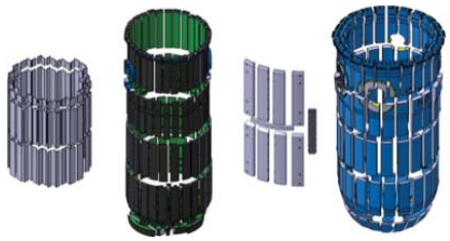


Fig. 3. Segmentation shapes for 20 tons storage container.



Fig. 4. Segmentation shapes for 40 tons storage container.

2.4 세절 결과 검토

Table 4는 저장용기별 최적 세절형상의 결과를 바탕으로 각 기기들의 절단 길이를 분석한 것이다. 분석 결과, 내부 용적이 적은 20 ton 저장용기에 최적화하여 세절 할 경우, 약 2배의 절단 작업이 필요함을 확인할 수 있다. 여기서 절단시간은 절단속도 30 mm/min, 작업시간 8 hr/일을 기준으로 순수한 절단시간만을 상정한 것으로 준비 및 이송 등에 필요한 시간은 포함하지 않았다.

Table 4. Comparison of cutting length

용기 종류	주요 수납물	절단길이(m)		절단 시간(일)
20 ton 용기	Baffle	164.03	738.73	51.3
	Core Barrel	259.81		
	Thermal shield	49.72		
	Pressure vessel	4265.17		
40 ton 용기	Baffle	116.42	369.84	25.7
	Core Barrel	108.23		
	Thermal shield	5.33		
	Pressure vessel	369.84		

3. 결론

본 연구에서는 원자로압력용기의 해체를 위하여 용기내 고방사화 내부 구조물의 최적 세절방안을 검토하였다. 3차원 디지털모델을 이용하여 설정된 저장용기에 최적화된 대형 고방사화 핵심기기의 세절안을 도출하였으며, 각 세절안에 대한 절단 길이를 분석하였다. 검토 결과, 폐기물 수납용량이 큰 저장용기에 대한 세절 방안이 경제적으로 우수한 것으로 판단되나, 중량으로 인한 운송시 문제는 추가 검토가 필요할 것으로 사료된다. 본 연구는 원자로압력용기 해체 시뮬레이션에 응용될 것이며, 관련 연구를 진행하면서 추가 보완될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회, '제 2012-66호 중·저준위 방사성폐기물 운송선박의 방사선 안전관리 등에 관한 기술기준 제 4조 3항', 2012

3D 형상데이터 및 다중 계측 시스템을 이용한 방사능 계측 방법 개발

이상철[1*], 김원석[1], 곽옥규[1], 어민훈[1], 문주현[2]
[1]BHI(주), 경남 함안군 군북면 장백로 122
[2]동국대학교, 경북 경주시 석장동 707
*sclee@bhi.co.kr

1. 서론

가동 원전 수의 증가와 원전 운전 이력의 증가에 따라서 다량의 금속폐기물이 생성되고 있다. 현재 금속폐기물은 최종 처분시설의 건설 지연으로 인해 임시 저장고에 보관 중에 있다. 보관 중인 방사성폐기물은 방사능 준위가 낮을 경우, 자체처분을 통해 처분이 가능하나, 자체처분 사례는 대부분 토양 및 콘크리트에 집중되어 있다. 금속폐기물을 자체처분 할 경우, 처분비용이 획기적으로 감소할 뿐만 아니라, 임시 저장고와 처분장 활용을 극대화할 수 있다. 대부분의 금속폐기물의 오염부위가 표면에 집중되어 있으므로, 간단한 처리과정을 통해 방사능 준위를 낮추어 자체처분이 가능하게 할 수 있다. 하지만 자체처분 허용기준을 만족여부의 평가가 쉽지 않아서 현재까지 자체처분 사례가 많지 않다. 금속 방사성폐기물의 경우, 저선량, 비균질 선원이며, 선원의 위치를 알 수 없는 단점을 가지고 있다. 본 연구에서는 이러한 금속 방사성폐기물의 특성을 고려한 평가방법을 제안하였다. 금속폐기물의 형상을 반영하기 위해 3D형상 데이터를 활용하였으며, 선원의 위치와 비균질성을 보정하기 위해 다중 계측 시스템을 적용하였다. 3D형상 데이터와 다중 계측 시스템을 통해, 방사선 차폐 해석 코드인 MCNP 코드의 입력문을 작성하여 실행하였으며, MCNP 코드 결과를 통해, 각 지점별 방사능을 도출할 수 있었다.

2. 본론

2.1 3D 형상 데이터

금속폐기물 내에서 선원의 분포를 알기 위해서는 제일 먼저 금속폐기물의 형상을 알고 있어야 한다. 선원은 금속폐기물의 표면이나, 내부에 존재한다고 가정할 수 있기 때문이다. 3D 형상 데이터는 3D 스캐너를 통해, 얻을 수 있다. 3D 스캔은 회전판 위에 금속폐기물을 위치시키고, 이를 일정 각도만큼씩 회전시켜며 스캔하고, 최종적으로 스캔이미지를 통합하는 과정을 통해 얻을 수 있다. 스캔데이터는 금속폐기물 표면의 공간좌표를 나타내는 파일로 나타내어진다. 이 공간좌표 데이터를 MCNP 코드의 geometry로 변환하기 위해서는 여러 가지 방법이 있을 수 있지만, 본 연구에서는 voxel화하여 입력하는 방법을 채택하였다. Fig. 1은 3D 스캔데이터의 MCNP입력문 변환 과정을 나타낸다. 이 과정은 자동화프로그램을 통해, 이루어지게 하였다. Fig. 2는 MCNP 입력문 자동작성 프로그램을 나타낸다.

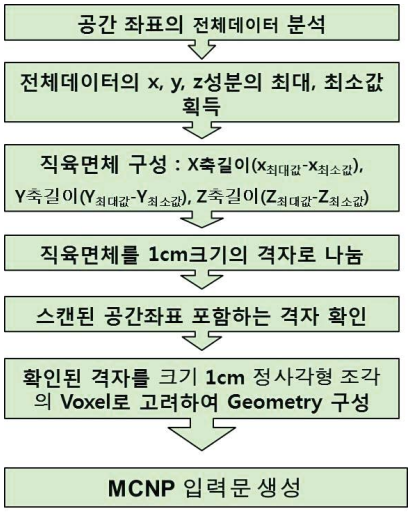


Fig. 1. Diagram for the conversion of volumetric coordinates to MCNP input.

2.2 다중계측시스템

금속폐기물의 방사능계측은 일반적으로 한 지점에서만 이루어졌다. 따라서 계측치는 전 방사성폐기물의 평균으로 고려되었다. 이는 규제해제 요건 적용 시 불리하게 적용되는데, 부분별 방사능 측정한 경우보다 최고 20배 높은 요건을 적용받게 된다 [1]. 이에 대한 합리적 평가를 위해, 본 연구에서는 방사성폐기물이 위치한 부분을 상, 중, 하와 왼쪽, 가운데, 오른쪽 부분으로 나누어 총 9개

지점의 방사능을 도출하도록 계획하였다. 방사능 계측기 3개를 3지점에 위치하게 하여, 각 지점의 계측카운트를 도출하였다. 계측카운트 수를 통해 각 지점의 방사능재고량을 도출할 수 있는데, 이는 사전에 특정 재고량에 따른 카운트 수에 대한 데이터를 MCNP 코드로 계산하여, DB를 만들고 이 DB 내용과 비교하여 도출할 수 있다. Fig. 3는 계측카운트를 통해 각 지점의 재고량을 도출하는 방법을 나타낸다. 계산된 9지점의 방사능의 크게 다르지 않다면, 분산값이 작으므로 규제해제 요건 적용에 유리하게 된다.



Fig. 2. MCNP input automatic making program.

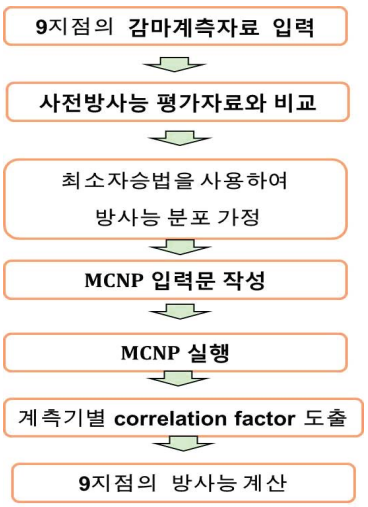


Fig. 3. Diagram for the calculation to the activities in 9 points from the counts on 9 points.

3. 결론

본 연구는 금속폐기물의 규제해제를 위한 합리적 방사능 평가방법을 제시하였다. 본 연구를 통해 선원의 위치가 비균질이고, 불명확하며, 금속에 의한 자체차폐가 이루어지는 금속폐기물에 대해 보다 합리적인 방사능을 도출할 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 정재학, “극저준위 방사성폐기물의 방사성핵종 분포유형에 기초하여 자체처분 기준 만족여부를 판단하기 위한 통계학적 접근방법”, J. of Korean Radioact. Waste Society, Vol. 8(2), pp. 123-133, June 2010

4A 제올라이트에 의한 고염 해수폐액에서 방사성핵종의 흡착 특성

이일희*, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 양한범, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

고염/고방사성 폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 비정상상태의 중대사고 시 발생하는 즉, 원자로 및 원자로 내 장전된 핵연료의 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 이의 일환으로 4A 제올라이트에 의한 고염 해수폐액에서 고방사성핵종의 흡착 특성 고찰한다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 모의 고염/고방사성 폐액

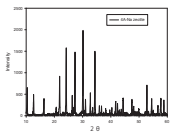
모의 고염/고방사성 폐액은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 그리고 NaI를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 그리고 Table 2는 본 연구에서 사용한 4A zeolite의 물성이다.

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 4A zeolite

Unit cell: $Na_{12}[(AlO_2)_{12}(SiO_2)_{12}]$ $27H_2O$, Si/A=1	
Average particle diameter,(㎛)	200~300
Specific surface area (m^2/g)	21.23
Average pore diameter, (nm)	6.83
Total pore volume, (cm^3/g)	0.0363



2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 모의 고염/고방사성 폐액 40 mL에 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 흡착능을 측정하였다.

2.1.3 분석

고염/고방사성 폐액 및 흡착 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, 결정구조는 XRD에 의해, 비표면적 및 세공 크기/부피는 N_2 가스 흡착에 의한 BET법으로 각각 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

Fig. 1은 V/m (mL/g) 비 변화에 따른 Cs과 Sr의 분배계수 (K_d) 이다. 이때 4A는 흡착제의 크기는 평균 약 254 ㎛ (48~65 mesh)이고, 용액 내 pH 변화는 7.21~7.80 이었다. Cs의 경우 V/m 비가 증가할수록 K_d가 다소 증가하고 있으나 증가폭은 미미하다. V/m=20인 경우 K_d는 92 정도이나 이때 Cs의 흡착율은 83% 정도로 Sr을 흡착시키기 위한 4A의 경우 Cs이 함께 흡착됨을 알 수 있다. 이는 4A의 투입량과 4A의 고유 구조에 기인한다. 즉 4A의 α-cage에서는 Sr이, β-cage 에서는 소량의 Cs 흡착이 일어나는데 4A 투입량이 증가되어 β-cage에서의 Cs의 흡착이 증가되어 나타나는 현상 같다. 한편 Sr의 경우는 V/m이 증가할수록 4A의 량이 감소하기 때문에 K_d가 급격히 감소하고 있으며, V/m=200에서도 K_d 값이 약 850 정도로 양호하나, ~10^3 이상의 값을 갖기 위

해서는 V/m=80 정도에서 수행하는 것이 좋으며, 이때 K_d는 1,930 정도로 97% 이상 흡착 제거가 가능하였다. 이로부터 4A에 의한 Sr의 흡착제거가 가능함과 다량 투입할 경우 Cs도 함께 공흡착 제거됨을 알 수 있다.

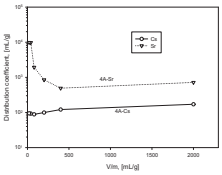


Fig. 1. Effect of V/m ratio.

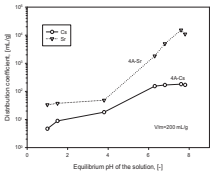


Fig. 2. Effect of pH.

Fig. 2는 용액의 pH 변화에 따른 Cs과 Sr의 K_d로 V/m=200 이었다. Cs의 경우 pH 증가에 따라 서서히 증가하고 있으며, pH 6 이상에서는 약 100 정도로 43~48% 흡착되고 있다. Sr의 경우 또한 pH가 증가할수록 급격히 증가하고 있으며, pH 7.8 정도에서는 약 $\sim 10^4$ 정도의 K_d 값을 보이고 있다. 그러나 pH <2 이하에서는 Cs과 Sr 각각 8%, 22% 흡착되었다. 이는 pH 2 이하에서 4A의 구조가 파괴된데 기인하는 것 같으며, 통상 제올라이트의 내산성은 10^{-1} M (pH 1) 이상의 질산용액에서는 구조가 파괴되고, 10^{-2} M (pH 2) 이하에서는 안정성을 유지하고 있다. Fig. 3는 4A의 입자크기 변화에 따른 Cs과 Sr의 K_d로 흡착은 4시간 동안 수행하였다. Cs의 경우 V/m이 증가할수록 흡착제의 량이 감소함에도 불구하고 K_d가 거의 변화가 없으며, pellet 형에서는 K_d가 40 이하로 V/m=40에서 최대 50% 까지 흡착되었으며, 입자형에서는 평균 크기 약 254 ㎛ 및 37 ㎛ 이하 모두 100 이하이며, V/m=40에서 최대 80% 까지 흡착되었다. Pellet 형에서 작은 값을 보이는 것은 pellet 형으로 성형할 때 통상 20~30% 정도의 binder가 함유되어 있기 때문이다. 반면에 Sr 경우는 V/m이 증가할수록 흡착제의 량이 감소하기 때문이며 K_d가 감소하고 있으며, pellet형의 경우 V/m=40 (K_d=125)을 제외하고 K_d 값이 80 이하였다. 반면에 평균 254 ㎛ 및 37 ㎛ 이하의 입자형에서는 크기가 작을수록 K_d 값이 다소 높은 값을 형성하나, 거의 실험오차 범위이고 V/m=80 이하에서는 모두 $\sim 10^3$ 이상 (95~99% 흡착)이었다. 이는 입자크기가 속도에만 영향을 미치고 있기 때문이다. 이로부터 Sr에 대한 K_d $\sim 10^3$ 이상을 얻기 위해서는 V/m=80, 200~300 ㎛에서 수행하면 효과적이다. Fig. 4는 각각 해수 및 증류수에서 V/m 비 변화에 따른 Cs 및 Sr의 K_d 값을 나타내었다. 증류수의 경우 Cs의 K_d 값은 $\sim 10^3$ 으로 거의 95% 이상이 흡착되고 있으며, Sr의 경우는 V/m 비 증가에 따라 다소 감소하나 거의 $\sim 10^5 \sim 10^4$의 값으로 (99% 이상 흡착) 매우 높은 값을 보이고 있다. 그리고 4A가 Sr의 선택적 제올라이트임에도 불구하고 V/m=40 에서 Cs을 최대 97% 까지 흡착시킨 것은 V/m=40에서는 흡착제의 량이 다량 증가하여 Sr을 흡착하고 난 후에도 4A의 흡착 site가 여전히 많이 남아 Cs을 흡착시켰기 때문이다. 반면에 해수의 경우 Cs의 K_d는 $\sim 10^2$ 이하이지만, Sr은 증류수의 경우와 같이 V/m 비 증가에 따라 $\sim 10^3 \sim 10^2$ 으로 다소 감소하고 있다.

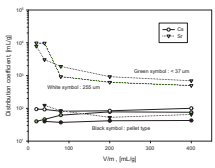


Fig. 3. Effect of particle size.

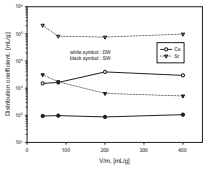


Fig. 4. Compare SW with DW.

3. 결론

4A zeolite에 의한 고염/고방사성 폐액으로부터 Sr을 제거하기 위해서는 V/m 비는 약 80 mL/g, 용액의 pH는 약 7이상, 흡착시간은 약 4시간이내, 입자크기는 200~300 ㎛, 교반속도는 약 400 rpm 정도에서 수행하는 것이 효과적이다. 이때 Cs은 4A 제올라이트가 Sr에 보다 선택적이기 때문에 효과적이지는 않지만, 4A을 다량 투입할 경우에는 Sr에 Cs도 함께 공흡착 제거시킬 수 있다.

4. 감사의 글

연구는 미래창조 과학부의 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, pp. 331-337 (2011)

[2] M. Y. Miah, K. Volchek, W. Kuang etc., J. Hazard. Mater., 183, pp. 712-717 (2010)

[3] D. M. Ruthven, “Principles of adsorption and adsorption", Wiley-Intersci. ress, NY,(1984)

가연성해체폐기물 처리시설을 이용한 실증시험 결과

윤경수*, 이기원, 민병연, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ksyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체업무를 수행하였으며, 해체 과정에서 다양한 종류의 폐기물이 발생하였다. 발생된 해체폐기물을 그대로 경주 처분장에 직접 처분할 경우 인수조건에 맞지 않을 뿐 아니라 양도 많아 처분비용이 많이 들어가게 되므로 이의 양을 줄이는 것이 매우 중요한 일로 부각되었다. 본 논문에서는 폐기물 중 가연성폐기물의 처리를 위한 실증시험 결과에 대하여 논의 하였다.

2. 본론

2.1 개요

연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 Table 1과 같은 방사성폐기물 및 자체처분 대상폐기물이 발생하였으며, 본 논문에서는 이 중 가연성폐기물 처리와 관련한 부분을 논하였다.

표에서 보는 바와 같이 연구로 1, 2호기 해체과정에서 가연성폐기물은 총 10.7톤이 발생하였고, 우라늄변환시설 해체과정에서는 17.6톤이 발생하였다. 가연성폐기물의 처리를 위해 시간당 20kg 규모의 소각시설을 활용하여 이를 처리하고 있으며, 발생된 바닥재와 비산재를 포함하는 소각재는 우리나라 독자적인 기술인 압축/성형 및 소결 방식과 비압축성 방식을 이용하여 각각 안정화 관련 연구를 진행하고 있다.

Table 1. The decommissioning waste of KRR 1, 2 and UCF

분 류	KRR(톤)		UCF(톤)	
	방사성	자체처분	방사성	자체처분
금속	40.2	212.3	69.0	139.6
콘크리트	268.9	1,856.6	310.0	3.7
토양	52.6		2,502.2	
가연성	**10.7**	**32.3**	**17.6**	
비가연성	22.6	84.8	51.7	
합 계	395.0	2,185	2,950.5	143.3

2.2 배기체 및 다이옥신 측정

고시에 제시된 염소 외 13개 항목에 대하여 (주) E&D 환경기술연구소에 의뢰하여 농도 측정을 실시하였고, 그 결과를 Fig. 1에 나타내었다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 기준치에 훨씬 미달함을 알 수 있었다. 또한 검사 필수 항목은 아니지만 소각시설 운전에 대한 안전성을 확인하기 위하여 다이옥신 측정 전문기관이 기인첨단환경기술(주)에 의뢰하여 다이옥신 측정을 실시하였다. 시험항목은 배기가스 중의 다이옥신 및 퓨란류이며, 시험방법은 잔류성 유기오염물질 공정시험방법 ES 10330.1 배출가스 시료 중 다이옥신 및 퓨란류 시험방법을 사용하였으며, 그 결과를 Fig. 2에 나타내었다. 표에서 보는 바와 같이 25~2톤 소각로의 배출기준인 10ng-TEQ/Sm^{3}의 7.77% 수준인 0.777 10ng-TEQ/Sm^3 나타내어 기준치에 훨씬 미달됨을 확인하였다.



ITEM	Criteria		Facility	Note
Cl	-	ppm	0.102	
Formaldehyde	10	ppm	N/D	
Hydrogencyanide	10	ppm	N/D	
Br	5	ppm	N/D	
Benzene	20	ppm	N/D	
Phenol	10	ppm	0.29	
Hg	0.1	mg/Sm³	N/D	
As	0.5	ppm	N/D	
Cd	0.2	mg/Sm³	N/D	
Cr	0.5	mg/Sm³	0.076	
Ni	20	mg/Sm³	0.122	
Zn	10	mg/Sm³	0.376	
Scattering Dust	0.5	mg/Sm³	0.032	
Exhaust Fume	2	Degree	1	

Fig. 1. The result of off-gas measurement.



	Dioxin
Emission Value	10 ng-TEQ/Sm³ (25kg ~ 2ton)
Measured Value	0.777 ng-TEQ/Sm³

Fig. 2. The result of dioxin Measurement.

2.3 가연성폐기물 처리시설 운영

2.3.1 가연성폐기물 처리시설 운전결과

2011년 8월부터 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물 감용을 위한 실증시험을 계속하고 있으며, 2013년 8월 현재 총 11톤을 감용 처리하였으며, 이를 Table 2에 나타내었다.

Table 2. The result of operation of incinerable waste treatment facility(As 2013.8)

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	5,681	28,191	109	268	52.1	105.4
합계	10,952	52,854	610	1,035	-	-

2.3.2 강열감량 측정 결과

강열감량은 일부 고유결정수, 대부분의 유기물 이외에 염화물, 황산염, 질산염의 분해에 의한 변화 등을 포함한 것이다. 소각시설에 있어서는 강열감량이 적으면 연소가 양호한 것을 의미하므로 통상 폐기물 소각시설의 유지관리 기준에 강열감량에 대한 기준이 정해져 있다. 폐기물관리법에서는 일반소각시설 및 열분해시설의 경우 바닥재의 강열감량 기준치는 10% 이하, 고온 소각시설은 5%, 고온용융시설은 1%이하로 제한하고 있다. 발생된 소각재의 강열감량을 다음과 같이 시험한 결과 중·저준위 방사성폐기물 소각기준에서 고시한 소각처리 기준인 강열감량 5% 이하의 값을 만족시킴을 알 수 있었다.

○ 시험 : 건조된 소각재를 600℃의 온도로 가열하여 감소된 무게의 백분율을 측정함

○ 강열감량(%)=(W2-W3)/(W2-W1) x 100

○ 시료 : 서울 연구로 해체폐기물(목재 93%. 섬유 4%, 비닐 0.5%, PVC 2.5%), 비산재(후연소로)

Table 3. The result of the ignition loss measurement

무 게(g)	수분제거 공정 불포함		수분제거 공정 포함	
	바닥재	비산재	바닥재	비산재
시료무게	20	15	25	25
도가니 무게(W1)	94.94	109.30	233.9	213.11
도가니+시료 무게(W2)	114.96	124.30	258.72	237.89
강열후, 도가니+시료무게(W3)	114.33	123.83	257.94	237.12
강열감량 값(%)	3.14	3.13	3.14	3.04

2.3.3 2013년 2/4분기 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 분기기준치 4.14E-10 mSv, 연간누적치 1.97E-7으로 나타나 원자력안전위원회 고시 제2012-29호서 정한 연간 기준치 0.15 mSv에 7.93E-5 %에 불과해 무시할 정도로 적은 양임을 알 수 있었다.

2.3.4 저장고 공간 확보와 절차서 개정

방사성폐기물 저장고는 2012년도 권고사항의 시정조치 일환으로 Fig. 3과 같이 용기의 건전성을 확인하기 위해 공간을 최대한 확보하였다.



Fig. 3. The overview of the waste store facility.

Charcoal 필터, HEPA 필터 현장누설 시험주기 및 기준을 Reg. Guide 1.140에 준하여 다음과 같은 상황시 수행하는 것으로 절차서를 개정하였다.

- 누설시험은 필터 최초 인수검사, 필터의 교체 직후, 물에 적었을 때, 필터의 기능에 영향을 줄 수 있는 Painting, fire, chemical release 후 및 필터뱅크 구조물 변경 시에 수행한다.
- 운영 중 현장누설시험 주기는 매 18개월 마다 수행하며 누설기준은 0.05% 이하를 만족시켜야 하며 Flow rate±10% 범위 내에서 수행한다.
- 활성탄필터의 흡착효율 시험은 별도로 수행치 않으며 시험주기(18개월)마다 교체한다.
- 시험주기는 부득이한 경우 기본주기의 1.25배 이내에서 연장가능하나 연장기간 이후에는 시험 완료시까지 시설의 가동을 중단하여야 한다.

3. 결론

2013년 8월까지 폐기시설인 가연성폐기물처리시설을 이용하여 11톤의 가연성폐기물을 처리 하였고, 시설의 운전으로 인한 주민 피폭선량은 거의 전무함을 알 수 있었으며, 강열감량 조건 또한 만족함을 확인할 수 있었다. 또한 고시에 의한 배기체 및 다이옥신의 배출 농도 또한 기준치에 훨씬 미달되어 안전하게 운전됨을 확인할 수 있었다.

가열판 및 초음파세척기를 이용한 방사성 보온재 시료 전처리

오세진*, 최광순, 김영복, 송병철, 박종호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*seijin538@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 전기생산의 약 25%를 차지하는 원자력발전은 발전소 운전에 따라 발생하는 중저준위의 방사성폐기물을 발전소 부지 안에서 임시로 보관하고 있으며, 현재 경주에 건설 중인 방사성폐기물 처분장이 건설되면 처분장으로 옮겨 보관하게 된다. 원자력발전소에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물을 경주 처분장으로 이동할 경우 원자력원자력안전위원회 고시 2012-53에서 규정한 핵종, 즉 ^{3}H, ^{14}C, ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{55}Fe, ^{129}I, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하여야 한다. 위의 핵종 중에서 비휘발성 핵종은 용액으로 만든 다음 감마분광기로 바로 측정하거나 알파 및 베타핵종 원소는 각각 개별 분리한 다음 측정하고 있다.

원자력발전소에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물 중에서 폐수지, 농축분말, 슬러지, 비가연성 잡고체, 폐필터 및 잡고체 시료는 척도인자를 결정하기 위하여 그리고 2009 년도부터 발생하는 방사성폐기물 시료에 기존의 척도인자를 적용하는 것이 유효한지를 검증을 위하여 파괴분석을 수행하였으므로 전처리 방법이 확립되어 있다. 그러나 보온재 시료는 새로운 종류의 시료이므로 전처리 방법이 확립되지 않아 전처리 방법을 개발할 필요성이 대두되었다. 시료가 함유하고 있는 방사성 핵종을 감마 분광기로 바로 계측할 목적으로 그리고 베타 및 알파 핵종의 개별 분리를 위하여 용액으로 만들 때 시료의 유형 및 대상 핵종의 특성이 같이 고려되어야 한다 [1]. 일반적으로 시료를 용액화 하는 방법은 가열판 산분해법, 침출법, 알칼리 용융법, 초음파 산분해법 및 마이크로파 용해법이 있다.

원자력발전소로부터 발생된 보온재 시료는 특성상 회화가 되지 않고 시료양이 많은 점 등을 고려하여 시료에 혼합산을 가한 다음 가열판으로 침출한 다음 ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{55}Fe, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr 및 ^{99}Tc 과 같은 비휘발성 방사성 핵종원소들을 측정하고 있다. 본 연구에서 가열판을 이용한 침출법을 검증하기 위하여 ^{137}Cs 표준용액을 시료에 첨가한 다음 건조하고 가열판과 초음파를 이용한 침출법으로 각각 세슘의 회수율을 측정하여 두 전처리 방법의 유효성을 검토하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 시료 전처리 및 침출용액 제조

월성시료 1호기에서 발생한 보온재 시료를 각각 3개의 시료로 나누어 무게를 잰 후 ^{137}Cs 표준용액을 넣고 회화로 온도를 110°C 유지한 상태에서 6시간 동안 건조시킨 후 침출 실험을 수행하였다. 비휘발성 핵종 중에서 Nb은 불산이 존재하여야 용해될 뿐만 아니라 안정하므로 이 핵종을 효과적으로 침출하기 위하여 질산, 염산 및 불산이 각각 1 M HNO_3, 2.5 M HCl, 0.03 M HF이 되도록 제조하였다.

2.1.2 가열판 및 초음파세척기를 이용한 침출

보온재 시료 약 10 g에 ^{137}Cs 표준물(3811 Bq/mL) 0.1 mL을 첨가하고 건조한 다음 1000 mL 용량의 PFA 재질의 비커로 옮기고 혼합산(1M HNO_3-2.5M HCl-0.03M HF) 90 mL을 가하였다. Fig. 1과 같이 각각의 비커에 테프론 재질의 시계접시로 비커를 덥고 가열판 위에서 150°C로 가열하여 약 6 시간 동안 방사성 핵종을 침출하였다. 한편 초음파로 침출하기 위하여 ^{137}Cs 표준물 0.1 mL을 시료에 첨가하고 건조한 다음 각각의 비커에 테프론 재질의 시계접시로 비커를 덥고 초음파 장비 안에서 약 6 시간 동안 방사성 핵종을 침출하였다. 식은 다음 거름종이 42번(Whatman, pore size 2.5 μm)을 이용하여 감압여과하고 침출액을 100 mL 용량의 PFA 비커에 옮기었다. 부피를 줄이기 위하여 가열판 위에서 저온 가열하여 부피를 감소하고 20 mL로 맞춘 다음 감마분광기로 측정하였다.

2.2 결과 및 고찰



Fig. 1. Photo of leaching with heating.

보온재 시료에 존재하는 방사성 핵종원소를 측정하기 위하여 예비실험으로 회화법을 적용하였으나 부피감소가 크지 않으므로 사용할 수 없었다. 또한 검출한계를 낮추기 위하여 약 10 g을 사용하여 시료의 부피가 많아 용해법도 적용할 수 없으므로 가열판을 이용한 침출법을 적용하여 사용하고 있다. 한편 니오븀은 불산이 존재하여야 용해될 뿐만 아니라 용액상태에서 안정하므로 침출 효율을 증가하기 위하여 질산-염산-불산의 혼합산으로 침출하였다. 가열판을 이용한 침출법을 검증하기 위하여 보온재에 소량의 ^{137}Cs을 첨가하고 건조한 다음 가열판과 초음파 세척기를 사용하여 각각 침출하고 각각의 용액을 감마 계측기로 측정한 결과를 Table 1에 나타내었다. Table 1에서 알 수 있듯이 전자와 후자의 회수율은 전처리 과정을 수행하지 않고 측정한 방사능 세기를 기준으로 각각 70.6±4.8%와 71.2±3.3%로 두 전처리 방법의 회수율은 큰 차이가 없었다. 따라서 보온재의 전처리 방법으로 사용하고 있는 혼합산과 가열판을 이용한 침출법은 유용한 전처리 방법으로 사료된다.

방사능 세기가 3811 Bq/mL인 표준용액 0.1 mL을 첨가하고 가열이나 초음파 과정을 거치지 않고 혼합산 용액으로 20 mL로 채우고 측정한 방사능 세기는 322.3 Bq으로 84.7%의 회수율을 나타내었다. 회수율이 낮은 원인으로 추정되는 것 중에서 피펫의 영향이 제일 클 것으로 사료되므로 추후에 사용한 피펫의 정확도를 확인할 예정이다.

회수율을 측정하기 위하여 표준용액으로 사용한 ^{137}Cs의 회수율이 84.7%로 약 15% 낮게 측정되었으므로 이것을 기준으로 회수율을 보정하면 각각 83.4±5.7%와 84.1±3.9%로 증가한다. 그러나 보정하여도 회수율이 약 15%가 부족하므로 침출율을 증가하기 위하여 자석젖개를 사용하여 추후에 실험을 수행할 예정이다.

Table 1. Comparison of gamma analytical results between heating and ultrasonic pre- treatment

N	Added (Bq)	Heating	Ultrasonic
		Found (Bq)	Found (Bq)
1	381.1	244.4	240.1
2		225.3	230.6
3		214.0	218.8
x		227.9	229.8
SD		15.4	10.7
RSD		6.7	4.6

3. 결론

원자력발전소 운전으로 발생하는 중저준위 방사성폐기물 중에서 보온재에 존재하는 방사성 핵종원소를 측정하기 위하여 불산을 포함한 염산과 질산을 첨가하고 가열판이나 초음파 세척기를 사용하여 침출하여도 ^{137}Cs 회수율은 큰 차이가 없었다. 따라서 보온재의 전처리 방법으로 혼합산과 가열판을 이용한 침출법은 유용한 전처리 방법으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였음.

5. 참고문헌

[1] Jeong-Jin Lee, Hyung-Yeal Pyo, Jong- Seon Jeon, Chang-Heon Lee, Kwang- Yong Jee and Pyung-Kook Ji, Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 2(4), P. 231-238, Dec. 2004

경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 sweating 공정도입에 따른 핵종분리특성

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

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. 염폐기물은 고방열성 핵종들을 포함하고 있으며 최종 처분대상 폐기물의 감량을 위해서 이들 핵종을 분리/농축시킬 필요가 있다. 이러한 고방열성인 핵종들만을 분리하고 정제된 염을 전해환원 공정에 재사용하는 기술을 개발한다면 최종 처분되는 고준위 고화체의 양을 최소화 할 수 있을 뿐 아니라 염의 재생으로 인한 파이로 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[1].

경막 결정화 공정에서 생성된 결정에 존재하는 불순물은 결정 내부 inclusion 형태로 존재하는 불순물과 결정표면에 존재하는 불순물로 이루어져있다. 결정 내부 존재하는 불순물은 결정층의 결정성장 조건을 조절함으로써 어느 정도 감소시킬 수 있지만 결정표면에 모액이 달라붙어 존재하는 불순물은 결정성장조건의 조절로 제거 할 수 없으며 부가적인 정제공정이 필요하다.

본 연구에서는 경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 부가적인 정제공정으로 부분용융으로 불순물을 제거하는 sweating 공정을 도입하였으며 sweating 공정온도에 따른 핵종의 분리와 특성을 파악하였다

2. 본론

2.1 실험 및 결과

Sweating 공정은 고액상평형을 기초로 하여 결정의 용융점근처까지 온도를 올려 결정내부 불순물과 결정표면에 부착된 불순물을 모두 제거할 수 있는 방법이다. Sweating 공정에서 불순물의 제거효율은 용융점에 근접한 온도에서 처리할수록 높은 제거효율을 가지는 것으로 알려져 있으나 많은 양의 결정이 부분용융 되어 제거됨으로 수율적인 측면과 불순물제거 측면을 고려하여야 한다. 이를 살펴보기 위하여 lab-scale LiCl 결정화장치를 이용하여 기준 LiCl염폐기물 핵종농도 ($BaCl_2$=2.31 %, $SrCl_2$=1.11 %, CsCl=0.03 %, 전해환원공정에서 2ton의 사용후핵연료 처리후 발생하는 LiCl 염폐기물)의 5배인 10ton의 초기농도에서 일정한 결정생성속도 조건으로 결정화를 시킨 후 결정판외벽에 형성된 결정에 대해 sweating 온도를 LiCl의 용융점에 가까운 605℃에서 570℃까지 달리하여 수행하였다. Sweating 전후의 결정무게 변화와 I/II족 핵종의 제거를 통한 분리효율을 증가를 Table 1에 나타내었다. Sweating 공정온도가 570℃일 때 가장 낮은 2-3%의 분리효율증가율을 보였으며 sweating 공정온도가 높아질수록 분리효율 증가율은 높아진다. LiCl 용융점 근처인 605℃에서 처리된 후 가장 높은 6-8%의 분리효율증가율을 보였으나 22.8wt%의 높은 무게감소가 일어났다. 무게감소율 또한 sweating 온도가 높을수록 많은 양의 결정이 부분용융 되어 높은 무게감소를 보였으며 분리효율 및 수율을 고려할 때 5-7wt%의 무게감소율과 5-6%의 핵종분리효율이 증가하는 595 ℃에서의 sweating 공정이 적합하다 판단된다. Fig. 1은 sweating 공정 전후의 사진으로 sweating공정 후 결정표면의 핵종이 제거됨으로 많은 pore가 형성됨을 관찰할 수 있으며 높은 핵종분리효율을 얻기 위해서는 sweating 종료 후 결정하부에 용융되어 흘러내린 불순물의

제거가 꼭 필요하다.

Table 1. Separation efficiency and mass decrease of sweating process with temperature

온도 [℃]	LiCl 결정 무게 [g]			SW 전 분리효율[%]			SW 후 분리효율[%]			분리효율 증가율[%]		
	SW 전	SW 후	무게 감소율 [wt%]	Cs	Sr	Ba	Cs	Sr	Ba	Cs	Sr	Ba
605	661.19	510.11	22.8	92.30	90.90	89.65	98.13	97.15	96.77	6.3	6.9	7.9
600	896.62	779.17	13.1	90.64	92.26	90.89	96.10	96.52	95.89	6.0	4.6	5.5
595	812.86	753.62	7.3	93.98	94.04	93.64	98.85	98.76	98.81	5.2	5.0	5.5
	517.24	492.68	4.7	92.23	93.35	92.03	96.71	97.00	96.35	4.9	3.9	4.7
	933.09	875.73	6.1	93.30	92.90	91.65	98.13	97.15	96.77	5.2	4.6	5.6
570	847.17	814.62	3.8	87.69	89.93	87.70	90.16	92.24	90.52	2.8	2.6	3.2

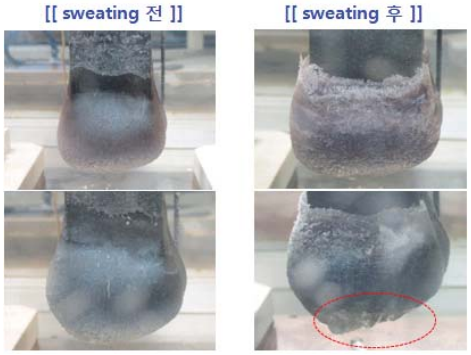


Fig. 1. Photographs of crystalline during sweating process.

3. 결론

전해환원공정에서 2ton의 사용후핵연료 처리후 발생하는 LiCl 염폐기물의 5배 이상의 초기농도 조건에서는 결정표면에 고농도의 핵종이 포함된 모액에 의한 불순물이 존재하여 90 %정도의 핵종 분리효율만 얻을 수 있으며 더 낮은 결정생성속도로 결정화 하여도 효율은 더 이상 올라가지 않는다. Sweating공정의 도입으로 이를 해결할 수 있으며 고순도의 LiCl 염을 회수하기 위하여 결정 성장속도를 최대한 낮춰 결정화시간을 계속해서 늘이기 보다는 결정화 시간과 sweating 공정을 적절하게 결합하여 분리효율을 최대화하는 것이 바람직하며 적절한 결정화 시간으로 sweating 전 결정 내 불순물농도를 결정하고 sweating 시간과 온도를 최적화하면 더 높은 핵종분리효율을 얻을 수 있으며 전체공정시간은 더욱 단축될 것이라 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Y. Z. cho, J. S. Jung, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Korean Radioact. Waste Soc., Vol. 8(1), p.71-77, 2010

계면활성제와 나노입자 종류에 따른 나노복합유체의 거품안정성 평가

김초롱, 정종헌*, 윤인호, 윤석본, 최왕규, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nchjung@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 물질 취급시설의 가동 이력이 경과함에 따라 노후화 시설의 유지·보수 및 해체가 필요하며, 이러한 작업 시 작업자의 피복저감 및 방사성 물질의 확산을 막기 위한 목적으로 제염기술이 개발되어 왔다. 현재 대표적인 제염기술로는 화학적 용해나 산화·환원 반응을 통해 높은 제염 효과를 지닌 화학용액 제염기술이 사용되고 있지만 이는 화학제염 후 다량의 방사성폐액을 발생시키기 때문에 이차폐기물의 양을 줄일 수 있는 제염 공정이 필요하다. 복합유체 제염 (Foam decontamination) 공정은 90% 이상이 기체로 구성되어 있어 제염 후 발생하는 방사성 폐액의 양을 저감할 수 있는 장점을 가지고 있다. 또한 구조적으로 적용하기 어려운 대형기기나 대면적 시설의 제염에 사용될 수 있으며, 원격으로 작업이 가능하다.

일반적으로 제염은 오염된 표면과 화학 제염제 사이의 접촉시간이 증가함에 따라 제염 효율이 높아진다. 따라서 복합유체 제염제의 제염효율을 높이기 위해서는 거품을 오랫동안 안정하게 유지시키는 것이 중요한데, 이러한 안정성을 향상시키기 위해 계면활성제와 고분자 물질 또는 무기물질인 나노입자 등이 첨가된다. 본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 다양한 종류의 계면활성제와 실리카 나노입자를 이용하여 거품 안정성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에서는 복합유체의 계면활성제로 비이온 계면활성제인 Elotant™ Milcoside 440N (EM440N, LG Household & Health Care)과 Elotant™ Milcoside 100 (EM100, LG Household & Health Care), 그리고 기존에 광범위하게 사용되고 있는 음이온 계면활성제인 Sodium dodecyl sulfate (SDS, Sigma-Aldrich)을 사용하였고, 무기 나노입자로는 건식 실리카(Fumed silica, M-5, Cabosil), 그리고 에탄올과 Tetraethylorthosilicate (TEOS, Sigma-Aldrich) 등을 이용하여 합성되어진 200 nm 미만의 크기를 갖는 구 모양의 중기공성 나노 실리카입자(KAERI-1)를 제조하여 실험에 사용하였다[1].

Foamscan(TECLIS, France)을 사용하여 과학적 이미지 분석과 전기 전도도 측정을 통해 거품의 생성과 안정성을 조사하였다. 일정 시간동안 거품의 생성양(Foamability)과 거품의 감소 정도인 거품의 안정성(Foam stability), 그리고 시간에 따른 액체량의 변화인 거품의 배액량(Foam drainage)을 측정하였다. 이때, 유리 Column에 계면활성제와 나노물질을 포함한 용액(30 mL)을 채운 후 질소가스를 주입하여 약 180 mL 거품을 발생시켜 실시간으로 거품 안정성을 측정하였다.

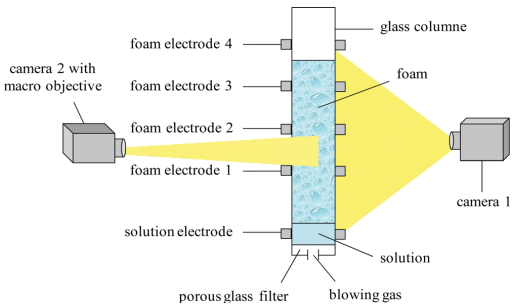


Fig. 1. Scheme of Foamscan instrument.

2.2 결과

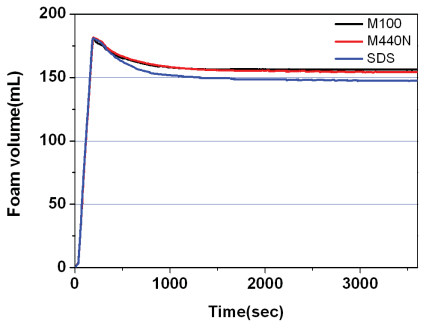


Fig. 2. Variation of foam volume in foam of 0.5% EM100, EM440N and SDS.

계면활성제 종류에 따른 기포안정성을 조사하기 위해 0.5% EM100과 EM440N, SDS을 각각의 시간에 따라 거품 안정성을 측정하였다. Fig. 2에 나타난 것처럼, SDS의 경우 거품 부피가 33 mL 감소한 것에 비해 EM100과 EM440N의 경우 거품 부피가 각각 24 mL과 26 mL 감소하였다. 이를 통해 기포성과 안정성이 비교적 높은 것으로 알려진 SDS에 비해 비이온 계면활성제인 EM100과 EM440N이 더 높은 안정성을 가지는 것을 알 수 있다. 특히 EM100은 온도에 민감하지 않으며 생성된 거품이 안정적으로 유지되는 장점을 가지고 있어 나노복합유체 제염제로 우수한 장점을 갖는다.

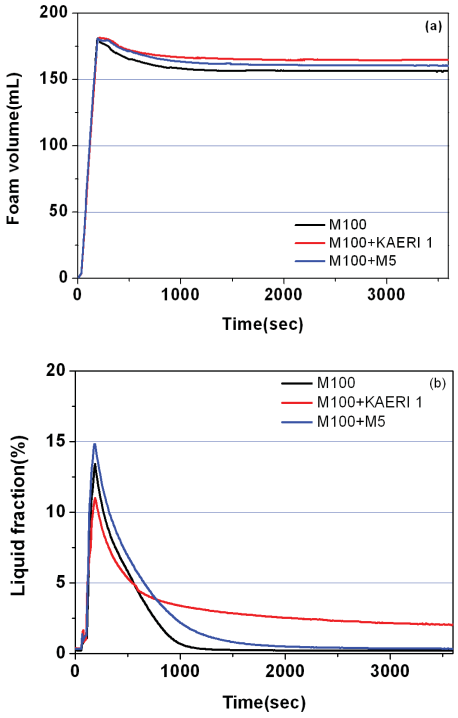


Fig. 3. Variation of (a) foam volume in foam and (b) liquid fraction of 0.5% EM100 with KAERI-1 and M-5.

나노입자의 거품안정성 영향을 조사하기 위해 0.5% EM100에 건식 실리카인 M-5와 나노 다공성 실리카인 KAERI-1을 첨가하여 거품의 부피와 거품 내 액체분율을 시간에 따라 측정하였다. Fig. 3(a)에서 나타난 것처럼 실리카를 첨가하지 않은 것보다 실리카를 첨가한 경우가 거품의 안정성이 더 높은 것으로 나타났다. 이는 나노복합유체 내 존재하는 친수성 나노입자가 거품 사이의 액체 안에 존재하면서 배액(Drainage)을 방지하여 복합유체의 안정성을 증가시키는 것으로 사료된다[2]. 또한 M-5를 첨가한 것의 경우 거품부피가 20 mL 감소한 것에 비해, KAERI-1을 첨가한 경우 거품부피가 16 mL 감소한 것으로 나타났다. 또한 거품의 액체분율을 조사한 결과, Fig. 3(b)에 나타낸 바와 같이 EM100+KAERI-1 > EM100+M-5 > EM100의 순으로 거품안정성이 높았다. 이를 통해 EM100에 KAERI-1을 첨가한 나노복합유체가 가장 높은 거품안정성을 가지는 것을 알 수 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 나노복합유체 제염제의 안정성을 증가시키기 위해 다양한 종류의 계면활성제와 실리카 나노입자를 첨가하여 나노복합유체의 안정성 평가를 수행하였다. 그 결과 기포성과 안정성이 비교적 높은 것으로 알려진 상용 SDS에 비해서 비이온 계면활성제인 EM100의 안정성이 더 우수한 것으로 나타났으며, 실리카 나노입자를 첨가한 경우 거품안정성이 보다 향상된 것을 확인하였다. 또한 실리카 나노입자 중 건식 실리카인 M-5보다 나노 다공성 실리카인 KAERI-1을 첨가하여 나노복합유체를 형성하였을 때 거품의 안정성이 보다 높게 나타났다. 이는 친수성 나노입자가 거품 내 액체 안에 존재함으로 인해 배액을 방지하여 복합유체의 안정성을 향상시키는 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

5. 참고문헌

[1] Q. Cai, Z.-S. Luo, W.-Q. Pang, Y.-W. Fan, X.-H. Chen, and F.-Z. Cui, Dilute Solution Routes to Various Controllable Morphologies of MCM-41 Silica with a Basic Medium, Chem. Mater., 13, 258, 2001

[2] B.P. binks, Particles as surfactants-similarities and differences, Current Opinion in Colloid and Interface Science, 721-41(2002)

고리1호기 구 원자로헤드(ORVH) 교체공정 및 방사성폐기물 처리 고찰

이상태[1*], 김창환[1], 김재철[1], 김효철[1], 이의동[1], 이승주[2]
[1]하나검사기술(주), 부산광역시 기장군 장안읍 길천길 96-1
[2]한국수력원자력(주), 부산광역시 기장군 장안읍 길천길 96-1
[*]lst1211@hanmail.net

1. 서론

우리나라 최초의 원자력발전소인 고리1호기는 1978년 상업운전을 시작하여 값싸고 안정된 전력을 공급함으로써 70년대 말의 석유파동 극복과 경제발전의 견인차 역할을 수행하여 왔고. 또한 그동안 많은 기술인력을 양성함으로써 원전 기술 자립 기반을 마련하여 한국의 원자력 사업이 세계적인 수준으로 도약하게 된 모태가 되었다.

세계적으로 원자로헤드 교체는 1991년 프랑스 Bugey 이후 2002년 미국 Davis Besse 등 해외 15개 원전에서 원자로헤드 관통관 부식에 의한 누설발생 및 손상을 우려 하여 100여개 원전에서 계속운전 안전성 증진 사항의 일환으로 1차수 부식균열(PWSCC)에 강한 Alloy 690TT 재질의 관통관으로 원자로헤드를 교체시 발생되는 방사성 폐기물 처리 방법에 대해 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 ORVH 주요 부품 및 방사선(능)측정

2013년도 고리1호기 제30차 계획 예방정비(O/H) 기간 중 구 원자로헤드(ORVH) 교체공사를 시행함에 따라 발생되는 방사성폐기물에 대한 방사선(능) 정보를 수집하여 합리적인 방사선피폭 최소화 유지개념(ALARA)에 준하여 작업자 피폭선량을 최소화하고 폐기물드럼 발생량 저감 및 종합정비공작건물로 운반시 관련법령 검토 및 운반기준을 만족하여 안전하게 운반하였다.

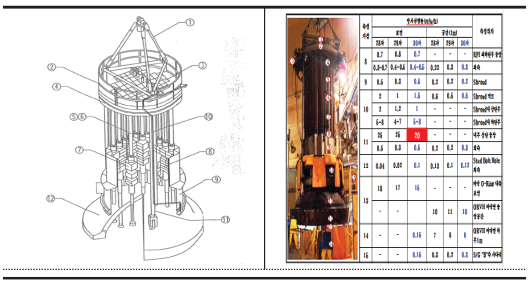


Fig. 1. ORVH Components and Radiation survey.

2.2 ORVH 교체 주요 공정 및 개략도

Working Platform 설치, 격납건물 외벽 절개

↓

절개면 내부 간섭물 해체, Jib Crane 설치

↓

구헤드 주요부품 분해/Cutting, CLP Wall 절개

↓

Runway System 설치, 구헤드 차폐 & Coating

↓

구헤드 반출/운반저장, 신헤드 인양/설치

↓

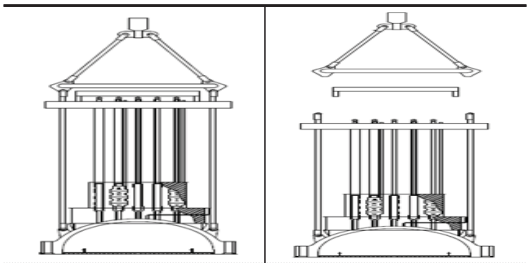
신헤드 재조립 및 성능 Test

↓

임시 시설물 철거, CLP Wall & 외벽 복구

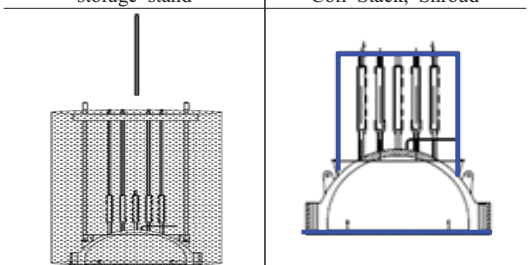
↓

내/외부 간섭물 복구 및 현장 정리



Lift and seat the head storage stand

Disconnect Tripod, RPI, Coil Stack, Shroud



Install the temporary tent, Cutting CRDM

Install the shielding material Coating ORVH

[Shielding : Upper 1cm Iron, Lower 3cm Iron+5cm Lead]

Fig. 2. ORVH Replacement.

2.3 발생 방사성폐기물 및 처리방법

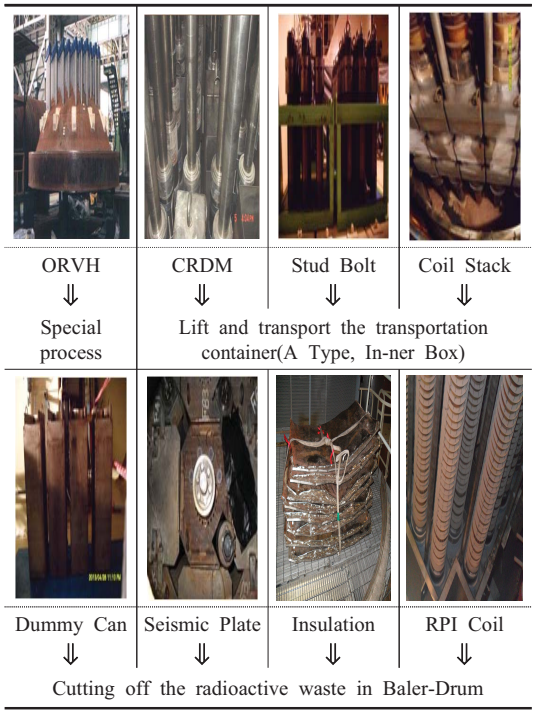


Fig. 3. Radioactive waste list treatment process.

2.4 폐기물 ORVH 반출 및 운반(KINS 입회)

오염된 물질 중 대형기계 등 운반용기의 사용곤란에 따른 원자력안전위원회에 특별승인을 득하고 KINS 입회하에 RMSR(방사성물질 운반명세서) 서류 검토, 비상 장구함 List 및 각종 운반물 표지 확인 등 운반검사 수검을 받은 후 전용 트레일러(KAMAK 2500 Type)를 이용하여 종합정비공작건물로 운반하였다. 또한 운반 전일 모의훈련을 통해 필요한 조치를 사전에 점검하였다.



Fig. 4. Lift the ORVH, education, inspection, storage.

2.5 폐기물 ORVH 운반시 방사선안전관리 현황

2.5.1 임시 방사선관리구역 설정 운영(총 2 지점)
2.5.2 운반경로 출입통제 구역 운영
2.5.3 운반종사자 개인선량계(TLD, ADR) 착용
2.5.4 운반경로 주요지점 TLD 부착(총 9 개소)
2.5.5 운반전 운반종사자 교육
2.5.6 운반경로 방사선(능) 측정
2.5.7 Patrol 선도차량, 방사선안전관리 차량 운영

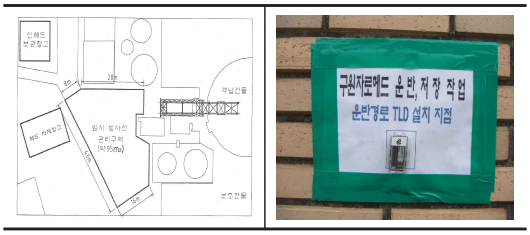


Fig. 5. ORVH Radiation protection.

3. 결론

원자로헤드 교체시 부식성에 우수한 관통관을 사용하는 등, 최신 설계기술을 적용함으로써 안전성 및 운전 신뢰성을 향상하게 되었다.

강화되는 국제 환경규제와 유가불안 등 최근의 전력사업 주변 여건을 감안 할 때 운전중인 발전설비를 개선하여 이용률을 극대화 하는 것이 원전에 대한 국민의 불안을 해소하고, 원자력 사업에 대한 국민의 지지기반을 넓히는 가장 현실적인 방안이라 판단된다.

이번에 성공적으로 끝마친 고리1호기 원자로헤드 교체 사업은 국내 최초로 시행된 대규모 작업으로, 3 년에 걸친 철저한 사전 준비와 전 작업에 대한 검증을 거쳐 수행 하였다. 그동안 원자로헤드 교체 작업에 참여한 관련기관 및 관계자 여러분의 헌신적인 노력에 감사드리며, 본 논문은 교체과정에서 얻은 소중한 기술과 경험을 유사업무에 적극 활용할 수 있도록 종합 정리하였다. 본 논문이 유사업무의 지침서로 널리 활용되기를 기대해 본다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2012-49호(방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정)
[2] 2013년도 고리1호기 구 원자로헤드(ORVH) 운반보고서

고분자의 분자량 및 농도가 토양 고정화에 미치는 영향

권상운*, 최용석, 양희만, 이근우, 서범경, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 오염 사고시에 오염물질을 신속하게 차단하여 오염 확산을 억제함으로써 추가적인 오염을 방지하는 고정화 기술이 필요하며, 후쿠시마 원전 사고 이후 다양한 기술들을 개발하여 적용 시험 중에 있다.

Polyelectolyte (PE, 고분자 전해질)는 이온화가 가능한 그룹을 가진 고분자를 말하며, 물처럼 극성을 가진 용매 중에서는 이 그룹들이 분해되어 고분자 체인은 전하를 띠고 상대 전하를 띤 이온은 용액 중에 있게 된다 [1]. PEC (Polyelectrolyte Complex)는 서로 반대 전하를 가진 polyanion (PA)과 polycation (PC)의 결합으로 이루어지며 친수성과 소수성을 동시에 가지는 양친성의 성질을 가지고 있다. PA와 PC가 결합한 부분은 서로의 전하를 가리게 되어 소수성의 성질을 가지며, 서로 결합하지 않은 부분은 전하를 띠게 되어 친수성을 가진다. PEC의 양이온은 토양 표면과 결합하여 토양입자들을 에워싸고 입자들을 서로 단단히 접착시킬 수 있도록 얇은 막을 형성한다. 토양의 주성분인 silica 표면은 음전하를 띠는 silanol group이 있어 PEC와 결합하여 토양 표면에 있는 방사성 핵종을 고정화시켜 비산을 억제할 수 있다. 이러한 PEC는 물에 씻기지 않으면서 물과 공기를 잘 투과시켜 오염 확산 억제 방법 중 하나로 사용된다.

본 연구에서는 방사능에 오염된 토양의 고정화에 사용되는 PEC 제조 조건 파악을 위해 고분자 농도 및 분자량의 영향을 조사하였다.

2. 본론

2.1 토양 crust의 제조 및 강도 측정장치

고분자 농도의 영향을 조사하기 위해 PE 용액의 양이온으로 Polydiallyldimethyl ammonium chloride (PDADMAC, Aldrich MW : 200,000 – 350,000 (20wt% in water)를 사용하였고, 음이온으로는 Polyacrylic acid(PAA, Aldich av MW ~250,000, 30wt% in water)를 사용하였다. 분자량의 영향을 조사하기 위해서는 양이온/ 음이온의 분자량의 조합을 275,000/250,000, 275,000/ 100,000, 100,000/ 250,000 및 100,000/100,000으로 변화 시켰다.

토양은 균일한 시료를 얻기 위해 sand로 대체하였다 (Junsei chemical company, chemical pure, 30-50 mesh). 고정화제인 PE 용액은 PDADMAC, PAA, KCl 및 NaOH를 혼합하여 제조하였다.

굽힘강도를 측정하기 위한 시편은 직경 약 50 mm, 높이 약 7 mm의 원통형 틀에 sand 약 16 g을 넣고 (sea sand, Junsei chemical company), chemical pure, 30-50 mesh), 6 ml의 PE 용액을 넣어 제조하였다. 고분자 농도는 각각 2, 4, 6, 8 및 10wt%가 되도록 조정하였다.

제조된 토양 crust의 굽힘강도를 측정하기 위해서 Fig. 1에서와 같은 측정장치를 이용하였으며 (QM100S, QMESYS, Korea), 칼날을 10 mm/min의 속도로 진입시켰다. 굽힘강도는 Fig. 2에서와 같이 칼날 진입에 따라 강도가 최고점이 되는 값을 측정기계가 자동으로 결정해준다.

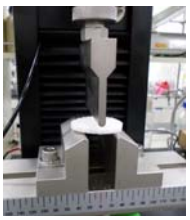


Fig. 1. Photograph of bending strength machine.

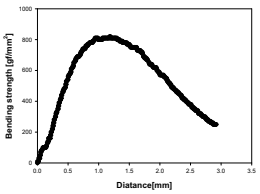


Fig. 2. Plot of distance - bending strength for soil crust fixated by PEC.

2.2 고분자 농도 및 분자량의 영향

여러 농도의 PE 용액으로 고정화한 sand crust

의 굽힘 강도를 측정한 값을 Fig. 3에 나타내었다. Total polymer 농도가 커지면 강도는 비례해서 강해진 것으로 나타났다. 이는 고정화제의 양이 많을수록 토양 입자를 상호 결합시키는 접착/점착 효과가 크기 때문인 것으로 판단된다. 따라서 고정화제 용액중의 고분자 농도가 많을수록 고정화 효과는 큰 것으로 볼 수 있다. 투입되는 고분자의 양이 중요하지만, 10wt% 이상은 점도가 높아져 토양 투입시 spray가 어려우며, 고분자 비용을 감안하면 PE 용액의 고분자 농도는 10wt% 정도가 적당하다고 볼 수 있다.

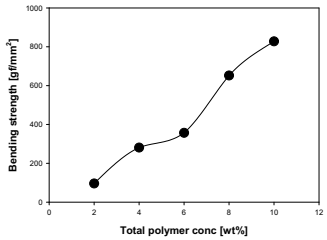


Fig. 3. Effect of total polymer concentration in PE solution on the bending strength (+/- : 250,000/250,000).

Fig. 4에 나타낸 것처럼 분자량이 작아지면 강도는 작아지는 것으로 나타났다. 8wt %에 275,000/250,000, 275,000/ 100,000, 100,000/250,000 조합의 굽힘강도는 각각 652, 427, 170 gf/mm^{2}이었다.

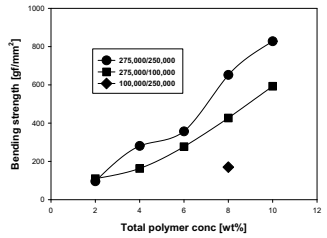


Fig. 4. Effect of molecular weight of polyelectrolytes on the bending strength.

275,000/ 100,000 시스템의 강도가 100,000/250,000 조합의 강도 보다 훨씬 더 크며, 이는 양이온인 PDADMAC 의 점도가 음이온인 PAA 보다 매우 높아 cation의 분자량 영향이 더 큰 것으로 추정된다. 또 100,000/100,000 시스템은 Fig. 5에서 보는 것처럼 용기 탈착 과정에서 부서졌으며, 강도측정이 불가능할 정도로 고정화 정도가 매우 낮았다.



Fig. 5. Photograph of sand crust prepared by low molecular weight polyions (+/- : 100,000/100,000).

3. 결론

오염 토양 고정화용 PEC 제조 조건 파악을 위해 고분자 농도 및 분자량의 영향을 조사하여 고정화제 제조 방안을 도출하였다. 즉 분자량 및 농도에 따른 고정화 건전성을 평가하여 고정화제의 고정화 능력을 정량화 하였다. 용액내 고분자 농도가 커지면 강도는 비례해서 강해지며, 이는 고정화제의 양이 많을수록 토양 입자를 상호 결합시키는 접착/점착 효과가 크기 때문인 것으로 판단된다. 같은 농도에서 고분자 분자량이 크면 강도가 더 커지며, 양이온 및 음이온의 분자량은 각각 200,000 이상이어야 적절한 것으로 추정된다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 원자력연구개발사업 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Dobrynin, A.V., Rubinstein, Prog. Polym. Sci., 30, pp. 1049-1118, 2005

고염 폐액 계에서 Chabasite zeolite에 의한 고방사성핵종의 흡착속도

이일희*, 소지양, 백예지, 박민성, 이근영, 김광욱, 양한범, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

고염/고방사성 폐액은 일본 후쿠시마의 원전사고와 같이 비정상상태의 중대사고 시 발생하는 즉, 원자로 및 원자로 내 장전된 핵연료의 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 이의 일환으로 고염/고방사성 폐액으로부터 chabasite 형의 AW500 zeolite에 의한 Cs의 흡착속도를 고찰한다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 모의 고염/고방사성 폐액

모의 고염/고방사성 폐액은 Table 1과 같이 해수에 상업용 특급시약인 CsCl 및 $SrCl_2$를 그리고 NaI를 각각 약 100 ppm 정도를 첨가하여 제조하였다. 그리고 Table 2는 본 연구에서 사용한 AW 500 zeolite의 물성이다.

Table 1. Composition of high radioactive liquid waste with high-salt contents

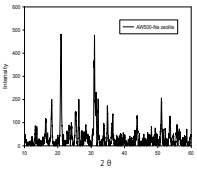
Element	Concentration (ppm)	Element	Concentration (ppm)
Ca^{++}	420	Cs^{+}	(100)
K^{+}	424	Sr^{++}	(100)
Mg^{++}	1,200	I^{-}	(100)
Na^{+}	10,675		
Br^{-}	73		
Cl^{-}	19,700		
SO_4^{-2}	2,610		

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃, 회분식으로 수행하였다. 각각의 실험조건에 맞추어 zeolite를 화학저울로 정확히 칭량한 후, 미리 준비한 모의 고염/고방사성 폐액 40 mL에 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 흡착능을 측정하였다.

Table 2. Physical properties of AW500 zeolite

Unit cell: $Na_4[(AlO_2)_4(SiO_2)_8]$ $13H_2O$, Si/A=2	
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



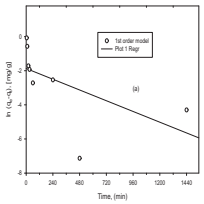
2.1.3 분석

고염/고방사성 폐액 및 흡착 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, 결정구조는 XRD로, 비표면적 및 세공 크기/부피는 N_2 가스 흡착에 의한 BET법으로 각각 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

Fig. 1 (a), (b) 및 (c)는 AW500 제올라이트에 의한 Cs의 흡착으로 (a)는 유사 1차 흡착모델의 흡착량 q_t와 시간 t와의 상관관계를, (b)는 유사 2차 흡착모델의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계를, 그리고 (c)는 intra-particle diffusion 모델의 ln q_t와 ln t와의 상관관계를 각각 나타내었다. 이때 V/m=80 mL/g, 25℃, 400 rpm에서 수행하였으며, 입자크기는 평균 254 ㎛ (48~65 mesh)의 제올라이트를 사용하였다. 그리고 용액의 초기 pH는 7.64 정도 였으나, 최종 pH는 흡착 1시간이 경과된 후 pH 7.47~7.39 정도로 거의 일정하였다. 유사 1차 흡착모델 (a)과 intra-particle diffusion 모델 (c)은 거의 직선성이 없어 이 모델 식으로

AW500에 의한 Cs의 흡착 거동을 설명하기는 어려울 것으로 보인다. 반면에 Fig. 1 (b)의 경우 t/q_t와 시간 t와의 관계가 거의 직선식 (r^2=0.999)으로 AW500-Cs의 흡착거동이 유사 2차 흡착모델을 따라가고 있음을 알 수 있다. 그러므로 AW500-Cs의 흡착는 유사 2차 흡착모델로 간주할 수 있으며, 이때 평형 흡착용량, qe 및 k_2는 각각 7.61 mg/g, 0.192 g/(mg·min) 이었다.



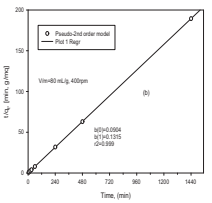
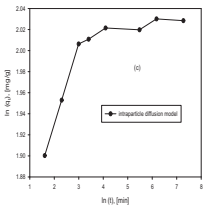


Fig. 1. (a) pseudo-1st order. Fig. 1.(b) pseudo-2nd order.



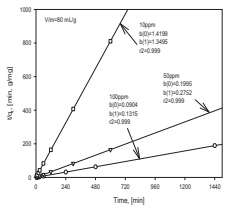
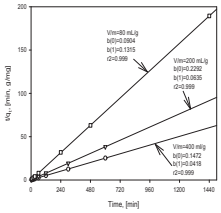


Fig. 1.(c) intraparticle diffusion. Fig. 2. Effect of concentration.

Fig. 2는 유사 2차 모델로 초기 Cs 농도 변화에 따른 Cs의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 상관관계를 나타낸 것으로 25℃, 400 rpm, V/m=80 mL/g 에서 수행하였다. 이때 용액의 최종 pH는 농도 10 mg/L의 경우 흡착 1시간 후부터 10시간 까지 pH 7.32~7.68로, 50 mL/g의 경우는 pH 7.36~7.44로, 100 mg/L의 경우는 pH 7.47~7.39 이었다. 그리고 이때 각 직선식으로부터 얻어진 q_e와 k_2로부터 ((r^2=0.99) 농도가 증가함에 따라 평형 흡착능은 증가하는데 반하여 흡착 속도상수는 급격히 감소하고 있다. Fig. 3은 유사 2차 모델로 V/m 변화에 따른 Cs의 흡착량 $1/q_t$와 시간 t와의 상관관계를 나타낸 것으로 25℃, 400 rpm에서 수행하였다. 용액의 최종 pH는 V/m=80 mL/g의 경우 흡착 1시간부터 10시간이 경과될 때까지 pH 7.47~7.39로, V/m= 200 mL/g의 경우는 pH 7.67~7.91로, V/m=400 mL/g의 경우는 pH 7.73~7.70로 거의 일정하였다. 그리고 각 직선식 (r^2 >0.99) 으로부터 얻어진 q_e와 k_2로부터 V/m가 증가함에 따라 평형흡착능은 증가하는데 반하여 흡착속도는 감소하고 있음을 알 수 있다. Fig. 4는 온도 변화에 따른 유사 2차 흡착모델에서의 Cs의 흡착량 t/q_t와 시간 t와의 변화이다. V/m=80 mL/g, 400 rpm에서 수행하였으며, 용액의 최종 pH는 25℃의 경우 흡착 1시간부터 10시간이 경과될 때까지 pH 7.47~7.37로, 40℃의 경우는 pH 7.57~7.81로, 55℃의 경우는 pH 7.51~7.84의 범위였다. 그리고 각 직선식 (상관계수 r^2 >0.99) 으로부터 얻어진 q_e와 k_2는 각각 온도가 증가함에 따라 흡착율은 감소하는데 반하여 흡착 속도는 증가하고 있다.



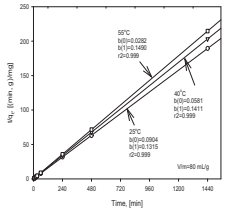


Fig. 3. Effect of V/m ratio. Fig. 4. Effect of Temperature.

그리고 Fig. 4에서 얻어진 ln k_2와 1/T 간의 상관식(r^2=0.957)의 절편으로부터 활성화에너지 E_a의 값 약 40 KJ/mol 정도 얻어 AW500-Cs 흡착이 물리적 흡착보다는 화학적 흡착이 지배적임을 알 수 있다.

3. 결론

고염/고방사성 폐액에서 AW500-Cs의 흡착속도는 용액 내 초기농도 및 V/m 비 증가에 따라서 속도는 급격히 감소하는데 반하여 흡착능은 증가하고 있다. 반면에 온도증가에 따라서는 속도는 급격히 증가하지만, 흡착능은 다소 감소하고 있어, AW500-Cs 흡착은 저온에서 수행하는 것이 고체폐기물의 발생량 저감화 측면 등에서 보다 효과적이다. 한편 흡착거동은 물리적 흡착보다는 화학흡착이 지배적이었다.

4. 감사의 글

연구는 미래창조 과학부의 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] N. Roostai, and F.H. Tezel, J. Environ. Manage., 70, 157-164 (2004)

[3] I. Nouri, I. Ghoudbane, O. Hamadaoui, etc., J. Hazard. Mater., 149, 115-125 (2007)

국내 감손 UF_6 처리 방안

최윤동*, 조운형, 김익수, 박승국, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989길 111
*ydchoi1@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 약 185톤의 감손 UF_6를 장기 저장 중에 있다(Table 1). 국내 감손 UF_6를 저장 관리 하고 있는 기간이 현재 약 27년에 이르고 있으며, 저장 관리에 따르는 실린더 건전성에 대한 평가를 수행한 바[1] 있다. 감손 UF_6는 반응성이 매우 큰 물질로 국제적으로 규정된 실린더에 저장하며, 실린더는 건전성이 유지되도록 관리되어야 한다. 실린더 건전성 유지는 감손 UF_6를 처리하기 위해서 필수불가결한 것으로 국내 도입되어 관리하고 있는 실린더는 현재까지 건전성이 잘 유지되고 있는 것으로 나타나고 있다. 한편 미국이나 유럽 등에서는 감손 UF_6를 더 이상 장기관리하지 않으며 안정한 화합물 형태인 우라늄 산화물로 변환시켜서 장기저장하고 있다. 이는 감손 UF_6를 다른 목적으로 이용하는 양은 극히 적은 양이기 때문이며 UF_6 형태로 단순하게 하염없이 저장하기에는 저장 위험성이 상존하기 때문이다. 국내 저장하고 있는 감손 UF_6는 연구시험 및 자원 확보의 일환으로 도입되었으며, 핵연료주기 관련 연구를 성공적으로 수행한 바[2] 있다. 그러나 남아 있는 감손 UF_6에 대하여는 도입한지가 오래됨에 따르는 실린더 건전성 유지 측면과 감손 UF_6는 궁극적으로는 변환하여 저장되어야 한다는 필연성이 있다. 본 연구는 감손 UF_6에 대한 이용 및 산업적 적용 가능성을 고찰하고, 국내 감손 UF_6의 향 후 처리를 위한 몇 가지 방안을 제시하고자 한다.

Table 1. Inventory of domestic depleted UF_6

Import year	Quantity, t	Cylinder*
1986	73.9	6
1988	110.9	9
계	~185	17

* Depleted UF_6 container: 48Y

2. 감손 UF_6의 이용 및 처분

2.1 재 농축 및 핵연료

감손 UF_6는 일반적으로 ^{235}U의 함량이 0.2~0.3% 이나 국내 감손 UF_6의 경우 약 0.3% 이다. 근자에 들어 러시아에서 감손 UF_6에 대한 재 농축으로 ^{235}U 농축도를 약 0.12%까지 줄였으며, 이에 따라 우라늄 자원을 핵연료로서 좀 더 알뜰하게 이용한 바[3] 있다. 또한 감손 우라늄은 혼합핵연료(MOX), 또는 고속로의 블랭킷-연료로 이용될 수 있지만 그 수요량은 감손 UF_6가 발생되는 량에 비하면 무시할 만한 량에 지나지 않는다.

2.2 산업적 이용

감손 우라늄 금속 재료는 감마선 차폐성이 높은 특성이 있어 방사선 차폐체로 이용되며 우라늄 금속 산화물을 이용한 사용 후 핵연료 저장 시 방사선 차폐를 위한 원료(Ducrete)[4]로 사용 될 수 있다. 우라늄 금속은 밀도가 매우 높기 때문에 군사용 관통자 제조에 또는 평형추로서 이용 될 수 있다. 감손 우라늄에 대한 산업적 이용은 방사능을 띠는 물질이라는 점에서 한계가 있으며, 사용량도 많은 량이 되지 못하고 있다. Table 2에 감손 우라늄에 대한 이용성과 화합물에 따른 처분 안전성을 요약하였다.

Table 2. Depleted UF_6 uses and their conversion material stabilities for disposition

Material	Uses	Stabilities
D-UO_2	-Heavy concrete(SF storage silos) -Filling element for SF assemblies	Slightly reactive with oxygen
D-U Metal	-SF shipping cask -Counter weights	Slightly reactive with oxygen
D-UF_4	-Not directly useful -Easily convertible to DUO_2, DU metal	Slightly soluble in water
D-U_3O_8	-Not directly useful -Least useful	Thermodynamically stable

2.3 감손 UF_6의 장기 저장 및 처분

감손 UF_6는 발생 즉시 저장용기(48Y)에 충전 시키

며, 이를 장기 저장하거나 곧 바로 안정한 산화물로 변환 시킨다. 전 세계적으로 현재까지 발생되어 장기저장 중인 감손 UF_6는 약 100만 톤에 이르고 있는 것으로 추산되며, 장기저장에 따른 위험성으로 지금은 발생 즉시 Table 2에 나타낸 바와 같이 처분하기에 가장 안전한 물질(U_3O_8)로 변환시키고 있다. 그 동안 장기 저장해 오던 감손 UF_6는 가능한 빠른 기간 내에 변환시키려하고 있다. 이는 실린더 건전성 유지기간 내에 변환시키기 위한 것이기도 하다. 감손 UF_6는 발생되는 방대한 양 때문에 자원으로의 물질로 보기보다는 폐기물로 분류하는 쪽으로 개념이 바뀌고 있다. 한편 폐기물로 분류하여 처분할 경우 감손우라늄은 언젠가는 재이용 가능성이 있기 때문에 이를 고려한 처분이 되어야 할 것이다.

2.4 감손 UF_6의 U_3O_8으로 변환

감손 UF_6에 대한 처분을 위한 변환은 우라늄산화물(U_3O_8)로 변환을 의미하며, 이를 위한 방법은 습식 또는 건식 공정을 통하여 이룰 수 있다[5]. 특히 건식공정[6]을 이용하면 간단하게 탈 불소화 및 변환을 이룰 수 있다. 감손 UF_6에 대한 탈-불소화 및 U_3O_8 생성 반응식은 아래와 같다.

$$UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF \quad (1)$$

$$3UO_2F_2 + 2H_2O + H_2 \rightarrow U_3O_8 + 6HF \quad (2)$$

반응은 2단계로 진행되며 먼저 약 300℃로 가열된 수증기와 반응하여 UO_2F_2를 생성하고 이어서 약 700℃에서 수소와 환원반응으로 U_3O_8를 생성시킨다. 반응기로는 유동화 또는 회전로를 이용할 수 있으며, 이를 통해서 무수 불산 또는 약 70%의 불산이 얻어진다.

2.5 변환을 위한 국내 여건

국내 한국원전연료㈜에서는 UF_6로부터 핵연료인 UO_2를 생산하고 있으며, 이를 이용하여 변환할 수 있다. 다만 상업적 운전만이 가능하기 때문에 이에 대한 추가적 비용이 예상된다. 자체적으로 변환시킬 경우 장치소형화 및 습식 방법이 선호된다. Table 3에 습식 및 건식에 대한 비교를 요약하였다. 건식 처리공정은 장치 설치비가 많이 들고 공정 조절을 위하여 세밀한 공정 조절이 필요하다. 반면에 습식 처리공정은 장치비가 저렴하며 반응조절이 용이하다.

Table 3. Comparison reaction process of dry and wet method

Process	Remarks
Dry	-Simple -High technical control -Recover fluorine as HF
Wet	- Easy control - Generate large volume of liquid and solid fluoride salt wastes.

3. 결론

국내 장기 저장 관리 중인 감손 UF_6는 실린더 건전성이 유지되도록 관리하여야 하며, 특히 천재지변에 의한 지진 또는 화재로 인한 실린더 손상 가능성을 배제시키도록 하여야 한다. 따라서 감손 UF_6는 가능한 빠른 시일 내에 처분에 안정한 물질로 변환시켜서 저장 관리함으로서 근본적 위험을 해소할 수 있다. 한국원전연료(주)에서 변환이 가능하나 추가 비용이 필요하다. 자체 변환은 습식법이 유리하며, 이 경우 많은 양의 액체 폐기물 및 고체 불화염이 폐기물로 발생된다.

4. 감사의 글

이 연구는 정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] 한국원자력학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, “Assessment of Durability Soundness Domestic 48Y Type UF_6 Cylinder”, 2012

[2] KAERI-NEMAC/RR-30/91, 1992

[3] http://www.wise-uranium.org/ediss.html

[4] WM’99 Conference, Feb. 28-March 4, “Ducrete™ Shielding Applications in The Yucca Mountain Repository”, 1999

[5] 핵화학공학, 박진호, pp. 397-444, 2012

[6] Chemistry Business Unit WNFC, Budapest, “Stabilization and Storage of Depleted Uranium; Updated on AREVA’s Large Scale Industrial Operation”, 2007

금속류 방사성폐기물 자체처분을 위한 대표시료 채취 및 제작 방안

황동현*, 맹성준
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
*moremore@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물을 자체처분하기 위해서는 원자력안전위원회 고시 제2012-59호 또는 IAEA Safety Guide RS-G-1.7의 핵종별 제한농도 미만임을 입증하거나 자체처분에 따른 연간 개인선량이 10 μSv 이하, 집단선량이 1 man-Sv 이하임을 입증하여야 한다. 따라서 자체처분 하고자하는 대상 방사성폐기물의 방사선원항에 대한 규명이 필요하며, 주로 표본분석(Sampling Analysis) 방법으로 방사선원항을 분석한다. 이러한 표본분석 결과가 의미를 가지려면 모집단을 대표할 수 있도록 시료를 채취해야 한다.

한편, 원전에서 발생하는 금속류 방사성폐기물의 경우 다양한 종류와 복잡한 형상을 갖고 있으며, 오염상태도 비균질 하다. 따라서 충분히 많은 수의 시료를 채취하면 시료의 대표성을 확보할 수 있지만, 이는 방사선 작업의 비용-이득 관점에서 정당화되기 어렵다. 따라서 본 연구를 통해 방사선 작업의 정당성과 시료의 대표성을 확보할 수 있는 최적화된 시료채취 및 분석 방안을 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 원전 발생 금속류 방사성폐기물의 특징

원전에서 발생하는 금속류 방사성폐기물은 대부분 표면오염 방사성폐기물로서 HVAC 필터류, H빔, 배관류, 펌프, 밸브류, 덕트, 그레이팅류 등 Fig. 1과 같이 다양한 종류가 발생되고 있으며, 복잡한 형상을 갖고 있다.

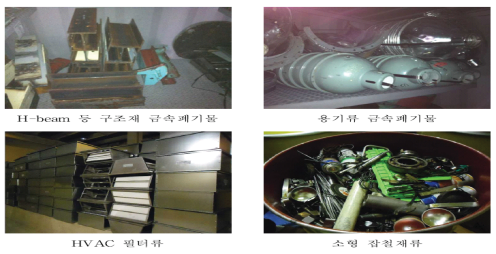


Fig. 1. Type of Scrap Metal Wastes.

이러한 금속폐기물의 대표적인 방사선적 특성은 Table 1과 같으며, 오염상태가 비균질하여 오염물질이 있는 부위 및 없는 부위 또는 오염도가 높은 부위 및 낮은 부위로 구분할 수 있다.

Table 1. Contamination Level of Scrap Metal Wastes

발전소	조사대상	오염도 (Bq/㎠)	선량률 (mR/hr)
고리2	H빔, RTD 배관, 밸브, 배관류 등	1.3~144	2~180
영광1	H빔, 배관, 철판, 그레이팅 등	2~16	0.5~1.3
울진1	필터케이스, 배관, 밸브, 철판 등	0.21~0.76	0.3~0.4

2.2 시료의 대표성 확보 개요

2.2.1 균질화

균질화는 시료를 채취하기 전에 충분히 혼합하는 것으로 주로 폐유와 같은 액체상의 폐기물이나 폐수지, 폐활성탄 같이 작은 입자상의 폐기물에 적용이 가능하다. 금속류 폐기물의 경우 균질화를 통해 대표성을 확보하기 위해서는 용융하는 것이 효과적일 수 있으나 분석단계에서 용융하는 것은 현실적으로 용이하지 않아 대안이 필요하다.

2.2.2 평균화

평균화는 동일한 종류의 폐기물을 일정한 수량(부피 또는 질량)으로 분류하고 분류된 그룹에서 채취한 시료의 분석값을 해당 그룹의 방사능 평균농도로 간주하는 것이다. 자체처분 관련 안전규제 지침에 따르면 대상폐기물을 최대 200 kg 또는 1 ㎡ 면적으로 분류하고, 각 그룹에서 1 kg의 시료를 채취하도록 요구하고 있다.

2.3 금속류 방사성폐기물 대표시료 채취 방안

일반적으로 시료의 대표성을 확보하기 위해서 균질화 방안과 평균화 방안을 함께 적용한다.

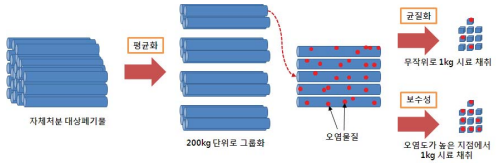


Fig. 2. Concept of Representative Sampling.

즉, Fig. 2 에서와 같이 먼저 평균화 기준 질량인 200 kg 단위로 분류하고, 금속폐기물의 경우 시료 자체를 균질화하기 어렵기 때문에 균질화 효과를 얻기 위해 각 그룹의 여러 지점에서 소량의 시료를 채취하여 1 kg의 시료를 조제한다. 모집단이 비균질할 때 한 지점에서 1 kg의 시료를 모두 취한다면 오염부위가 채취되지 않을 수 있는 표본추출 오차가 발생할 확률이 커지게 된다. 이러한 방법으로도 충분히 대표성 확보가 어렵다고 판단될 경우에는 보수적으로 접근하여 최대 선량률 또는 최대 표면오염도 지점에서 시료를 채취하면 방사능을 과소평가할 오류를 감소시킬 수 있다.

2.4 분석 정확도 향상을 위한 시료 제작 방안

정확한 감마핵종 분석을 위해서는 시료의 형상, 측정위치 등 기하학적 구조의 차이를 보정해야 한다. MCNP 코드를 이용하여 보정하는 방법이 있지만, 교정선원을 이용하여 보정하는 것이 용이하다. 즉, Fig. 3과 같이 분석시료를 교정선원과 기하학적 구조를 일치시켜 측정하는 방법이다.



a) 교정선원 b) 천공제작 c) 용융성형

Fig. 3. Shape of Sample for Analysis.

천공이나 용융이 어려울 경우 칩(Chip)형태로 분쇄하여 교정선원과 형상이 같은 용기에 담아 분석하는 방법도 가능하다.

한편 교정선원의 밀도는 약 1 g/cc 인 반면에 금속류의 밀도는 약 2.7 g/cc 이상이므로 시료의 자기차폐 현상에 의해 Fig. 4에서처럼 낮은 에너지 영역에서 시료의 밀도가 큰 경우 3배 이상의 측정효율 차이가 나타날 수 있기 때문에 정확한 측정을 위해서는 반드시 밀도보정을 해야 한다.

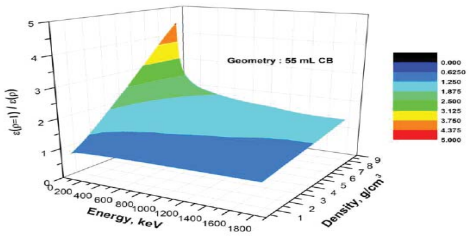


Fig. 4. Efficiency according to Energy and Density.

2.5 복잡한 형상에 대한 고려 사항

원전에서 발생하는 금속류 폐기물은 대부분 복잡한 형상으로 시8료 채취시 틈새, 코너 부위의 경우 방사성물질로 오염될 가능성은 높지만 이러한 부위에서 시료를 채취하는 것은 용이하지 않으며, 이러한 부위가 시료채취 시 제외된다면 시료의 대표성을 확보하기가 어렵게 된다. 이러한 경우 샘플링 분석방법과 Fig. 5처럼 ISOCS를 이용한 직접측정 방법과 조합하면 해결할 수 있다.



Fig. 5. Measurement using ISOCS.

3. 결론

금속류 방사성폐기물 자체처분을 위한 대표시료 채취시 시료 대표성 확보를 위해 표준화 및 균질화 방안에 대해 검토 하였다. 또한, 대표성 확보하기 어려운 경우 최대선량률 및 표면오염도 지점에서 시료를 채취하는 보수적인 대안을 제시하였으며, 분석의 정확도 향상을 위한 시료 제작 형태를 제안하였다. 또한 복잡한 형상의 폐기물에 대한 대표성 문제를 해결하기 위한 방안으로 ISOCS를 활용한 직접측정 방안을 제시하였다.

4. 참고문헌

[1] KINS, 대형 해체부지 재이용 및 대량 해체 폐기물 재활용 기준 및 검증지침 개발, KINS/HR-1169, 2012

[2] KINS, 방사성폐기물 자체처분 안전성 평가 규제지침

나노 제올라이트를 이용한 해수폐액 내 Cs 흡착 특성 연구

이근영*, 박민성, 이일희, 김광욱, 정동용, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*lky@kaeri.re.kr

1. 서론

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 많은 한계점을 드러낼 수 있다. 후쿠시마 원전사고에서 역시 발생 냉각수 처리를 위한 초기대응에 있어서 많은 기술적인 문제점들이 보고되고 있다.

비정상적 중대사고 시 대용량의 고방사성 폐액이 발생되므로 이를 효과적으로 신속하게 처리하는 것이 발생량을 최소화하고 환경누출을 억제할 수 있는 핵심이라 할 수 있다. 이와 같은 이유로 본 연구에서는 비정상 상태에서 발생할 수 있는 고염 해수폐액을 대상으로 고효율의 흡착-침전법(adsorption-precipitation) 기반 처리기술 개발을 위한 기초실험들을 수행하였다. 기존의 연구들을 통해 Cs 흡착제거에 높은 효율을 보이는 제올라이트로써 Mordenite를 선정하였고, 나노크기 Mordenite의 Cs 흡착특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험

Cs으로 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 Cs을 100 mg/l 농도가 되도록 녹여 모의 해수폐액을 준비하였다.

사전 연구를 통해 Cs의 제거 성능이 우수한 것으로 평가된 제올라이트인 Mordenite를 대상으로 특히, 입자크기가 수십㎚ ~ 수㎛ 인 Mordenite (MOR-nano, 평균입자크기 203.5㎚)와 입자크기가 수십㎛ 인 Mordenite(MOR-micro, 평균입자크기 18.7㎛)를 준비하였고, 또한 이들보다 입자크기가 큰 Mordenite(AW300-pellet 및 AW300-powder; pellet를 파분쇄한 입자)와 상호 비교평가 하였다.

Mordenite 시료는 X선 회절분석(XRD)을 통해 광물상 분석을 수행하였고, 주사전자현미경(SEM)을 이용하여 입자형태 및 크기를 확인하였으며, 각종 입도분석기를 이용하여(LD, DLS) 입자크기를 분석하였다.

다양한 변수들에 따른 Cs 흡착실험을 진행하였고, 채취한 용액 시료 내 Cs 농도를 분석하여 흡착효율(adsorption yield, %), 흡착용량(adsorption capacity, q) 및 분배계수(distribution coefficient, Kd) 등을 계산하였다. Pseudo-2nd order 흡착모델을 이용하여 흡착반응 속도상수(rate constant, k2)를 계산하였고, 용액상의 Cs 농도는 원자흡광분석기(AAS)를 이용하여 정량하였다.

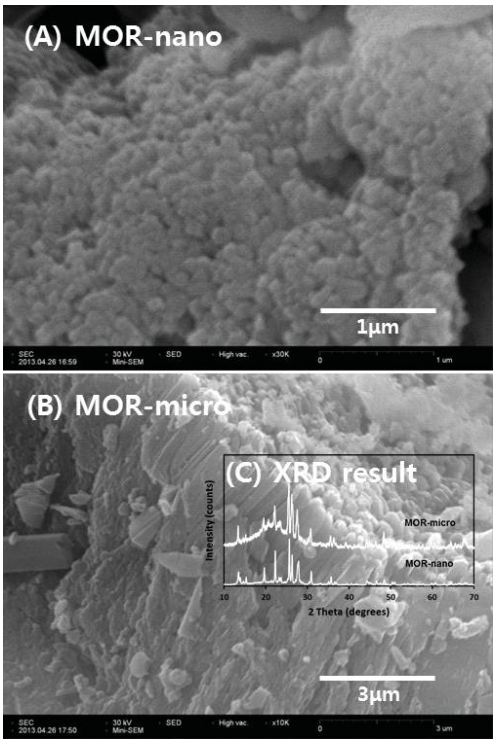


Fig. 1. SEM images and XRD results of nano- and micro-sized Mordenites.

2.2 결과 및 토의

SEM image를 통해 매우 미세한 Mordenite 결정들이 서로 붙어 집합체를 형성하고 있는 것이 관찰되었고, 나노입자와 마이크로입자간 크기 차이가 있음을 확인하였으나 XRD 분석을 통한 광물상 비교에서는 동일한 결과를 얻었다 (Fig. 1).

동일한 실험조건에서 입자크기가 서로 다른 네 종류 Mordenite의 Cs 분배계수 값을 비교한 결과 순수 Mordenite가 AW300보다 다소 높은 분배계수를 보였으나, 순수 Mordenite간 그리고 AW300간 입자크기에 따른 분배계수 차이는 크지 않은 것으로 나왔다 (Fig. 2). 이는 Mordenite의 입자크기 차이가 Cs의 흡착용량 및 효율에는 큰 영향을 미치지 않음을 시사한다. 이것은 동일한 순도를 갖는 물질에 있어서 Cs의 흡착 site는 입자크기가 작아져도 변화하지 않기 때문이다.

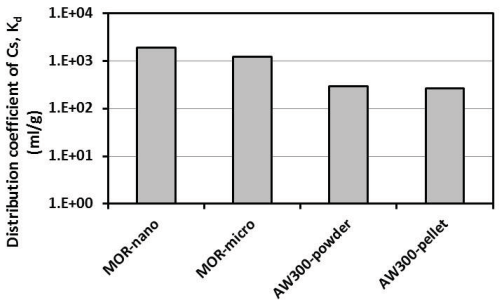


Fig. 2. Distribution coefficients of Cs after shaking for 2hrs with different Mordenite types.

반면, Mordenite의 Cs 흡착반응을 시간에 따라 모니터링 한 결과 나노 Mordenite의 경우 마이크로 Mordenite와 비교하여 상대적으로 빠른 흡착속도를 보였다 (Fig. 3). 나노 Mordenite의 경우 실험시작과 함께 매우 빠르게 Cs 흡착이 끝나는 것으로 보이고, 그보다 입자가 큰 마이크로 Mordenite의 경우는 최대 흡착용량에 도달하는데 약 1시간 이상이 소요되는 것으로 관찰되었다. 이를 바탕으로 Pseudo-2nd order 흡착모델을 이용하여 흡착반응 속도상수를 계산한 결과 약 10배의 차이를 보이는 것으로 나타났다.

3. 결론

제올라이트의 입자크기는 Cs의 흡착제거 속도에 영향을 미치고, 특히 나노크기의 제올라이트는 매우 빠른 Cs 제거속도를 보인다. 매우 신속한 대응을 요구하는 비정상 상황에서는 흡착-침전법 기반 처리기술이 효과적일 수 있고, 흡착제의 입자크기를 조절하여 흡착속도를 향상시킬 때 공정시간의 단축을 기대할 수 있을 것으로 보인다. 향후 나노 제올라이트의 고염 해수폐액 내 특수한 분산 특성 및 고액분리 특성을 활용하여 실제적인 적용타당성을 평가하는 것이 중요할 것으로 사료된다.

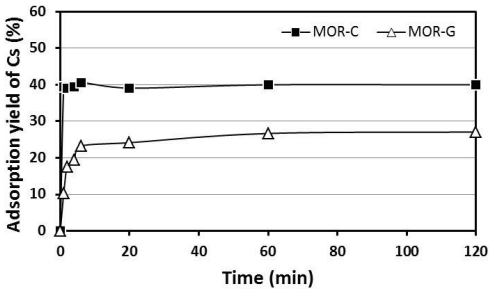


Fig. 3. Adsorption yield % of Cs of nano- and micro-sized Mordenites with time (shaking for 2hrs).

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] Water, Vol.3, pp. 551-565, 2011
[2] Zeolites, Vol.11, p. 745, 1991
[3] ANS Committee Report, 2012
[4] Advanced Powder Technology, Vol.23, pp. 757-760, 2012

방사능 오염토양 식물정화 기술 분석

김병호*, 최용호, 임광묵, 금동권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bhkim1@kaeri.re.kr

1. 기술 개요

식물정화기술은 수목, 초본식물, 수생식물들을 이용하여 환경오염물질을 제거, 분해, 안정화시키는 것을 말한다. 이 방법이 독성 금속, 방사성 물질, 유해유기물질로 오염된 지역의 복원에 비용 경제적인 기술로서 오래 전부터 연구를 수행하여 오고 있다. 이 기술이 가지는 장점들은 태양에너지에 의하여 가동되는 청정기술이라는 점과 비용이 경제적이라는 점 등이다. 그러나, 현장에서 적용은 식물뿌리의 대사활성이 활발한 근권으로 한정되기 때문에 처리할 다른 생물학적 처리기법보다 처리속도가 느리고, 식물체내로 수송되어 축적된 오염물질이 먹이사슬에 인입될 가능성이 있으며, 아직까지 생소한 기술이라는 점은 그 한계점이라고 할 것이다.

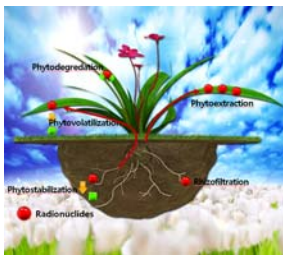


Fig. 1. Mechanism of phyto-remediation.

2. 기술 유형

식물정화에는 생물학적, 화학적, 그리고 물리적인 기작이 모두 포함된다. 즉 오염물질을 직접 식물체내로 흡수하거나 또는 식물체내의 효소에 의해 덜 유해한 생성물로 변형시키거나 식물의 뿌리에서 효소 등을 방출함으로써 뿌리 근처의 토양미생물을 활성화하여 유기물질의 생화학적인 분해를 촉진시킨다. 식물정화에 이용되는 기능들이 Fig. 1에 나타나 있으며, 식물정화공정에 활용될 수 있는 식물들은 Table 1과 같다.

3. 기술 개발 현황

수생식물을 이용하여 방사성핵종의 확산을 방지하기 위한 첫 번째 시도는 러시아 Timofeeva에 의하여 1950년대 초반에 시작된 연구로 거슬러 올라간다. Saleh는 부레옥잠이 방사성 폐용액으로부터 ^{137}Cs과 ^{60}Co와 같은 방사성 핵종을 제거하는데 양호한 식물정화식물로서의 적합성을 확인하였다.

Table 1. Plants for phytoremediation

구분	오염물질	대표적인 식물종
근권 여과	중금속, 유기물, 방사성 물질	부레옥잠, 미나리, 연꽃, 애기부들 등
식물 추출	중금속류(Pb, Cd, Zn, Ni, Cu, Se등), 방사성 물질	해바라기, 보리, 민들레, 인도겨자, 쐐기풀 등
식물 분해	방향족 탄화수소, 할로겐화 방향족 탄화수소, 비방향족 탄화수소	포플러, 버드나무, 사시나무, 콩과식물, 벼과식물
식물 안정화	중금속, 방향족 탄화수소, 할로겐화 방향족 탄화수소, 방사성 물질	포플러, 버드나무, 사시나무, 뿌리가 잘 발달된 초본류 등

육상식물은 미생물의 해독 작용을 증진시키고, 비옥도가 낮고 토성이 나쁜 입지에서도 군락 조성이 가능하며 비용이 적게 들뿐만 아니라 식물정화 후 생산된 작물체를 원료로 하여 바이오 연료를 생산할 수 있다. 1986년의 체르노빌 원전사고 이후, 인근 방사능 오염 토양 정화를 위하여 해바라기, 갈대, 포플러, 버드나무, 유채꽃 등을 사용하여 방사성 세슘 제거 연구를 수행한 결과, 포플러가 세슘의 제거에 가장 효과적임을 실험적으로 확인하였으며, 일본에서는 후쿠시마 원전사고 이후, 방사성 세슘의 식물복원을 위한 식물을 찾기 위하여 다양한 벼, 수수, 이외 다른 식물을 경작하여 방사능에 오염된 10곳의 현장에 이러한 식물들을 재배하여 식물의 지역 성장특성과 방사성 세슘 흡수력을 시험하였다.

서로 다른 환경을 차지하고 있는 넓은 범위에 걸쳐있는 식물종들은 오염토양으로부터 많은 방사성핵종을 축적하고 이러한 축적정도는 식물종에 따라 서로 다르다는 것을 보고하고 있다. 연구자들은 코코스야자가 Bikini Atoll에서 시험한 핵무기에 오염된 토양으로 상당히 많은 양의 ^{137}Cs을 축적함을 보고하였다.

식물중 방사성핵종의 축적량은 수많은 환경, 토양관리인자에 따라 달라진다. Cs와 Sr의 원자구조는 K 및 Ca과 비슷하므로 이러한 필수식물영양소의 이동 흡수 결합에 영향을 미치는 요인들을 ^{137}Cs와 ^{90}Sr에 크게 활용할 수 있다. ^{137}Cs의 식물 흡수 가능성은 토양중 점토의 유형과 양에 좌우한다. Paasikallo는

물이끼가 토탄에서 자랄 때 더 많은 ^{137}Cs와 ^{90}Sr을 축적함을 보고하였다.

비료를 사용하는 것은 식물에 의한 ^{137}Cs와 ^{90}Sr축적에 영향을 준다. 질소 제한토양에서 질소비료를 주는 것은 뿌리 성장과 밀도를 증가시켜 궁극적으로 토양으로부터 식물 성장을 증가시켜 ^{137}Cs와 ^{90}Sr 흡수에 간접적으로 긍정적인 영향을 미친다.

균근은 토양 균류와 식물뿌리와 공생관계로서 식물은 균류에게 설탕형태로 탄소를 공급하고 균류는 식물에게 토양 원소를 제공한다. 뿌리에 의한 방사성핵종의 흡수를 증가시키기 위하여 근권영역이 증가되거나 근권지으로 방사성핵종의 확산이 증가되어야 한다.

4. 생명공학기술의 응용

생명공학 및 식물 조직배양 기법을 이용하여 식물체를 형질전환 시킬 수 있는 기술은 최근에 급격히 발달하기 시작하였으며 궁극적으로 식물을 이용한 환경복원 연구 영역 등으로 확대, 강조되어질 전망이다.

5. 토의

오염토양으로부터 방사성핵종을 제거하기 위하여 적정식물을 선정하는 것이 중요하다. 국내에서 식물을 이용한 방사성핵종 제거 연구 수행을 위하여 다음과 같이 적정 식물 선정기준을 설정하였다.

- 국내 토양 재배성
- 방사성 핵종에 대한 해독력
- 환경 정화 식물로의 도입 가능성
- 유전적 정보 재배법, 생물 공학 기법에 대한 기술적인 정보 풍부성

지금까지 국내외 기술현황분석 결과와 상기 선정기준을 바탕으로 방사성 세슘의 흡수력이 뛰어난 수생식물과 육상식물의 후보식물을 다음과 같이 선정하였다.

- 수생식물: 부레옥잠, 좀개구리밥, 큰 고랭이, 검정말, 연꽃, 미나리 애기부들, 줄
- 육상식물: 포플러, 버드나무, 옥수수, 수수, 해바라기, 벼

6. 국내 기술개발 계획

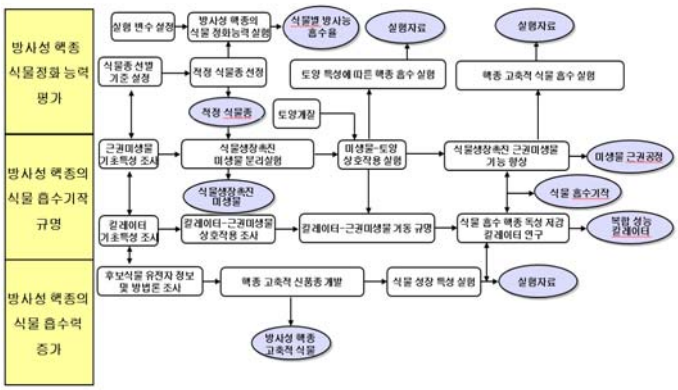
국내 취약기술을 확보하기 위하여 후보 식물의 핵종 흡수특성을 실험적으로 조사하고, 이후 연구단계에서는 최종적으로 선발된 식물에 대하여 Chelate 화합물, 유기산 및 미생물의 작용에 의한 방사성 핵종의 흡수기작을 규명함과 동시에 모델식물에서 방사성 핵종 고축적 유전자를 선별하여 이를 최종 선발된 식물체로 도입하기 위한 시스템을 구축하는 것이 최종 기술 목표이다(Fig. 2)

7. 결론

식물정화기술에 대하여 요약한다면, 이 기술은 경제적이고 실용적 가치가 있는 미래 선진기술이다. 그러나 이 기술을 통하여 얼마만큼 효율적으로 토양을 정화시키고, 또는 어떻게 하면 더 좋은 적용효과를 가질 것인가라는 문제를 해결하기 위해서는 더 많은 적용 결과들이 필요하며, 식물-미생물-유전자 시스템을 이해하기 위한 연구들이 필요하다.

8. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부가 시행한 원자력중장기연구개발사업의 결과물입니다.



방사능에 오염된 파이프의 평판화 가공 장치

신기백*, 이은표, 장원혁, 홍대석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbshin@kaeri.re.kr

1. 서론

1994년 한전원자력연료(주)에서 발생한 NaF 폐기물에 대한 자체처분이 처음 시행된 이후, 1995년부터 원자력발전소에서 발생한 방사성폐기물의 자체처분이 시행되었다. 그 후 관련 법령의 정비를 통하여 2000년부터 본격적으로 자체처분이 시행되어 오고 있으며, 최근에는 자체처분 대상 폐기물 종류 및 수량이 증가하고 있는 추세이다.

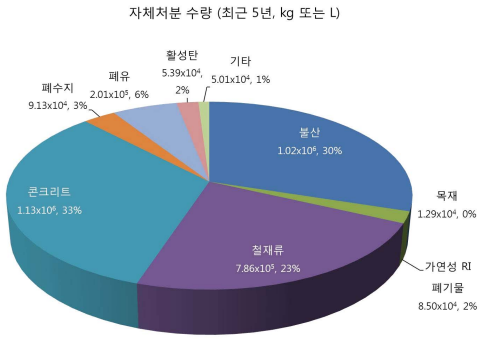


Fig. 1. Amount (kg or L) of regulatory clearance in the last 5 years(2008 ~ 2012) [1].

주요 자체처분대상 폐기물에는 토양, 콘크리트, 철재류, 활성탄, 폐수지, 폐유 등이 있으며, 목재 및 종이류 등도 일부 자체처분 되고 있다.[1] Fig. 1에서 보는 거와 같이, 자체처분대상 폐기물 중 철재류가 차지하는 비중이 많으며 철재류 중 파이프도 포함되어 있다.

방사능에 오염된 파이프는 제염이 어렵고 설령 제염을 수행한다 할지라도 방사능 제염 여부를 검사한다는 것은 매우 어려우며 특히 직경이 가는 파이프는 방사능 제염 및 오염 검사가 불가능하다. 이러한 문제점으로 인하여 기존에는 방사능에 오염된 원형 파이프는 압축 처리하거나 용융처리하여 방사성 폐기물로 처리함으로써 방사성 폐기물의 양의 증가로 인하여 방사성 폐기물의 보관에 필요한 저장 공간이 증대하고 장기간 저장하여야 할 뿐만 아니라 자원 재활용을 할 수 없어 경제적 손실이 많이 발생한다.

2. 본론

2.1 기술개발의 목적

방사능에 오염된 파이프를 1차로 내.외부 제염을 수행하여 방사능 준위를 낮춘 후 파이프를 적당한 길이로 절단한 다음 파이프를 길이 방향으로 절단 2등분하여 반원 단면 형태의 파이프를 유압 프레스를 이용하여 평평한 판 형태로 편 후 물리적, 기계적 및 화학적인 방법으로 방사능 제염을 완벽하게 수행하고 방사능 오염 검사를 수행하여 철재류 방사성 폐기물을 자체처분 함으로써 방사성폐기물의 보관에 필요한 저장 공간 확보 및 자원을 재활용할 수 있게 함으로써 경제적 이득을 얻고자 함이다.

2.2 장치 설명

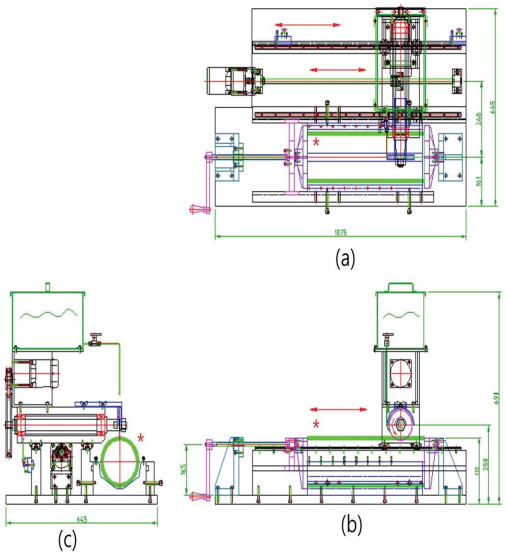


Fig. 2. Equipment plan.

Fig. 2는 파이프(*) 절단장치의 정면도(a), 평면도(b) 및 측면도(c)로써 방사능에 오염된 파이프를 장치에 고정하기 위한 고정지지대와 구면좌로 결합되어 일정한 길이로 파이프 절단 시 절단면이 파이프의 길이방향과 직각이 되지 않을지라도

견고한 고정이 가능한 파이프 누름판, 파이프 반대측의 이동 누름판 등으로 구성되어있다. 길이방향으로 평 커터에 의한 절삭가공이 완료되면 파이프를 180° 회전시켜 고정한 후 절삭가공을 완료하여 파이프를 이등분한다.

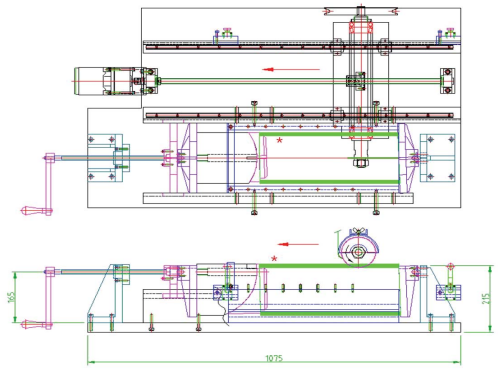


Fig. 3. Equipment plan using thick pipe.

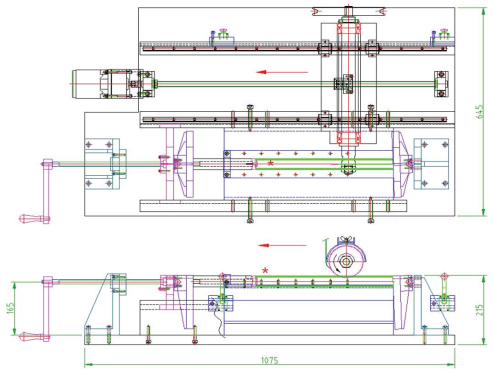


Fig. 4. Equipment plan using thin pipe.

Fig. 3은 두꺼운 파이프(*)를 Fig. 4는 얇은 파이프(*)를 사용하여 절삭, 가공하는 도면이다.

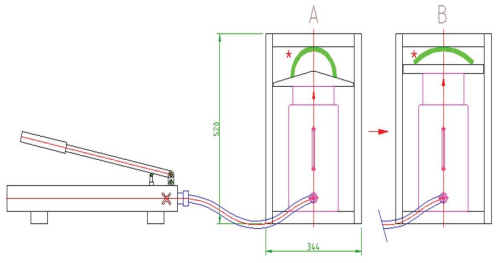


Fig. 5. plan of flatting equipment.

Fig. 5는 방사능에 오염된 이등분한 파이프(*)를 평평하게 펴기 위한 유압 프레스로써 유압프레스 본체 하단에는 유압 램이 놓이며 유압 램의 상부에는 경사진 판과 평평한 판을 가진 구조로써 유압 펌프의 레버 작동에 의하여 유압 램이 작동한다.

2.3 기대효과

직경이 다양한 방사능에 오염된 파이프를 하나의 장치에서 길이방향으로 이등분 할 수 있으며 파이프 받침대보다 길이에 상관없이 방사능에 오염된 파이프라면 치구를 이용하여 하나의 장치에서 길이방향의 이등분이 가능하다. 또한 방사능에 오염된 파이프를 이등분한 반원 단면의 형태를 평평한 판의 형태로 펼쳐줌으로써 방사능 제염 및 오염 검사가 용이하며 방사성 폐기물의 보관에 필요한 저장 공간이 축소된다. 방사능 제염 및 오염검사가 용이하게 됨으로써 방사능오염을 극저준위로 낮추어 자체처분이 가능하게 되어 자원을 재활용할 수 있다.

3. 결론

방사능에 오염된 파이프는 제염 및 오염 검사가 어렵다. 이에 하나의 장치로 다양한 직경의 방사능에 오염된 파이프를 제염 및 검사가 용이하게 하기 위한 파이프 길이방향 절단장치 및 유압 프레스를 개발함으로써 파이프 제염을 용이하게 할 수 있다. 원자력연구원, 원자력발전소 등의 시설 운영과정 및 해체과정에서 발생하는 폐기물 파이프를 제염하여 자체처분 할 수 있으므로 저장공간 확보 등의 상당한 경제적 효과를 얻을 수 있다.

4. 참고문헌

[1] 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분 현황, 스마일 방사선 동위원소 회보, 2013여름호, 제 28권, 제 2호, p.10-16

[2] 특허 출원번호 10-2013-0045625

방사성 소각재의 성형 및 소결이 감용에 미치는 영향

이윤지, 나상호*, 이기원, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shna@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 가연성 폐기물은 소각하여 소각재(Ash)의 형태로 전환된다. 소각재에는 방사성핵종이 함유되어 있어 처분에 적합한 고형·안정화처리가 수반되어야한다[1]. 종래에는 고형화처리에 시멘트, 아스팔트, 유리 등을 첨가하였으나 폐기물 부피의 증가를 유발하였다. 한편 소각재는 분말이어서 분산성이 크고 취급이 불편하므로 분말야금기술을 도입할 경우, 성형에 의해 소각재의 부피를 줄이고, 소결을 통하여 안정화 및 취급의 용이성을 증대시킬 수 있다.

이에 본 연구에서는 가연성폐기물 소각재를 사용하여 분말처리를 거친 과립을 이용하여 성형압력 및 소결온도가 감용에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 소각재는 변환시설의 해체현장에서 발생한 가연성폐기물의 소각과정에서 발생한 소각재이다. 소각재는 발생공정 위치에 따라 바닥재, 후연소로 비산재, 포대여과기 비산재로 분류되며, 발생율은 각각 70%, 15% 그리고 15%이다.

이러한 비율로 혼합된 소각재를 유압프레스를 사용하여 예비성형압력 100 MPa의 압력으로 원통형의 예비성형체를 제조하였다. 예비성형체는 1 mm 시브를 통과시켜 과립(granule)을 만들었다. 과립을 만든 이유는 분말의 유동성을 향상시키기 위함이다. 과립을 이용하여 유압프레스를 사용하여 성형하였으며(압력;100, 300 & 500 MPa), 제조된 성형체는 관상형 소결로에 장입하여 소결(온도; 800, 1000 & 1200 ℃)하였다. 소결은 각각의 온도에서 2시간 유지하였으며, 승온 및 냉각은 모두 분당 4 ℃로 하였다. Fig. 1에 소각재 펠렛 제조공정도를 개략적으로 나타내었다. 분말(소각재 및 과립)의 겉보기밀도는 ASTM 213에 기술된 방법대로 측정하였고, 성형밀도 및 소결밀도는 기하학적 방법으로 측정하였다. 감용비는 밀도의 비로 환산하였다.

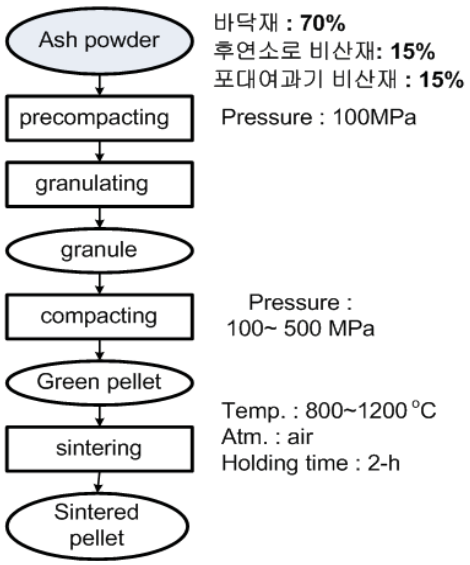


Fig. 1. Schematic ash pellet fabrication flowsheet.

2.2 결과

2.2.1 예비성형에 따른 감용 효과

소각재 분말 및 소각재 과립의 겉보기 밀도는 각각 0.29 g/cm^{3}와 0.89 g/cm^{3}으로 측정되었으로며, 감용비는 3.07로 계산되었다. 즉 예비성형압력 100 MPa로 성형한 예비성형체(성형밀도 ; 1.86 g/cm^3)를 1 mm의 시브에 통과시키면 예비성형을 하지 않았을 때의 것보다 분말의 유동성이 향상되어 감용비가 증가됨을 보여준다.

2.2.2 성형압력에 따른 감용 효과

소각재 분말의 겉보기밀도 0.29 g/cm^{3}을 기준으로 성형압력에 따른 감용비를 구하여 Fig. 2에 도시하였다. 또한 성형압력에 따른 성형밀도를 함께 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 성형압력이 증가하면 성형밀도는 증가하는 경향을 보여준다.

그리고 성형밀도의 증가는 감용비 증가를 의미한다.

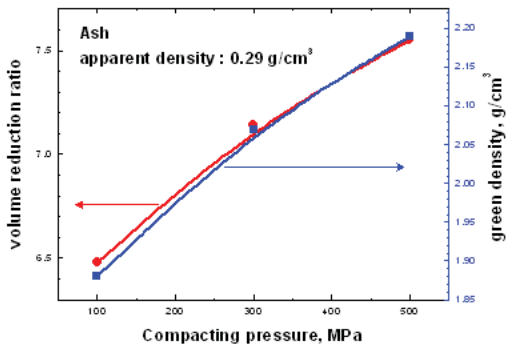


Fig. 2. Compacting pressure vs. volume reduction ratio.

2.2.3 소결온도에 따른 감용 효과

소각재 분말의 겉보기밀도 0.29 g/cm^{3}을 기준으로 성형압력별 소결온도에 따른 감용비를 구하여 Fig. 3에 도시하였다.

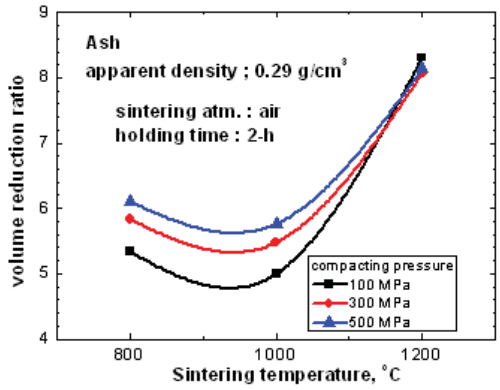


Fig. 3. Sintering temperature vs. volume reduction ratio.

그림에서 보는 바와 같이 소결온도 1000℃까지는 성형압력이 증가하면 감용비는 증대함을 보여준다. 그러나 소결온도 1200℃에서는 성형압력 500 MPa에서의 감용비보다 100 MPa에서의 감용비가 큼을 보여준다. 이는 길이 및 직경 수축율이 가장 크게 나타났고, 무게 감소율 가장 크게 나타났기 때문이다. 한편, 동일한 성형압력하에서도 소결온도 증가에 따라 감용비는 감소하다가 증가하는 경향을 보여준다. 이와 같이 감소하다 증가하는 원인은 소각재의 수축율과 관련되는 것으로 보인다. 즉 온도 증가에 따라 무게감소율은 증가하지만, 길이 및 직경은 1000℃까지는 팽창하다가 1200℃에서는 수축하는 것으로 나타났다. 결과적으로 소각재는 소결온도 1200℃에서 민감한 성질을 보이는 데 이는 소각재의 구성 성분의 일부 휘발 및 용융 그리고 치밀화 되는 온도가 중첩되기 때문일 것으로 사료된다. 치밀화 온도는 소각재 펠렛의 안정성 및 취급성을 증대시킬 수 있는 중요 요인이 될 것으로 판단된다.

3. 결론

- 소각재 분말보다는 과립의 유동성 향상으로 인해 감용비가 증가됨
- 성형압력이 증가하면 소각재 과립의 감용비는 증대됨
- 소결온도를 증가하면 소각재 펠렛의 치밀화가 증가됨

4. 참고문헌

[1] 고화처리한 유해 및 방사성폐기물 소각재의 물성 및 침출특성연구, 김인태, 2002

방사성 요오드 폐기물 고화체를 위한 유리조성 개발 및 고화체 제조

양재환*, 신진명, 박장진, 유재욱, 백영희, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 요오드는 사용후핵연료에 핵분열생성물로 존재하며 고온에서 휘발시켜 핵분열생성물을 제거하는 voloxidation 공정을 통해 대부분이 배기체로 휘발한다. 요오드의 동위원소는 여러 가지가 존재하나 이 중 I-129는 천오백 만년이 넘는 반감기를 가진 핵종으로서 장기간에 걸쳐 인간과 지구환경에 위해를 끼칠 수 있기 때문에 적절한 처리기술을 통해 안전하게 관리하는 일은 매우 중요하다고 할 수 있다.

배기체로 휘발하는 I-129는 습식이나 건식 공정을 이용하여 흡착한다 [1]. 한국원자력연구원에서는 그동안 은 교환된 제올라이트의 일종인 AgX를 통해 I-129 흡착연구를 수행해왔다 [2]. AgX는 우수한 요오드 포집성능을 지니지만 장기 처분을 고려할 때 기계적 물성과 수화학적 안정성은 취약한 편이라 할 수 있다. 따라서 방사성 요오드를 포집한 AgX를 장기간 처분하고자 한다면 물리·화학적 물성이 우수한 고화체를 제조하는 일이 필수적이다.

고준위 폐기물의 고화매질로 일반적으로 사용되는 붕규산유리는 작업온도가 1000도를 훨씬 넘기 때문에 휘발성이 강한 요오드 폐기물을 고화에는 적합하지 않다. 이로 인해 최근 저온에서 작업이 가능한 유리조성을 이용하여 방사성 요오드 폐기물을 고화하는 연구가 몇 차례 시도되었다 [3-5].

저자가 속한 연구그룹에서는 그동안 요오드를 포집한 AgX에 적합한 고화매질 연구를 수행하였으며, Bi, Zn, Pb, Si, B 등을 사용하여 저온용융이 가능한 유리조성을 탐색해왔다. 다양한 유리조성 중 고화체가 형성되는 온도를 700도 정도로 낮추면서도 건전성을 유지할 수 있는 유리로서 Bi-Si-B를 이용한 유리를 선택하게 되었다. 이번 연구를 통해 Bi-Si-B 유리를 이용하여 고화체의 제조하고, 제조된 고화체의 특성에 대해 분석하여 장기 처분을 위한 적합성 여부를 판단하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

2.1.1 유리의 제조

Bi-Si-B 유리조성을 제조하기 위해 시약급의 Bi_2O_3 (Daejung, >99.0%), B_2O_3 (Junsei, >95.0%), 및 SiO_2 (Junsei, 99.0%)를 사용하였으며, 유리 제조에 사용된 3종류의 조성은 표 1에서 보는 바와 같다. 먼저 각 시약을 비율에 맞게 준비한 뒤 막자에 넣고 5분 간 혼합하여 혼합 분말을 만든다. 그 후 알루미나 도가니에 혼합분말을 투입하고 열처리로에 장입하여 1200도의 온도에서 1시간 동안 용융시킨다. 기존에 유리를 제조할 때는 열처리 후 자연 냉각하는 방식을 취하였으나 이 경우 냉각되는 과정에서 유리가 알루미나 도가니에 들러붙게 되어 유리의 회수가 어려워진다는 단점이 있다. 따라서 이번 실험에서는 1200도의 유리 용탕을 퍼니스에서 꺼내어 증류수에 부어 식히는 급냉 방식을 사용하였다. 회수된 유리 물질은 막자를 이용하여 잘게 분쇄하였다.

2.1.2 요오드 반응된 AgX의 제조

AgX의 제조를 위해 분자체 13X(Sigma-aldrich)를 사용하였으며, $AgNO_3$를 증류수에 녹인 용액에 분자체를 함침하는 방식을 이용하여 AgX를 제조하였다. 요오드 기체를 포집한 AgX의 경우 포집된 요오드 중 일정량은 물리 포집이 되어 있으므로 열처리시 쉽게 휘발된다는 단점이 있다. 이 문제를 회피하기 위해 NaI 분말을 증류수에 녹인 용액에 AgX를 담궈 24시간 동안 반응시키는 방식으로 요오드가 포집된 AgX를 제조하였다. 건조된 AgX는 무게를 측정하여 AgX 내에 포함된 요오드의 비율을 계산하였다. 유리에서와 마찬가지로 요오드가 포집된 AgX는 막자로 잘게 분쇄하여 사용하였다.

2.1.3 고화체의 제조

고화체 제조를 위해 유리 분말과 AgX 분말을 7

대 3의 질량 비율로 섞고 알루미나 도가니에 넣은 후 열처리로에 장입하여 650도부터 50도 간격으로 2~3시간 동안 열처리하여 고화체를 제조한다.

2.2 분석 장비 및 방법

2.2.1 ICP-MS/OES

고화체 제조시 열처리 과정에서 일정량의 요오드가 휘발하게 되므로 열처리 온도에 따른 요오드의 휘발량 자료는 향후 고화체 제조시 적용가능한 열처리 온도를 결정하는데 필수적인 기초자료로 기능할 것이다. 지금까지 열처리 전후의 고화체 질량변화를 측정하여 요오드의 휘발량을 계산하였으나 감소된 질량이 전부 요오드에 기인한 것인지 확실치 않아 데이터의 신뢰성이 부족하였다. 이 문제를 해결하기 위해 요오드가 포함된 AgX 및 열처리 온도별 시료의 Ag와 I의 비율을 화학분석 (Induced Coupled Plasma-Mass /Optical Emission spectroscopy, ICP-MS/OES)을 통해 정량하여 비교하는 방식으로 요오드의 휘발량을 계산하고자 한다.

2.2.2 SEM-EDS/XRD

유리와 폐필터 반응을 통해 생성될 수 있는 새로운 구조를 전자현미경 및 X-선 회절 분석을 통해 관찰한다. 특히 유리 조성 및 열처리 온도에 따라 관찰되는 요오드의 상이 달라지는 것을 확인하고자 한다.

2.2.3 단기 침출시험 (PCT test)

고화체의 내구성을 판단할 수 있는 가장 중요한 지표는 침출률이다. 침출률을 측정하는 다양한 방법의 시험이 개발되었으나 단기간에 핵종의 침출 특성을 판단할 수 있는 시험법으로 많이 이용되는 것은 PCT 시험법이다. PCT 시험을 통해 제조된 시료의 요오드 침출률을 파악하고자 하며, 이를 통해 열처리 온도 및 유리의 조성에 따라 요오드의 침출률이 어떻게 달라지는지, 또한 유리와 요오드와의 상호작용으로 인해 달라진 내부구조가 요오드의 침출률에 어떤 방식으로 영향을 미치는지 파악하고자 한다.

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	50	20	30
2	40	20	40
3	45	20	40

3. 참고문헌

[1] D. R. Haefner et al., "Methods of Gas Phase Capture of Iodine from Fuel Reprocessing Off-Gas: A Literature Survey", Idaho National Laboratory, INL/EXT-07-12299 (2007)

[2] H. Lee et al., “Pyroprocessing Technology Development at KAERI”, *Nuc. Eng. Tech. Vol.* 43, No. 4, pp. 317-328 (2011)

[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)

[4] D. F. Sava et al., "Iodine confinement into metal-organic frameworks (MOFs): low-temperature sintering glasses to form novel glass composite material (GCM) alternative waste forms", *Ind. Eng. Chem. Res.*, 51:614-620 (2012)

[5] K. Noshita et al, "Vitrification technique of radioactive waste using AgI-Ag_2O-P_2O_5 glass system", *Proc. Conf. Radioactive Waste Management and Environmental Remediation.* (1999)

방사성 핵종 흡착제의 봉입을 위한 알지네이트 비드의 제조 및 특성 분석

양희만*, 최용석, 권상운, 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. 특히, 방사성 오염 물질로 오염된 건물 표면, 지하수, 지표수, 공기, 토양 등에서 방사성 오염 물질을 제거 할 수 있는 흡착제 제조 기술의 확보가 매우 중요하다. 이를 위해 지하수, 강 하천 등의 물환경이나 건물 도로위 오염표면에 존재하는 방사성 세슘만을 선택적으로 포집하여 제거하기 위해 hydrogel/자성흡착제 하이브리드 기능성 소재를 이용하면 초상자성을 가지는 자성입자가 자기장에 의해 쉽게 회수가 가능하다는 장점을 가질 수 있어 다양한 오염 환경에 적용이 가능하다.

본 연구에서는 자성 나노입자 기반의 방사성 핵종의 흡착제를 제조하고 제조된 자성흡착제를 물흡수력이 뛰어난 친수성 고분자 소재로 구성된 고분자 비드에 봉입하여 hydrogel/자성흡착제 복합소재를 제조하는데 있어 중요한 인자를 살펴보고 그 에 따른 복합 소재의 특성 성질을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 제조 방법

흡착제/하이드로젤 복합소재는 크게 자성입자 제조, 구리페로시아나이드 도입, 마지막으로 흡착제의 하이드로젤에 봉입으로 총 세 단계로 제조된다.

먼저, 열분해법을 이용한 자성나노입자 합성은 다음과 같다. 4 g의 iron acetylacetonate와 benzyl alcohol 40 mL를 질소 분위기 하에서 200°C로 온도를 올려 준 후, 7 시간 동안 반응을 유지시켜 자성입자를 합성하였다. 반응 종류후 acetone을 과량 첨가한 후 자기장을 이용하여 미반응물을 제거하였다.

제조된 자성입자에 구리페로시아나이드 도입하는 방법은 다음과 같다.[1] 자성입자를 toluene에 넣고 anino-ethyl-aminopropyl-trimethoxy-silane을 첨가하여 90°C에서 20 시간 정도 교반시켜 산화철 입자 표면과의 반응을 유도한다. 자기장을 이용하여 미반응물로부터 자성입자를 회수하여 침전물을 얻는다. 그 뒤 수용액에 분산된 입자를 0.4 mmol의 $CuCl_2$, $Na_4Fe(CN)_6$와 순서대로 반응하여 페로시아나이드(ferrocyanide, FC)가 접목된 자성입자 분말을 수득한다 (Cu-FC-MNPs).

앞에서 합성된 페로시아나이드가 접목된 자성나노입자를 하이드로젤 비드안에 봉입하여 흡착제/하이드로젤 비드 소재를 제조하는 방법은 다음과 같다.[2]

먼저, 적당량의 alginate를 NaOH 용액에 녹여준다. 그 뒤 위에서 제조한 구리페로시아나이드가 접목된 자성흡착제를 다양한 농도로 alginate NaOH 용액에 첨가해준다. NaOH 용매에서 두 첨가물이 잘 녹도록 30 분 이상 교반시켜준다. 위에서 제조한 혼합 용액을 주사기를 이용하여 시간당 첨가량을 조절해가면 $CaCl_2$ 수용액에 첨가해준다. 위 용액을 1 - 5 시간 동안 반응시간을 조절해가며 교반시킨다. 반응이 모두 끝난 후, 증류수를 이용하여 미반응물을 제거한다. 그 후 동결건조하여 파우더 형태의 합성물을 얻는다.

제조된 FC-MNPs와 흡착제/하이드로젤 복합소재는 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 화학분석을 수행하여 제조조건을 도출하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

TEM, XRD, VSM 등의 화학분석을 통해 제조된 FC-MNPs가 초상자성을 가지는 자성나노입자임을 확인하였다. 또한 FT-IR, zeta-potential, TGA 분석을 통해 제조된 자성입자의 표면개질 여부를 분석하였다. Fig. 1에서 보는바와 같이 1030-1127cm^{-1}에서 실록산 고분자에서 관찰되는 Si-O-Si bond의 stretching vibration peak를 보여주는 것으로 보아 자성 입자 표면에 silane coupling agent가 성공적으로 접목되었다는 것을 확인하였다. 또한 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. 제조된 FC-MNPs의 세슘 흡착특성 실험 결과 99% 이상의 세슘 제거 효율을 확인하였다.[1]

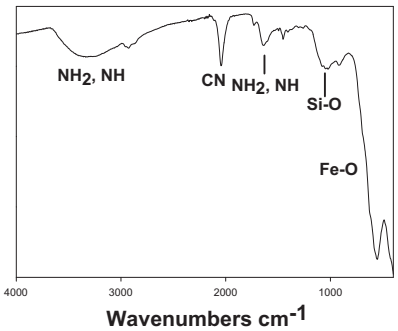


Fig. 1. FT-IR Spectrum of Cu-FC-MNPs.

제조된 Cu-FC-MNPs의 alginate 비드 내부로의 봉입을 위해 다양한 제조 조건에서 실험을 수행하였다. 즉 흡착제 양과 alginate의 양의 비, Ca 이온의 농도, 반응 시간, 첨가 시간 등의 조건을 변화해가며 최적의 제조 조건을 도출하였다. Fig. 2는 제조된 자성흡착제/하이드로젤 비드의 그림을 보여주고 있다. 수십 마이크로미터 크기의 비드 안에 자성흡착제가 봉입되어 자성입자의 색인 검은색을 띠로 있으며, 오른쪽 그림에서와 같이 자기장을 근처에 가져다 놨을 때 초상자성을 띠는 자성입자에 의해 자성흡착제/hydrogel 비드가 자기장쪽으로 모아지는 것을 확인할 수 있다.

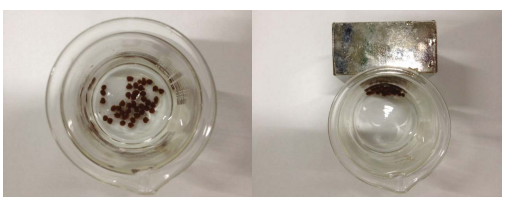


Fig. 2. photo images of magnetic absorbent/hydrogel hybrid materials and magnetic recovery of hybrid materials.

3. 결론

본 연구에서는 방사성 핵종으로 오염된 지하수, 하천 강 등의 물 환경과 건물 표면 등의 주거환경에서 다용도로 적용될 수 있도록 물 흡수성이 뛰어난 하이드로젤을 지지체로 하여 자성흡착제를 지지체 내부에 봉입하여 흡착제/하이드로젤 복합소재를 제조하고자 하였다. 위 복합 소재의 제조 조건을 도출하기 위해 alginate 비드에 반응 조건에 따른 복합 소재의 특성 변화를 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] H.M. Yang, K.W. Lee, B.K. Seo, J.K. Moon, Journal of Nanoscience and Nanotechnology, accepted (2013)

[2] B. Y, Kim, J. H. Jeong, J. D. Kim, J. Control. release, 102, pp. 525-538 (2005)

방사성금속폐기물 플라즈마 건식 제염설비 개발

전상환[1], 채산[1], 김용수[1]*, 류지환[2], 김경민[2]
[1]한양대학교, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
[2](주)에이치앤에너테크, 서울특별시 성동구 왕십리로 222
*yongskim@hanyang.ac.kr

1. 서론

최근 국내에서도 노후 원전 해체 및 폐증기발생기 등 대형금속폐기물 처리 기술 확보에 대한 관심이 고조되고 있으며 금속폐기물 제염 기술 및 설비 개발 필요성이 대두되고 있다.

본 연구에서는 국내외 제염 설비 수요 증가에 부응하여 소요되는 제염 설비도 줄이고 2차 폐기물의 양도 획기적으로 줄이면서도 습식 처리에서와 같은 제염 효과를 얻을 수 있는 새로운 건식 제염 설비를 개발하였다. 이 설비는 건식 제염 기술이면서도 활성 플라즈마 입자의 화학반응을 이용하는 플라즈마 제염기술을 본처리 공정에 적용하였으며, 드라이아이스 펠렛 분사 제염 공정을 전처리 공정으로 구성하고 플라즈마 용융을 후처리 공정으로 채택하여 원자력 관련시설 등에서 발생되는 방사성 금속폐기물을 일괄 처리할 수 있는 플라즈마 제염 설비를 개발하였다. 이 설비는 제염대상 방사성 금속폐기물이 표면오염인 경우 제염 후 재활용/재사용 할 수 있는 상태로 방출하지만 만약 내부 방사화된 오염인 경우에는 최종 처분을 위해 용융 후 주괴형태로 방출하도록 개발하였다.

2. 본론

2.1 제염설비 구성 기술

설비 구성 주요 기술에는 플라즈마 제염기술을 중심으로 드라이아이스 펠렛 분사제염 기술을 전처리 제염으로 적용하였고 제염물 표면의 페인트, 그리스 등 이물질 제거에 사용된다. 플라즈마 제염기술은 휘발성 화합물 생성에 대한 반응성이 매우 높은 원소/원자들을 포함하는 플라즈마를 발생시켜 이들 오염 물질과 반응시켜 제거하는 본처리 제염으로 나눌 수 있다. 이때 반응 생성물의 기화 온도/압력의 차이를 이용하면 모재로부터 오염 핵종만을 선택적으로 기화시켜 제거할 수 있다.

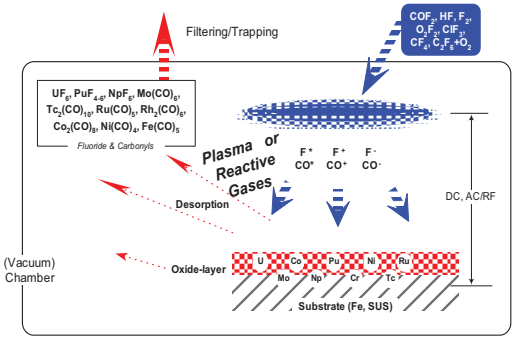


Fig. 1. Conceptual Diagram of Plasma Decontamination.

이 기술은 오염 핵종이 산화막을 형성하여 표면에 강하게 고착되어 있는 오염원에도 효과적인 제염 방식이다. 특히, 기체상으로 제거된 화합물들은 트랩이나 필터를 통해 쉽게 회수될 수 있으므로 2차폐기물 발생이 매우 적으며 습식에서 요구되는 폐액 처리 설비 등이 없다. 또한 저온플라즈마를 이용하므로 적은 에너지 투입으로 공정이 가능하다. 제염 속도는 금속코발트의 경우 17 ㎛/min, 코발트 산화막에 대해서는 2.5 ㎛/min 이상으로 습식 이상의 공정속도를 확보하였다.

제염설비는 원격자동기술을 적용할 수 있도록 설계되었다. 설비는 전처리 공정, 본처리 제염 공정, 후처리 공정으로 운영된다.

2.2 제염 설비의 설계 제작

전처리 설비는 글러브박스 형태로 내부의 시편을 보면서 직접 작업할 수 있게 제작되었으며 드라이아이스 분사 노즐은 x-y motion 장치를 이용하여 이동하면서 오염물질의 모든 부분에 분사 가능하도록 하였다. 또한 장입 모듈 및 자동이송 시스템으로 구성되어 본처리 공정인 플라즈마 제염 시스템으로 제염물을 손쉽게 이송할 수 있다.

본처리 설비에서는 플라즈마 공정을 적용하고 있다. 금속방사성 오염물질의 제염은 NF_3와 Ar기체의 혼합기체를 RF 및 Pulsed DC를 사용하여 제염공정이 가능하도록 하였다.

마지막으로 용융시스템은 내부 방사화로 인해 전처리와 본처리 공정으로 처리 불가능한 제염물을 최종처리 하기위해 Ar기체를 아크방전 시키는 방식으로 설계되었다.

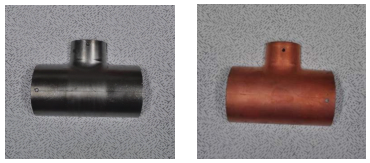


Fig. 2. Diagram of Plasma Decontamination Process.

2.3 제염 설비의 성능평가

개발 설비의 실증실험을 위하여 방사성물질의 오염을 모사한 모의 오염시편을 제작하여 제염장치의 성능검사를 수행하였다.

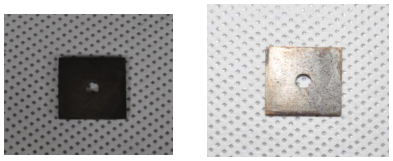
일반적으로 배관에 많이 사용되는 T자형 구리튜브에 티타늄을 도금하여 플라즈마를 이용하여 이를 제거하는 실험을 수행하였고 광학현미경으로 표면 분석하여 제염 후 내/외부 표면에 잔여물질이 완벽하게 제거된 것을 확인하였다.



(a) (b)

Fig. 3. Test Specimen (a) Intact (b) After reaction.

또한 세슘 산화막 형성 시편에 대해 플라즈마 제염 결과를 분석하였다.



(a) (b)

Fig. 4. Cesium Oxide Test Specimen
(a) Intact (b) After reaction.

식각 반응률은 표면에 고착되어 있는 산화막의 두께를 정확하게 평가하기 위해 전자저울로 측정한 무게 감소를 두께변화로 환산하여 평가하였고 세슘 산화막의 식각률은 0.967 μm/min 으로 나타나 제염 반응이 어려운 세슘이 성공적으로 제거되었으며 실제 방사성 오염물질에 적용할 경우 매우 높은 제염효과를 나타낼 수 있을 것으로 보인다.

3. 결론

본 연구에서 개발한 방사성금속폐기물 플라즈마 건식 제염설비는 전처리 드라이아이스 펠렛 분사 제염설비, 본처리 플라즈마 제염 모듈, 후처리 플라즈마 용융 모듈, 2차 폐기물 회수 시스템, 자동 이송시스템으로 구성되며 다양한 형태 오염상태의 금속 폐기물을 처리할 수 있도록 설계 제작하였다. 실제 원자력발전소에서 발생되는 방사성 금속폐기물을 재활용/재사용 하거나 최종 처분할 경우 본 연구에서 개발한 제염설비 및 공정이 효과적으로 적용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Sang Hwan Jeon, Yong Soo Kim, A Study on plasma etching reaction of cobalt for meralic surface decontamination, J of the Korean Radioactive Waste Society vol.6(1) pp. 17-23, Mar.2008

[2] Yong Soo Kim, “ Decontamination of Metal Surface by Reactive Cold Plasma: Removal of Cobalt”, J.Nuel. Sci. Technol., 41, pp. 1100-1105, 2004

[3] Grażyna Zakrzewska-Trznadel, "Removal of Radionuclides by Membrane Permeation Combined with Complexation," Esalination, 144 (2002) pp. 207-212

[4] R.L. Demmer, Development of Simulated Contamination(SMCON) and Miscellaneous Decontamination Scoping Tests, WINCO-1188, Jan 1994

[5] 한국방사성폐기물 학회, 2008년 춘계학술발표회 논문요약집 Vol.6, No.1 pp. 25-26, 2008

방사성폐기물 저감을 위한 HVAC Filter 분해공정 모듈화 시스템 개발

조준호, 이종은*, 문철웅, 김용준, 정원범
선광원자력안전(주) 한울 3사업소, 경상북도 울진군 북면 울진북로 2040
*leejongeun1234@gmail.com

1. 서론

원자력 이용개발의 전제조건은 안전성 확보와 방사성폐기물의 안전하고 투명한 관리가 관건이며, 특히 원자력발전에 대한 대 국민 수용성 증진을 위해서는 방사성폐기물의 안전한 관리와 처리가 매우 중요하다. 원자력시설의 이용으로 발생하는 방사성폐기물은 현재까지 누적 발생량이 지속적인 증가세를 보이고 있다. 현재 가동 중인 각 원자력발전소는 이미 임시저장시설의 포화로 인해 어려움을 겪고 있다. 따라서 다소 차이는 있으나 원자력발전소별로 방사성폐기물의 저감화 방안에 대한 연구를 적극 진행 중이다. 한울 3발전소의 경우 자체적으로 효율적인 방사성폐기물 관리방안을 적극적으로 시행하고 있으며, 그 일환 중 하나로 방사성 관리구역 내 공기조화설비 운영에 따라 주기적으로 발생하는 계통별 폐 HVAC Filter의 프레임(Frame)과 여과재(Media)를 효율적으로 분해하기 위하여 HVAC Filter의 분해공정 System을 모듈화하여 대상물에 잔존하는 오염원을 효과적으로 제거함으로써 고체 방사성폐기물 드럼 발생량을 저감하는데 기여하고자 한다.

2. 본론

2.1 목적

방사선관리구역 내에서 발생한 HVAC Filter는 드럼처리 또는 자체처분의 방식으로 처리된다. 하지만 드럼처리 또는 자체처분을 위해서는 HVAC Filter의 분해가 필요하다. 현재 HVAC Filter의 분해방법은 수작업으로 진행되며 그에 따른 문제점으로 분해 작업 시 작업시간 증대에 따른 작업능률 저하와 수작업으로 인해 작업자의 과도한 육체적 노동을 요구한다. 또한, 작업 방식상 필히 발생하는 미세 비산입자들에 의한 작업자 내부피폭의 우려가 상존한다. 관리구역 내 발생하는 HVAC Filter는 크게 외부 프레임(Frame) 및 여과재(Media)를 각각 분해한 후 별도로 처리하는 방식을 사용하고 있다.



Fig. 1. Existing HVAC Filters waste decomposition task.

앞서 언급한 기존 작업방식(Fig. 1)의 문제점을 개선하기 위해 작업공정별 모듈화를 통한 HVAC Filter 분해공정 모듈화 System 개발을 하게 되었다.

2.2 HVAC Filter 분해공정 모듈화 System 개발

HVAC Filter 분해 작업 공정은 프레임 분해, 필터 여과재 분해, 여과재 종류별 분리, 프레임 이물질 제거 등의 단계로 이루어진다. 먼저 프레임 분해를 위해 한울 3발전소에서 운영 중인 HVAC Filter 분해 전용 Tool을 사용한다.

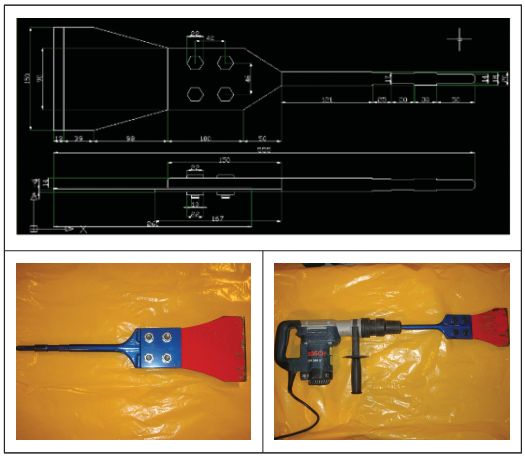


Fig. 2. HVAC Filter Decomposition Tool.

기존 방법으로 작업 시 여과재를 뜯어낼 때 여과재에 잔존해 있는 다량의 미세입자와 여과재 조직을 이루고 있는 유리섬유 입자의 비산 문제를 해결하기 위해 전용 Tool을 사용하여 여과재에 직접 타격하지 않고 프레임과 여과재의 접착부위(핫멜트)를 부분 타격하여 미세입자의 비산을 최소화 한다. (Fig. 3)

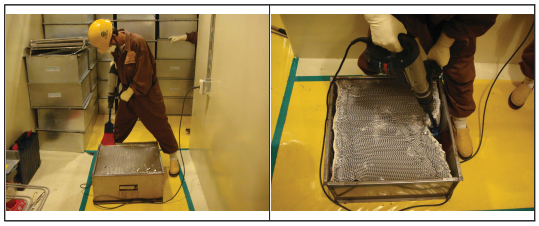


Fig. 3. Working with state HVAC Filter tool.

또한 HVAC Filter 분해 전용 Tool을 이용한 작업으로 프레임(Frame)과 여과재(Media) 접착부위의 핫멜트를 효과적으로 제거함으로써 다음 단계의 프레임 이물질 제거작업을 별도로 하지 않아도 된다. (Fig. 4)

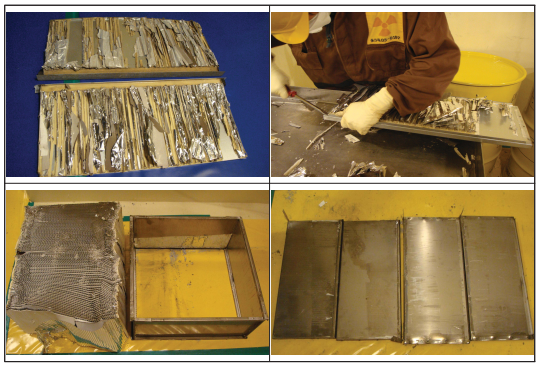


Fig. 4. Working with state HVAC Filter tool results before and after use.

Table 1. Compare the amount of work on how to disassemble

작업방법	프레임 분해량		2차 핫멜트 제거작업
	함석	스테인리스	
기존 분해방법 사용 시	14EA/1hr	7EA/1hr	18EA/1hr
개선된 분해방법 사용 시	10EA/1hr	5EA/1hr	2차 핫멜트 제거작업 불필요

프레임(Frame)과 여과재(Media)를 분해 한 이후 여과재 종류별 분리 작업은 별도 제작된 이동 및 설치가 용이한 이동형 작업장 내에서 진행된다. 이동형 작업장에 설치된 집진설비로 작업 시 발생하는 미세 비산입자를 효과적으로 제거할 수 있다. (Fig. 5)

이동형 작업장에서 종류별로 분류된 여과재(Media)는 개별 Banding 작업 후 드럼처리 또는 자체처분의 방식으로 처분된다.

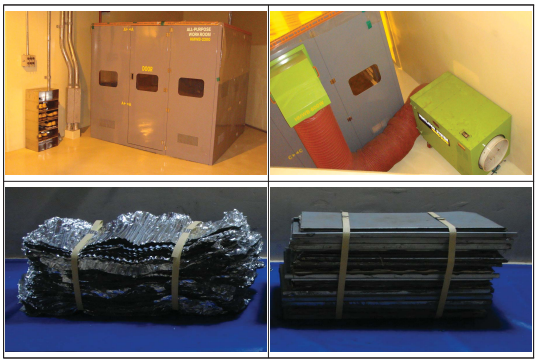


Fig. 5. Removable workshop and Results.

3. 결론

방사성폐기물 저감을 위한 HVAC Filter 분해공정 모듈화 시스템을 현장에 적용시킨 결과 기존 작업방식의 전환에 따른 작업자의 작업환경 개선에 큰 도움을 주었다. 또한, 다량의 미세입자의 비산을 최소화 하여 작업 기간 내 방호관리에 기여하였으며 각 작업별 모듈화로 인해 작업방식의 단순화 및 작업시간을 단축 할 수 있었다.

현재 각 발전소 별로 가동 중 발생되는 방사성폐기물량의 저감화 방안을 연구하고 방사성폐기물처리업무에 적용하여 드럼의 건전성을 확보하기 위해 많은 노력을 기울이고 있다. 이번 HVAC Filter 분해공정 모듈화 시스템 개발도 그 일환으로 연구 되었고 자체적으로 만족할 만한 결과를 얻을 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] 방사선취급(한국원자력연구원, 서범경박사)
[2] 방사선장해방어(2012년, 한국동위원소 협회)
[3] 방사성/폐기물 분야 규제지침(안) 개발 (2009년, KINS/RR-733)

방사성폐기물 저감장치 개발

박대규*, 유병옥, 백승제, 김길수, 진영관, 주용선, 안상복,
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*dgpark1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사재시험시설[1]에서는 1996년 시설의 정상운전 이후 연구용원자로 하나로(HANARO) 및 국내 상용 원자력발전소에서 중성자에 조사된 고방사성물질을 반입・핫셀 시험을 수행하여 왔다. 핫셀의 기능은 고준위 방사성 물질을 방사선 차폐하여 피폭 없이 조사후시험을 수행하게 한다. 따라서 조사시험을 위해서는 여러 시험공정이 필요하며 많은 양의 고준위 방사성 폐기물이 발생된다. 발생한 고체 방사성 폐기물은 용량이 50 리터(liter)인 빈(bin)에 넣어 폐기물처리시설로 이송하여 처리한다. 발생된 고체 방사성 폐기물은 기하학적인 형태 때문에 고가인 폐기물 용기(bin)의 적재 공간이 낭비되는 문제점이 발생하여 조밀한 적재를 위해 방사성 폐기물의 부피감용을 위한 장치가 필요하였다. 부피감용을 위한 대상 방사성 폐기물은 핫셀 내부에 설치되어 있는 공기정화용 인셀 HEPA 원형필터, 국내 상용원자력발전소에서 중성자에 조사한 전열관 및 체결용 볼트 등의 구조물 재료, 연구용원자로 하나로 중성자 조사장치(irradiation equipment)인 캡슐(capsule)[2][3]에서 발생한 모의(dummy) 핵연료 및 구성품 등등 기존의 고체폐기물을 대상으로 핫셀 내부에서 분쇄하는 장치를 개발하였다. 이의 개발로 고가인 폐기물 용기의 비용 절감 및 고준위 폐기물 저장장소의 점유 용적 감소 및 관리 유지 등이 용이하게 될것으로 기대한다.

2. 본론

2.1 장치의 기술적 고려 사항

고방사선 및 원격 조작 환경 하에서 장치가 신뢰성 있게 작동하기위해서는 다음과 같은 여러 가지 특성을 갖추어야 한다. 즉 원격 조정 가능, 유지보수 용이, 방사선 내구성, 제염용이 및 방사선 조사에 따른 열화방지를 위한 모듈화가 장치 설계 시 고려되어야 한다.

2.2 장치의 개요

연구용원자로 하나로(HANARO) 및 국내 상용원자력발전소에서 중성자에 조사한 고방사성물질은 방사능 세기에 따라 고・중저준위로 구분된다. 핫셀을 활용하는 조사후시험시설에서 발생하는 방사성폐기물의 종류는 국내 상용원자력발전소에서 중성자에 조사한 전열관 및 체결용 볼트 등의 구조물 재료와 연구용원자로 하나로 중성자 조사장치(irradiation equipment)인 캡슐(capsule)[2]에서 발생한 모의(dummy) 핵연료 및 구성품, 그리고 인셀 HEPA 원형필터 등의 고방사성을 지닌 고체폐기물이다. 상기와 같은 핫셀 내의 방사성 고준위 폐기물 부피 저감용 분쇄장치는 분쇄 블레이드로 고준위 폐기물을 분쇄하는 분쇄부; 상기 분쇄 블레이드의 구동력을 제공하는 구동부; 상기 구동부의 구동력을 상기 분쇄기에 전달하는 구동력 전달부; 및 상기 분쇄부에 의하여 분쇄되어 낙하되는 고준위 폐기물을 처리하는 처리수단을 포함하였다. 상기와 같은 구성의 핫셀 내의 방사성 고준위 폐기물 분쇄장치에 의하여, 고준위 폐기물을 분쇄하여 드럼에 저장할 수 있으므로 드럼 내의 잉여공간을 없앨 수 있어 드럼의 공간효율성을 향상시킬 수 있다. 또한, 핫셀용 고준위 폐기물의 저장용기가 되는 드럼을 절감할 수 있고, 방사성 폐기물 처리시설로 반출되는 드럼이 줄어들 수 있다.

2.3 장치의 구성

본 장치는 Fig. 1과 같이 분쇄 블레이드로 고방사성폐기물을 분쇄하는 분쇄기가 수용되는 분쇄챔버, 분쇄 블레이드의 구동력을 제공하는 구동부, 구동부의 구동력을 본 분쇄기에 전달하는 구동력 전달부 및 본 분쇄챔버에서 분쇄된 고방사성폐기물이 낙하하도록 가이드하는 폐기물이동부로 구성되어 있다. 분쇄챔버는 폐기물이동부로 연결되고 고방사성폐기물을 수용하는 빈이 출입되는 지지대를 포함하며, 폐기물이동부는 분쇄한 고방사성폐기물이 빈에 낙하하도록 개폐용 안내 플레이트(plate)가 있다.

고방사성폐기물이 분쇄기에 투입하는 모습, 분쇄 블레이드의 모습, 분쇄부가 지지대에 장착한 모습과 본 장치의 지지대에 장착한 안내플레이트가 개방하는 모습 및 안내플레이트가 폐기물 이동부에 설치되고 개방하는 모습 등의 작동 개략도를 Fig. 2에 나타내었다.

3. 결론

핫셀 내부의 방사성폐기물을 효율적으로 처리하기 위해 폐기물 부피감용 기술에 대한 연구는 지속적으로 이루어져 왔으나, 고방사성폐기물의 큰 부피 때문에 압축이 효율적이지 않아 빈의 공간을 효율적으로 이용하지 못하는 문제점이 있어, 연구용원자로 하나로 및 국내 상용원자력발전소에서 중성자에 조사한 전열관 및 체결용 볼트 등의 구조물 재료와 연구용원자로 하나로 중성자 조사장치인 캡슐(capsule)에서 발생한 모의(dummy) 핵연료 및 구성품, 그리고 인셀 HEPA 원형필터 등의 고방사성을 지닌 고체폐기물을 핫셀 내부에서 분쇄하는 장치를 개발하였다.

본 장치를 활용하면 빈에 저장할 수 있는 내부의 잉여공간을 없앨 수 있어 빈의 공간효율성을 향상 시켜 빈의 사용 개수를 절감할 수 있을 뿐만 아니라 폐기물처리시설로 반출하는 빈의 수량도 감소시킬 수 있을 것이다.

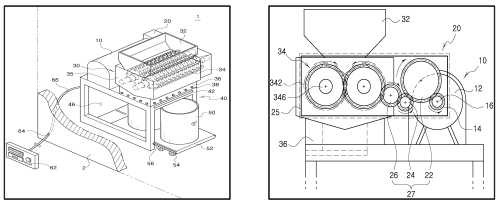


Fig. 1. Conceptual Drawing of Device.

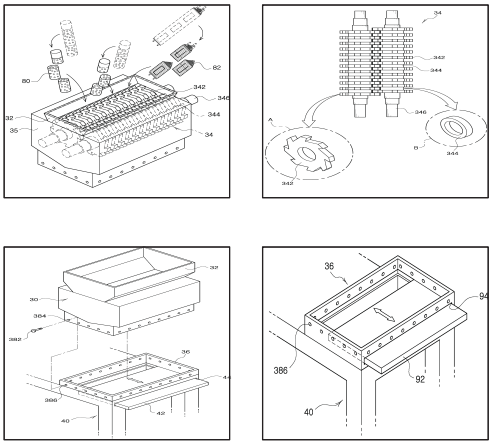


Fig. 2. Schematic Operation Drawing.

4. 참고문헌

[1] 노성기 외. “조사재 시험시설 건설” KAERI-NEMAC/PR-18/02

[2] 주용선 외, “하나로 조사 핵연료 및 재료용 무계장/계장 캡슐 조사후시험 현황”, 하나로 심포지엄, 2004

[3] 주용선 외, “하나로 OR 시험공에서 조사한 계장용 재료캡슐(07M-21K) 핫셀시험”, 하나로 심포지엄, 2008

방사성폐기물관리 전산화 구축 통합안전경영시스템 운영

강일식*, 홍대석, 손종식, 김태국, 곽경길, 김기홍, 안성진
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*niskang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력연구원에서는 원자력 안전정보의 효율적 관리와 원자력 안전문화 정착 및 원자력시설의 안전 확보를 위하여 원자력통합안전경영시스템(ANSIM)을 운영하고 있다. 금번에 조사후시험시설의 운영업무를 ANSIM에 도입하여 시설의 정주기점검, 인허가, 장비 유지보수와 핵물질의 이동 뿐 만 아니라 방사성폐기물관리 등의 안전정보를 전산화하여 실시간으로 공유하고자 하였다.

2. 본론

2.1 방사성폐기물관리 기본 메뉴

2.1.1 고체방사성폐기물 목록등록 및 의뢰서 작성

고체방사성폐기물의 관리의뢰시 기안전에 발생부서에서 폐기물에 대한 목록을 등록한다. 관리의뢰번호를 추가하여 폐기물의 종류, 용기일련번호, 핵종 및 폐기물의 내용과 예정의뢰일자를 입력한다. 첨부물로서 고체방사성폐기물 발생정보와 폐기물목록 엑셀업로드 양식이 있다. 발생정보에는 폐기물의 발생원 및 발생공정에 대한 설명을 입력하고 유리수, 킬레이트제, 부식성, 폭발성, 유해성 및 분산성물질과 같은 처분장 인수기준에 따라 금지물질의 유무에 대한 정보를 선택한다. 폐기물의 수량이 많은 경우 엑셀업로드 양식을 불러내어 제공된 정보를 통하여 폐기물의 목록을 입력함으로서 용이하고 신속하게 처리할 수 있다. 관리의뢰 부서의 담당자는 앞서 작성된 폐기물 목록등록을 바탕으로 그림 1과 같이 관리의뢰부서책임자, 관리의뢰번호, 접수담당자 및 접수부서책임자, 시설HP 항목의 필수 정보를 입력하고 방사성폐기물 발생정보 기록물을 첨부한다. 운반신청서에는 운반자와 반출자를 선택하고 운반일, 운반행선지, 운반목적, 운반물 종류 및 운반방법에 대한 정보를 입력한다. 관리의뢰서 현황을 검색하면 관리의뢰중인 부서의 현재 진행상태를 확인할 수 있다. 또한 현황 목록에서는 의뢰번호별로 발생부서의 관리의뢰서 및 첨부파일의 발생정보와 엑셀 목록파일을 다운로드하여 확인한다.



Fig. 1. Screen of Request.

2.1.2 고체폐기물관리의뢰서 시설HP

관리의뢰부서의 시설HP는 고체폐기물 관리의뢰서, 폐기물목록과 운반신청서 내용을 확인하고 각각의 폐기물에 대한 표면 및 1m 방사선량률과 제거성 표면오염도, 운반물 방사선 측정, 운반신청서, 운반차량의 방사선측정 내용을 입력하고 해당되는 운반물의 사진 또는 그림을 첨부할 수 있다. 운반용기 명세에서 입력된 값은 관리의뢰서, 목록과 운반신청서의 해당 값에 자동 입력된다.

2.1.3 고체방사성폐기물 접수 및 수집현황

발생부서로부터 관리의뢰한 폐기물은 접수부서에서 방사성폐기물저장고에서 인수하고 폐기물 종류별 적재구역에 저장한다. 저장고에 적재한 일시가 저장일자가 되며 접수자는 폐기물 종류별 용기에 폐기물접수 관리부서의 고유 일련번호와 적재위치를 부여한다. 한편 화면에서 인수일지를 통하여 폐기물의 접수일자와 발생부서, 폐기물 종류별 인수량 및 부피등을 나타낸 PDF 화면의 검색과 출력을 할 수 있으며 또한 폐기물 종류를 선택하여 용기별 적재위치와 내용물 등을 입력한 수집현황을 검색할 수 있다.

연구원에서 발생하여 저장고에 저장되어 있거나 처리된 고체방사성폐기물을 종류별 또는 저장기간별로 조회하여 폐기물 종류별로 포장물번호, 용기크기, 현재의 적재위치 또는 처리상태와 저장일자, 발생부서, 내용물, 표면선량률 및 핵종의 수집목록을 검색할 수 있다.

2.1.4 고체방사성폐기물 처리

저장고에 임시 저장되어 있는 폐기물은 영구처분전 처리와 감용을 통한 저장고 저장용량 확보를 위하여 압축, 소각, 분쇄, 재포장 및 제염 재활용, 자체처분 및 기타 방법으로 처리를 한다. 이러한 처리과정을 폐기물 관리부서의 담당자는 재포장드럼별로 처리일자, 처리방법, 방사선량률, 내용물, 적재위치 및 핵종을 등록한다. 또한 처리방법과 폐기물 종류별로 처리목록을 검색할 수 있으며 처분인도 폐기물드럼 양산 작업을 통해 생성된 드럼을 기록한 저장관리대장과 폐기물의 처리 이력을 기록한 처분재포장 작업대장을 검색할 수 있다. 또한 연구원의 핫셀 실험과정에서 발생된 방사성폐기물은 monolith 저장 hole에 저장한다. 화면의 배치도는 hole별 저장량에 따라 흰색, 청색 및 적색으로 구분하며 해당 hole을 클릭하면 포장물별 일련번호와 적재위치, 저장일자, 내용물 및 표면선량률의 정보를 검색할 수 있다.

2.2 폐기물 자체처분

저장폐기물의 소각, 매립 및 재활용의 처분방법과 검색기간을 선택하여 자체처분 관리번호, 폐기물 종류, 처분수량, 승인일자, 처리방법, 처분일자와 부수적으로 발생된 폐기물의 정보를 검색할 수 있으며 폐기물 관리부서의 담당자는 자체처분 사안의 발생시 상기의 해당사항을 입력한다.

2.3 대내외 보고서류

연구원의 방사성폐기물 관리부서는 한국원자력안전기술원, 한국원자력환경공단 및 기타 대외기관에 분기별 또는 요청시 연구원의 중저준위방사성폐기물관리현황을 통보하고 있다. 이러한 보고사항을 보고기관, 보고일자, 제목과 관련파일을 등록하여 관리한다.

2.4 방사성폐기물 특성규명 및 처분

2.4.1 육안검사

처분장 인수기준에 따라 유리수, 킬레이트류, 부식성물질, 폭발성, 유해성물질, 첨가제, 분산성 물질 및 핵임계의 처분 금지물질의 유무와 채움률을 기록하고 포장용기의 균열, 구멍 및 부식 등의 표면상태와 표지내용 및 부착상태, 인양장치의 만족 또는 불만족의 결과를 표시하고 육안검사결과 적합 또는 부적합의 종합평가결과를 표시한다.

2.4.2 고화체 특성시험결과

아스팔트고화체 또는 시멘트고화체 드럼별 고화방법과 내용을 입력하고 침출율, 유리수, 압축강도, 방사선조사시험, 열순환시험 및 침수시험의 측정값과 만족여부, 각각의 검사방법, 검사자를 나타내는 고화체 특성을 입력하며 용기의 차폐형태와 고화매체를 기록한다. 또한 이와 더불어 포장물번호별 폐기물 종류와 무게를 기록한 방사성핵종 검사결과서를 등록한다.

2.4.3 화학분석결과

포장물별 화학분석을 위한 시료명, 시료번호와 분석목적, 분석방법 및 시험성적서 등을 등록하고 방사능 핵종과 측정값 및 계측일을 표시하고 유해물과 측정값을 기록한다. 방사성폐기물 포장물 용기특성과 인수기준에 부적합한 포장물의 이력을 기록한 부적합판정 보고서와 영구처분을 위해 대기중이거나 처분이 완료된 드럼의 현황을 나타내는 처분용 드럼관리 목록을 등록한다.

2.4.4 특성보고서

저장폐기물의 처리방법과 진행상태 및 각종 자료를 기술한 방사성폐기물 특성보고서를 작성하여 등록한다. 또한 처분용 드럼의 포장물번호, 수송번호, 수송일자, 제목 및 수송기관과 인증관을 입력한 방사성폐기물 포장물 수송자료를 등록한다. 또한 첨부물에는 폐기물의 종류, 처리공정과 물리적 특성 및 시험방법을 기술한다.

3. 결론

개발된 ANSIM 시스템을 통하여 원내에서 발생된 방폐물의 관리의뢰와 방사성폐기물의 이력관리 뿐 만 아니라 방사성폐기물 발생, 처리 및 저장 등의 정보 전산화와 대관 통보자료의 생성 및 관리를 통해 방사성폐기물의 효율적인 관리와 방사성폐기물 관리의 투명성을 제고할 수 있다.

방사성핵종 원소 측정을 위한 폐수지 전처리

최광순*, 이창헌, 김영복, 안홍주, 박용준, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소 1차 계통 냉각수나 조사후시험시설 수조에 존재하는 방사성 핵종을 제거하기 위하여 양이온 및 음이온 수지가 혼합된 수지를 사용하여 수질을 관리하고 있다. 원자력발전소 시료의 경우 원자력안전위원회 고시 2012-53에서 규정한 핵종, 즉 ^{3}H, ^{14}C, ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{55}Fe, ^{129}I, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종의 방사능 농도를 규명하여야 한다. 위의 핵종 중에서 휘발성 핵종인 ^{3}H, ^{14}C 및 ^{129}I를 제외한 핵종은 용액으로 만든 다음 감마분광기로 바로 측정하거나 알파 및 베타핵종은 개별 분리한 다음 측정하고 있다.

기존의 폐수지 시료 전처리 방법은 염산과 질산을 이용한 용출방법으로 적용하여 사용하고 있다. 따라서 ^{60}Co, ^{137}Cs, ^{55}Fe, ^{94}Nb, ^{59}Ni, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{99}Tc 및 전알파 핵종들이 음이온 및 양이온 수지에서 거동을 알아야 한다. 즉 음이온 수지의 경우 염산매질에서 Cs, Ni 및 Sr 원소는 염산농도에 상관없이 수지에 흡착되지 않는다. Fe 3가는 농도가 낮을수록 분배계수가 감소하며, Nb의 분배계수는 염산농도가 4 M일 때 최소이다. 질산매질에서 Co, Cs, Fe, Ni 및 Sr은 질산농도에 상관없이 흡착되지 않으며, Nb 분배계수는 질산농도에 상관없이 아주 조금만 흡착되는 것으로 보고되었다[1]. Tc은 질산 농도가 증가할수록 분배계수가 감소하여 10 M 이상에서 수지에 흡착되지 않고 탈착된다.

한편 양이온 수지의 염산매질에서 Fe와 Sr의 분배계수는 각각 3 M과 4 M에서 최소이며 Co, Cs 및 Ni는 농도가 증가할수록 감소한다. Nb의 분배계수는 4 M 이하에서 자료가 없으며 4 M 이상에서 농도가 증가할수록 증가한다. 그러나 질산의 경우 자료가 없으므로 알 수 없었다. 따라서 양·음이온수지와 염산 및 질산 매질에서 8개 핵종의 분배계수를 고려할 때 4 M 염산과 10 M 질산을 용출액으로 선택하여 사용하고 있다.

비휘발성 핵종 중에서 니오븀 (Nb)은 불산이 존재하여야 용해가 잘 되며 또한 용액상태에서 안정하다. 그러나 음이온수지에서 불산의 농도가 감소할수록 분배계수가 증가하므로 불산이 소량이라도 존재하면 용출되지 않는다. 따라서 용출법을 검증하기 위하여 폐수지를 회화한 다음 남은 잔류물을 용해 성능이 우수한 고성능 마이크로파 용해장치로 용해하여 두 방법을 검토하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험

사용한 폐수지는 한국원자력연구원 조사후시험시설 수조에서 채취하였다. 시료의 표면 방사선량률은 수 mSv/h이었으며, 폐수지가 함유하고 있는 수분함량을 측정하기 위하여 110 ℃에서 4~5 시간 건조하였다. 건조한 시료 약 1 그램을 분리용 컬럼에 넣고 증류수나 산을 가할 때 수지가 위로 올라가는 것을 방지하기 위하여 위를 필터로 막았다. 증류수를 가하여 수지를 적셔준 다음 컬럼이 정상상태가 되면 레늄 0.75 mL(레늄 농도 10 mg/mL)를 가하고 10 mL의 증류수를 1~2 mL/min 용리속도로 분리관에 가하여 용출된 용액을 모아두었다. 4 M HCl과 10 M HNO_3 50 mL을 각각 1~1.5 mL/min 용리속도로 분리관에 가하여 용출된 용액을 모아두었다. 10 mL의 증류수를 1~2 mL/min 용리속도로 분리관에 가하여 용출된 용액을 모아두었다. 분리관을 통과한 용출액 전부를 모아서 가열판과 적외선 램프를 이용하여 부피를 감소한 다음 20 mL로 맞추고 감마분광기로 방사성 핵종을 측정하였다.

염산과 질산으로 용출한 다음 수지에 용출되지 않고 남아 있는 핵종이 존재하는지 확인하기 위하여 컬럼에 있는 수지를 유리 재질의 비커로 옮기고 적외선 램프와 가열판을 이용하여 건조하였다. 건조한 수지를 전기로에 넣고 200-250-300-350-400-450 ℃ 간격으로 가열하여 수지를 태웠다. 식은 다음 비커에 진한 질산과 염산을 각각 10 mL와 4 mL을 가한 다음 시계접시로 덮고 가열판 위에서 가열하여 핵종을 용해하였다. 완전히

용해되지 않아 마이크로파 용해장치로 용해하기 위하여 마이크로파 용해장치 용기로 용액을 옮기고 불산 0.25 mL을 가하고 250 ℃에서 1 시간 동안 작동하여 용해하였다. 최종용액의 부피를 증류수로 20 mL 눈금까지 채운 다음 감마분광기로 방사성 핵종을 측정하였다.

2.2 결과 및 논의

폐수지 시료가 함유하고 있는 방사능 함량을 알기 위하여 염산과 질산을 이용한 용출방법을 적용하여 용액으로 만든 다음 감마분광기를 이용하여 측정하고 있다. 이 방법을 검증하기 위하여 전기로를 이용한 회화 방법과 마이크로파 용해장치를 이용하여 전처리를 한 다음 각각의 감마 결과를 검토하려 하였다. 그러나 시료가 부족하여 4 M 염산과 10 M 질산의 혼합산의 용출법과 회화법을 적용하여 각각의 방법으로 측정할 수 없었다.

폐수지를 혼합산으로 용출한 다음 측정한 감마 결과와 용출하고 분리컬럼에 있는 수지를 회화법과 마이크로파 용해장치로 전처리하고 측정한 감마 결과를 Table 1에 요약하였다. 이 표에서 알 수 있듯이 용출한 용액과 회화한 용액에서 공통으로 ^{60}Co, ^{134}Cs 및 ^{137}Cs이 검출되었다. 그러나 ^{94}Nb 핵종은 전자에서 검출되지 않았으나 후자에서 검출되었다. 이 핵종이 전자에서 검출되지 않은 것은 공존하는 핵종의 방사능 세기가 높아 바탕값이 상승하여 검출한계가 4.7E+02 Bq/g로 높아지기 때문이다. 한편 용출한 용액을 사용하여 Nb 핵종만 분리하고 측정한 결과 검출되지 않았으며 검출한계는 0.06 Bq/g이었다.

Table 1. Gamma results of resins with elution and heating pretreatment

	Elution		Heating	
	Activity (Bq/g)	%	Activity (Bq/g)	%
^{60}Co	4.64E+4	1.906	1.93E+1	0.0008
^{134}Cs	1.88E+5	7.722	2.82E+0	0.0001
^{137}Cs	2.20E+6	90.369	3.56E+1	0.0015
^{94}Nb	<4.7E+2		4.20E+0	0.0002
Total	2.43E+6	99.997	6.19E+1	0.0026

수지를 회화하기 전후의 모습을 Fig. 1에 나타내었다. 이 그림에서 알 수 있듯이 회화한 다음 부피가 많이 감소하였다. 따라서 용해성능이 우수한 마이크로파 용해장치를 사용하여 불용성 잔류물 없이 용해할 수 있었다. 또한 용해할 때 불산을 사용하므로 Nb 측정결과의 신뢰도를 향상시킬 수 있을 것으로 사료된다. 따라서 시료의 방사능 이 높으면 전기로를 오염시킬 뿐만아니라 용해장리가 고장 날 가능성이 높으므로 방사능 세기가 높지 않을 경우 회화방법을 적용하는 것이 유용한 전처리 방법으로 판단한다.

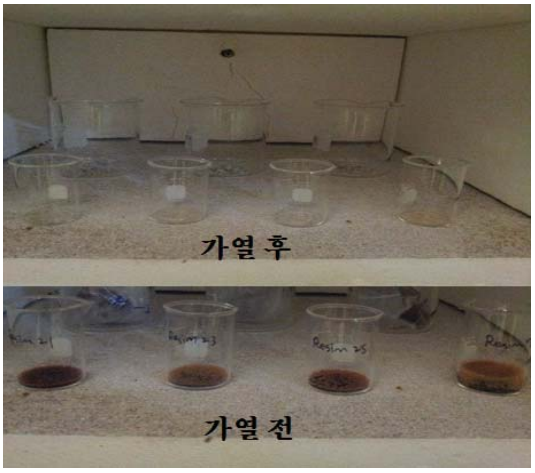


Fig. 1. Photo of resins before and after heating.

3. 결론

수지의 전처리 방법으로 용출법과 회화 후 마이크로파 용해법을 적용할 수 있으며, 후자는 방사능세기에 따라 상호 보완적으로 사용하면 효과적인 방법으로 사료된다. 따라서 추후에 방사능 세기가 높지 않은 시료를 확보하여 두 방법으로 전처리하여 감마 핵종의 측정 결과를 검토할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] The Periodic Table for Chromatographers, Michael Lederer, John Wiely & Sons

배기체처리필터 조성분석을 위한 XRF 적용 가능성

박장진*, 신진명, 양재환, 백영희, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 파이로 전처리공정중에서 발생하는 세슘은 석탄회필터로 테크네튬은 칼슘 필터로 포집하고 있다[1]. 석탄회 필터와 칼슘 필터의 조성은 포집성능에 중요한 영향을 미친다. 석탄회 필터와 칼슘필터의 조성을 알기위해서는 통상적으로 화학분석 방법이 이용되고 있다. 한편, XRF (X-Ray Fluorescence)는 측정 시료에 X-선을 조사하여 충격을 가하면 시료내 원소에서 고유의 형광 X-선이 발생한다. 발생된 형광 X-선을 검출기에서 검출하여 원소의 종류와 농도를 분석한다.

본 논문에서는 현장에서 간편하게 석탄회 필터와 칼슘필터의 조성을 알아보기 위하여 XRF (X-Ray Fluorescence) 방법을 다공성 디스크 석탄회필터와 칼슘필터 조성분석에 적용하여 과연 XRF (X-Ray Fluorescence) 방법이 적용 가능한지 분석하여 보았다.

2. 본론

2.1 실험

실험에 이용한 XRF는 Elvateck사 모델 ElvaX Prospector이다. X선 튜브는 텅스텐 타겟과 Be 윈도우로 되어있으며 X선 검출기는 40 kV 이고 전류는 100 μA 이다. 분석에 사용한 석탄회 필터와 칼슘 필터는 직경 45 mm, 기공도 35 ppi, 높이 8.5 mm 인 다공성 디스크형 필터였다.

XRF 분석의 정확성을 비교하기위하여 석탄회 필터와 칼슘필터를 화학분석 하였다. 석탄회 필터와 칼슘필터를 산에 녹여 녹인 용액을 희석 ICP 분석하였다.

2.2 석탄회필터 분석 결과

석탄회필터를 XRF로 분석결과를 Fig. 1에 나타내었다. Si는 1.7 keV, Al은 1.5 keV, Ca 는 3.7과 4.0 keV, Fe는 6.4 keV와 7.1 keV에 나타났다. 정량분석시 산소는 XRF로 분석이 안되므로 화학분석한 값 49.1%를 대입하여 계산하였다. 화학분석값과 XRF 분석값을 Table 1에 나타내었다. 화학분석치와 XRF 분석치와의 상관관계를 Fig. 2에 나타내었다. 석탄회 필터의 다공성구조에도 불구하고 상관관계 기울기 1.027이고 상관계수 0.995로 XRF 분석결과와 화학분석결과는 잘 일치함을 알 수 있다.

2.3 칼슘 필터 분석 결과

칼슘필터를 XRF로 분석결과를 Fig. 3에 나타내었다. 석탄회필터와 마찬가지로 Si는 1.7 keV, Al은 1.5 keV, Ca 는 3.7과 4.0 keV, Fe는 6.4 keV와 7.1 keV에 나타났다. 정량분석시 산소는 XRF로 분석이 안되므로 화학분석 값 37.05%를 대입하여 계산하였다. 화학분석값과 XRF 분석값을 Table 2에 나타내었다. 화학분석치와 XRF 분석치와의 상관관계를 Fig. 4에 나타내었다. 칼슘필터의 다공성구조에도 불구하고 상관관계 기울기 0.929이고 상관계수 0.997로 XRF 분석결과와 화학분석결과는 잘 일치함을 알 수 있다.

3. 결론

XRF(X-Ray Fluorescence) 방법을 다공성 디스크 석탄회필터와 칼슘필터 조성분석에 적용한 결과 필터의 주요성분인 Si, Al, Ca, Fe, Mg을 분석함에있어 필터의 다공성구조에도 불구하고 석탄회필터 상관관계 기울기 1.027, 상관계수 0.995였고 칼슘필터 상관관계 기울기 0.929, 상관계수 0.997로 매우 높은 값을 보였다.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 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

Table 1. Chemical and XRF analysis results of fly-ash filter

Element	Chemical analysis, wt%	XRF analysis. wt%
Si	26.5	27.234
Al	14.2	14.544
Ca	3.9	4.957
Fe	4.6	4.163
Mg	1.1	0.002

Table 2. Chemical and XRF analysis results of calcium based filter

Element	Chemical analysis, wt%	XRF analysis. wt%
Si	50.62	46.8
Al	7.91	9.17
Ca	2.31	1.48
Fe	1.76	1.48
Mg	0.002	0.78

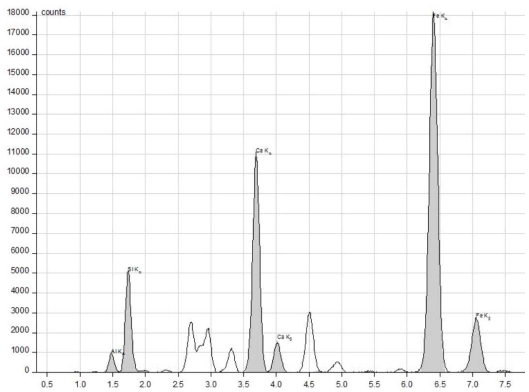


Fig. 1. XRF analysis graph of fly-ash filter.

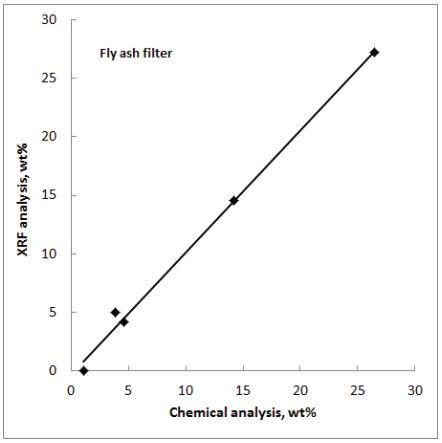


Fig. 2. Corelation of XRF and chemical analyses for fly-ash filter.

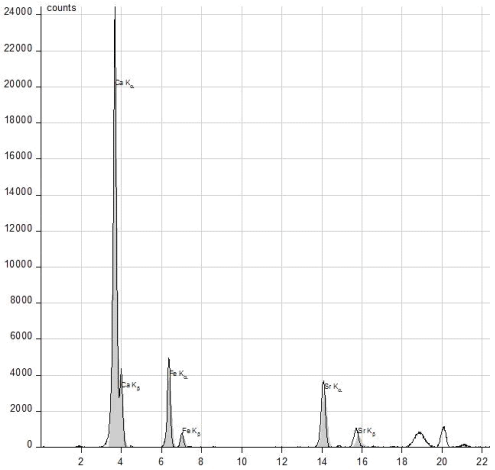


Fig. 3. XRF analysis graph of fly-ash filter.

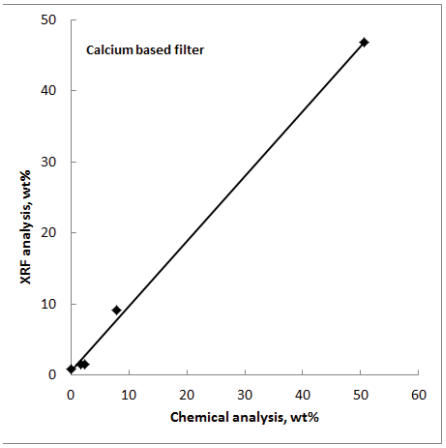


Fig. 4. Corelation of XRF and chemical analyses for calcium based filter.

분말형 방사성폐기물의 고감용화 연구

전길호[1], 강일식[2], 김기홍[2*]
[1](주)라드인, 대전광역시 서구 변동 71-54
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]gilho0211@hanmail.net

1. 서론

분말형 방폐물(농축폐액의 건조분말, 폐이온교환수지, 슬러지 및 소각재 등)을 처분하기 위해서는 다양한 고화매질을 이용하여 혼합(mixing)방식으로 고화하게 되는데 이 방법은 방폐물의 함입율 제한으로 필연적으로 고화물의 부피가 크게 증가되는 단점을 갖게 된다. 그러나 방폐물의 분말을 덩어리(펠렛형이나 과립형)로 전환하여 방폐물 덩어리 사이의 공간을 액상의 고화매질로 채워 고화하는 경우에는 적어도 부피증대는 일어나지 않는다. 오히려 혼합방식에 비하여 수배 정도의 감용 효과를 기대할 수가 있다. 그러나 후자의 경우에 방폐물 덩어리의 입도분포(수십 μm ~ 수십 mm)가 매우 넓을 경우에는 액상 고화매질의 침투(penetration)가 곤란할 수가 있는데, 그 결과 불건전한 고화체가 생성될 수가 있다.

보통 분말로부터 펠렛, 과립 및 정제 등으로 성형하기 위해서는 분말과 성형제재(바인더)를 혼합하여 이들을 고압축력으로 가압하는 방식(Single Station/Rotary Tablet Press, Roller Compaction, Granulation 등)이 이용되는데 이들 방법들은 각각의 장단점들을 갖고 있으며, 본 연구에서는 ① 성형제재를 사용치 않으면서 성형의 가능성, ②성형된 덩어리(펠렛으로 약칭) 입도 크기의 균일성 유지 여부, ③고밀도의 펠렛 성형 가능성(고감용화), ④설치 및 유지보수가 용이한 크기 및 구조로의 제작 가능성, ⑤펠렛화 전·후처리용 부대장치가 필요치 않는 조건 등을 고려하여 분말형 방폐물의 고감용화장치를 제작하여, 감용화 공정의 변수들의 영향과 분말의 감용화정도를 살펴보았다.

2. 본론

본 연구에 사용된 분말은 입도크기가 85~100 ㎛인 벤토나이트이었으며, 분말로부터 펠렛을 얻을 수 있는 고감용화장치를 이용하여 여러 공정변수를 통하여 생성된 펠렛의 겉보기 밀도와 부피 측정을 통하여 감용화 평가를 수행하였다.

2.1 펠렛의 형상

분말로부터 펠렛성형이 가능하고, 분말이나 펠렛의 탈형이 용이하면서 드럼내 펠렛의 충진이 극대화될 수 있도록 설계와 실험을 통하여 도출된 롤 타이어의 포켈 형태를 Fig. 1에 나타냈다.

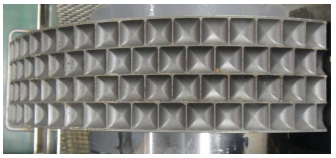


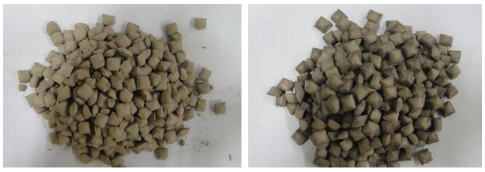
Fig. 1. Pellet Pocket of Roll Tyre.

2.2 성형압축력의 영향

펠렛 성형용 포켈이 가공된 2개의 롤 타이어간에 가해지는 압력(Agglomeration pressure)은 분말이 포켈내에서 성형되어지는데 필요한 요소로서, 성형압축력이 작을 경우에는 분말이 펠렛으로 성형되지 않거나 펠렛의 강도가 매우 낮아 감용효과를 기대할 수 없다. 그리고 분말의 특성에 따라 성형압축력의 크기가 결정된다.

본 연구에서 성형압축력을 0, 148, 286 kg_f/cm^2으로 변화시키면서 생성되는 펠렛의 상태와 겉보기 밀도를 살펴보았다. 롤 회전수와 분말 공급 속도를 일정하게 하면서 성형압축력을 부여하지 않았을 때, 펠렛은 생성되지만 강도가 전혀 기대되지 않고 외부의 조그마한 압력에도 부서지는 매우 불안정한 펠렛 상태를 보여 주었고(Fig. 2.(a)) 148, 286 kg_f/cm^2 의 압축력에서는 Fig. 2.(b)에서 보듯이 매우 안정되고 높은 강도의 펠렛의 상태를 보여 주었다. 148과 286 kg_f/cm^2에서 성형된 펠렛의 겉보기 밀도는 각각 2.63과 2.68 g/ml 이었다. 본 실험에서 사용된 벤토나이트 분말의 성형과정에서 148 kg_f/cm^2 전후에 많은 성형압축력의 변동(fluctuation)을 보여 줌에 따라 이후의 실

험에서는 성형압축력을 286 kg_f/cm^2으로 고정하여 실험을 수행하였다.



(a) Unstable Pellets (b) Very Stable Pellets

Fig. 2. Pellets Produced According To The Pressure Change.

2.3 롤 회전수의 영향

펠렛 성형용 롤의 회전수는 장치의 단위시간당 처리량을 결정하며, 성형압축력과 분말의 공급 속도에 의존된다. 일정한 성형압축력과 분말 공급속도에서 롤 회전수를 1 ~ 4 사이에서 1 rpm 씩 변화를 주면서 펠렛의 상태와 겉보기 밀도를 살펴보았다. 1 rpm의 회전수에서는 롤이 멈추었고, 이어서 4 rpm이상으로 증가할수록 펠렛의 상태는 불안정하고 겉보기 밀도는 낮아졌다. 이러한 이유는 롤 회전수가 낮은 경우, 2개의 롤 타이어로 분말의 공급량이 많고, 공급된 분말을 성형하기에 성형압축력이 작았기 때문이었지만 반면에 높은 회전수의 경우에서는 2개의 롤 타이어로 분말 공급량이 적어짐에 따라 성형 포켓내로 분말이 성형하는데 상대적으로 분말량이 적었기 때문이다. 3, 4 rpm의 회전수에서 펠렛의 겉보기 밀도는 각각 2.0, 1.45 g/ml 이었다.

2.4 분말 공급속도의 영향

분말의 공급속도는 롤의 회전수와 매우 밀접하며, 앞에서 살펴보았듯이 롤의 회전수에 최적화되어야만 한다. 우선 일정한 롤의 회전수와 성형압축력에서 분말 공급속도의 영향을 살펴보기 위하여 분말 공급부내의 스크류의 회전수를 달리하였다. 즉, 분말 공급회전수를 8 ~ 12 rpm 내에서 1 rpm 단위로 변화시키면서 펠렛의 상태와 겉보기 밀도를 살펴보았다. 선택한 회전수내에서 생성된 모든 펠렛의 상태는 매우 안정적이었으며, 펠렛의 겉보기 밀도를 측정한 결과를 Fig. 3에 나타냈다. Fig. 3에서 보듯이 펠렛의 겉보기 밀도는 분말 공급속도에 선형적으로 증가하였다. 이 결과에서 12 rpm 의 분말 공급속도에서 펠렛의 겉보기 밀도는 2.74 g/ml 이었지만, 분말의 공급 속도가 더 증가시켜도 성형압축력이 적용되는 범위까지 펠렛의 겉보기 밀도는 증가할 것으로 판단된다. 이는 분말의 고화처리에서 매우 중요한 의미를 갖는데, 다시 말하면 분말의 겉보기 밀도 증가에 따른 감용화가 더 되어질 수 있다는 의미를 주기 때문이다.

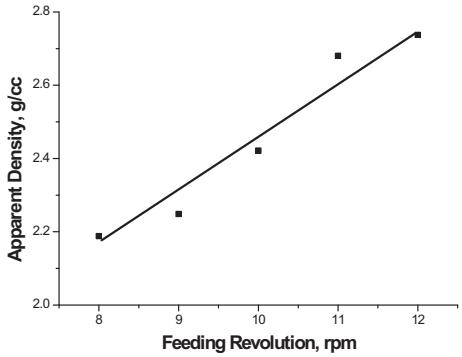


Fig. 3. Apparent Density of Pellet According to the Feeding Revolution.

2.5 분말의 감용화 평가

지금까지 여러 공정변수를 변화시키면서 펠렛의 겉보기 밀도를 살펴 본 결과, 분말형 방폐물의 고감용화의 가능성을 확인하였다. 분말(0.93 g/ml)과 생성된 펠렛(최대 2.74 g/ml)의 겉보기 밀도를 비교한 감용 정도는 2.74/0.93 = 2.95 배 정도이다. 즉, 분말 3드럼이 펠렛 1드럼이 된다는 의미이다. 그러나 이는 감용화에 대한 잘못된 평가이다. 왜냐하면, 분말로부터 성형된 펠렛을 드럼내에 충진시켜 고화하여야 하기 때문이다. 즉, 감용화는 드럼내에 충진된 펠렛을 기준으로 하여야 하기 때문이다. 이를 살펴보기 위하여 일정한 부피내에 분말과 펠렛의 무게를 측정하여 감용화정도를 평가한 결과는 대략 1.34 정도이었다.

3. 결론

분말형 방폐물의 감용화를 위하여 고감용화장치를 제작하여 벤토나이트 분말을 이용하여 감용화 정도를 평가하였다. 밀도가 0.93 g/ml 인 분말로부터 2.74 g/ml 의 밀도를 갖는 펠렛을 얻었지만 이보다 높은 밀도를 갖는 조건이 실험과정에서 도출되었으며, 고화체 드럼기준으로 최소 1.34배 이상의 감용효과를 얻을 수 있음을 확인하였다.

비압축 고상 소결에 의한 소각재 고화

안병길*, 이기원, 민병연, 이윤지, 나상호, 윤경수, 박진호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 가연성 고체 폐기물을 소각 처리하면 최종적으로 안정한 무기물질인 소각재가 발생된다. 소각처리에 의해 약 1/40의 감중비를 나타내므로 소각재에는 방사성 물질이 농축되어 비방사능이 높아지게 된다. 또한 소각재는 밀도가 낮아 비산에 따른 위험성 등이 존재하므로 최종 처분을 위해서 안정된 고화체로 제조되어야 한다. 고화체 제조 매질로 시멘트, 플라스틱, 아스팔트 등이 사용될 수 있으나 감용 및 안정성 측면의 고찰이 필요하다.

본 연구에서는 변환시설 및 연구용 원자로 해체 공정에서 발생된 가연성 폐기물을 소각하여 발생된 소각재에 대한 원소분석 결과로부터 비방사성 물질로 구성된 모의 소각재를 제조하여 분말 소결에 의한 고화 특성을 조사하였다. 소결방법으로 안정된 고화체 형성을 위해 유리화 및 세라믹화를 유도할 수 있는 반응물을 소량(약 5%) 첨가하여 압축 및 전처리 공정이 배제된 단순 분말소결에 의해 고화체 제조 특성을 연구하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 모의 소각재 조성을 표1에 나타내었으며, 구성물 중 유리화를 유도할 수 있는 CaO, Na_2O, K_2O, 등이 많이 함유되어 있음을 알 수 있다. 저온에서 유리화 또는 세라믹 고화체를 제조하기 위해서 소결조재는 SiO_2, B_2O_3 및 $NH_4H_2PO_4$(NHP) 각각 또는 혼합물을 사용하였다. 고화체 제조용 소결용기를 stainless steel로 사용시 softening 온도를 고려하여 소결온도를 1100℃로 하였다. 실험 방법은 각각의 반응물을 소각재에 첨가하여 혼합 후 6℃/min 승온 속도로 1100℃에서 3 시간 소결하여 제조하였으며, 고화체의 밀도는 Archimedes 방법으로 구하였다. 고화 폐기물은 우라늄 변환 시설(Uranium Conversion Plant: UCP), TRIGA 해체 공정 및 목재 폐기물 소각재를 대상으로 하였다.

Table 1. Composition incineration ash

	UCP*	TRIGA-Wood	TRIGA
CaO	20.11	16.69	26.67
Na2O	31.79	13.10	3.83
K2O	10.85	6.51	4.10
Al2O3	14.90	19.33	12.41
Fe2O3	8.70	21.78	27.49
SiO2	6.45	11.76	12.05
MgO	3.45	3.14	3.00
TiO2	0.90	1.32	2.99
ZnO	0.89	1.55	2.01
Cr2O3	1.06	2.12	1.92
Ni2O	0.53	0.92	0.77
Mn2O3	0.20	0.61	0.44
CuO	0.05	0.08	0.16
PbO	0.10	1.06	2.08
CdO	0.01	0.02	0.08

UCP*; Uracium Conversion Plant

2.2 결과

UCP 소각재에 대한 SiO_2, B_2O_3 및 NHP 함량(3~9wt%) 변화에 따른 고화체 제조 전 후 사진과 밀도변화를 Fig. 1, 2에 나타내었다. Fig. 1, 2를 보면 B_2O_3의 경우가 가장 좋은 효과를 나타내었으며, 6wt% 함량에서 상대적으로 치밀한 고화체(밀도=2.25 g/cm^3)를 나타내었다. 반면 SiO_2 함량이 증가 할수록 밀도가 감소함을 볼 수 있는데 소결온도가 낮기 때문으로 판단된다. NHP의 경우는 300℃에서 발생된 분해 가스의 영향으로 소각재 성분이 표면에 부착된 형상을 나타내고 있다. 이러한 결과들로부터 유리화 또는 세라믹화를 유도하기 위해 B_2O_3와 NHP를 4:1로 혼합한 소결 조재를 3종의 소각재에 대해 각각 5wt%를 첨가 및 혼합하여 고화체를 제조하였으며 그 결과를 Fig. 3, 4에 나타내었다.

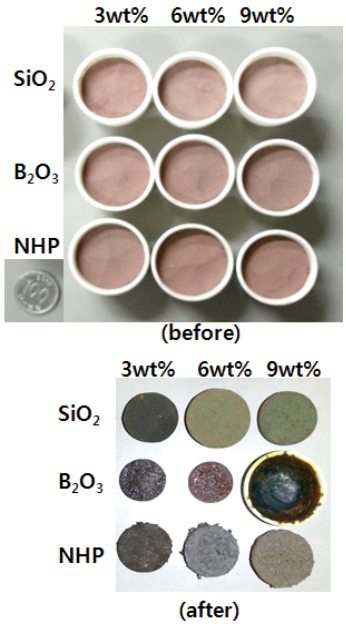


Fig. 1. Photographs of UCP incineration ash and waste form according to sintering agents.

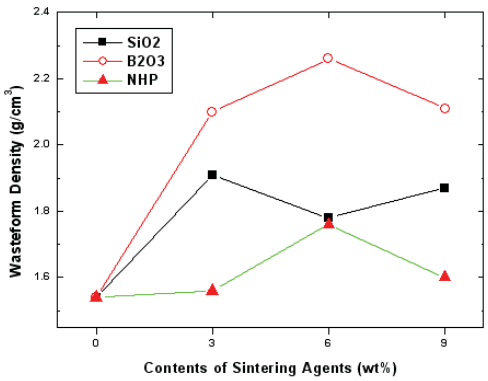


Fig. 2. Waste form density according to sintering agents and contents.

Fig. 3, 4를 보면 UCP 및 TRIGA 소각재의 경우 2.8 및 3.05 g/cm^3 로서 높은 고화밀도를 나타내었으며 TRIGA 목재 폐기물의 경우는 용융현상으로 인해 밀도가 약 3.2 g/cm^{3}인 감용비가 큰 특성을 나타내었다.

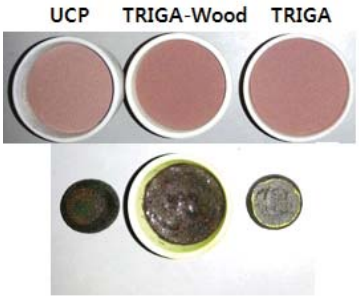


Fig. 3. Photographs of incineration ashes and waste form containing 5wt% sintering agent(B_2O_3 : NHP = 1 : 4).

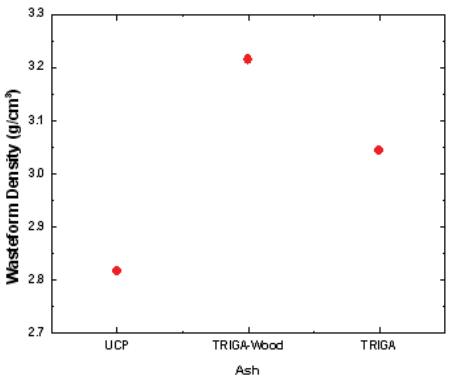


Fig. 4. Waste form density according to incineration ashes containing 5wt% sintering agent (B_2O_3 : NHP = 1 : 4).

3. 결론

전처리 공정이 필요없는 단순한 저온 고상 소결 공정에 의해 치밀한 고화체를 제조하기 위한 소결조재를 개발하였으며, 소결 조재를 소량(5wt%) 첨가 및 1100℃에서 소결하여 약 3.0 g/cm^3 의 밀도를 갖는 우수한 고화체를 제조할 수 있었으며, 내침출 특성 등 물리 화학적 특성에 대한 평가를 수행 예정이다.

사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 원주형 시편 특성

전종선[1*], 박종필[2], 김동민[1], 한병섭[1]
[1](주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
[2]부산대학교, 부산광역시 금정구 부산대학로 63번길 2
[*]nunkijs@gmail.com

1. 서론

현재 국내 사용후핵연료는 소내 임시저장시설에 저장하고 있으며 국내 사용후핵연료 수송저장용기 개발은 소내운반 목적으로 한국원자력연구원과 한국수력원자력에서 개발하고 있다. 향후 사용후핵연료를 중간저장시설을 이용 시에는 수송저장용기의 수요에 따라 용기를 제작하게 될 것이다. 용기 제작시 필요로 한 중성자 차폐체는 이전까지 수입 차폐물이 사용되었으나 기술확보 및 기술자립을 위해 국산 차폐체를 개발중에 있다. 개발한 차폐체는 중성자 흡수재를 포함한 금속/금속합금 첨가제로 사용후핵연료에서 방출되는 방사선 차폐 뿐만 아니라 수송저장 용기의 구조재 및 열전달 역할을 동시에 수행할 수 있는 에폭시 고분자 매질의 차폐체이다. 고분자 물질은 분자구조에 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 에폭시 차폐체가 수송용기의 차폐체로 제작이 적합한지에 대한 평가를 위해 원주형 시편을 제작하였고 같은 조건일 때 열유동 및 열구조 해석을 수행하였고 기계적 특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 차폐체 재료물질 특성

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 뛰어나다.

주요 첨가제로 사용한 발포금속은 재료내부의 기공들이 서로 연결된 형태로 기체나 유체의 통과가 용이하여 단위 체적당 표면적비가 크고 기계적강도가 우수하다. 이런 장점을 활용하여 사용후핵연료 붕괴열을 외부로 확산시킬 수 있는 특장점을 가진다.

2.2 차폐체 제작

사전 제작기법 분석을 통해 에폭시 재료의 특성과 첨가제의 재질 특성을 고려하여 원주형 주형틀에 차폐체 내부구조물을 채우고 균일 혼합된 에폭시 혼합물을 주입하는 형태의 제작법을 선택하였다. 사전 혼합물 배합 시 기포발생을 최대한 억제하기 위해서 경화온도는 40℃ 미만으로 유지하도록 하였고 주형틀 주입 전에 에폭시 혼합물을 진공탈포하여 에폭시와 첨가물간의 미세기포를 최소화 하였고 주형틀 주입 시에도 호스식 주입 펌프를 사용하여 기포의 발생원인을 최소화 하였다.



Fig. 1. Shielding production process.



Fig. 2. Cylindrical shielding specimen.

2.3 차폐체 특성시험

2.3.1 원주형 에폭시 차폐체 시편의 열전도 평가

중성자 차폐 시편 열전도도 결과는 발포금속이 차폐체의 열전도계수는 약 0.2~2.2 W/mK이며 구리는 약 400 W/mK로 100배 이상의 열전도계수의 차이를 가진다. 열전도계수를 저항의 개념으로 생각하면 저항이 작은 구리 핀을 통해 대부분의 열에너지가 전달되지만 실제 차폐체를 통하여 전달되는 열에너지의 일부는 아래의 그림과 같이 확산되며 구리 핀을 통해 추가적으로 전달된다.

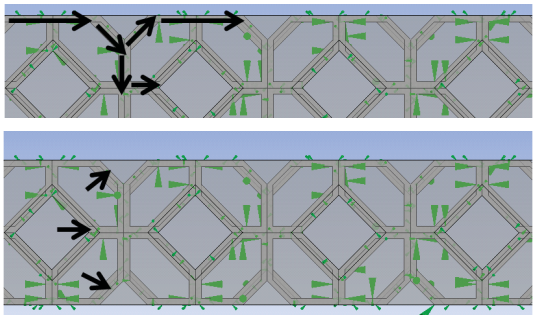


Fig. 3. Heat Transfer Analysis.

차폐체내의 발포금속의 밀도에 따라서 열에너지 전달량이 달라지지만 아래 그림과 같이 10ppi의 밀도 이상을 가지면 기존의 NS-4-FR 차폐체와 냉각핀의 열전달 역할을 충분히 대처할 수 있을 것으로 평가되었다.

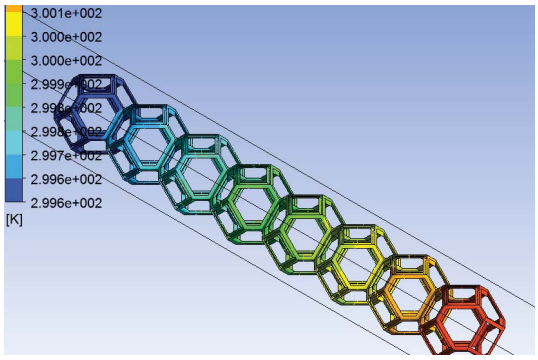


Fig. 4. Added metal foam shielding of the junction temperature distribution.

2.3.2 원주형 에폭시 차폐체의 기계적 특성 평가

에폭시수지의 인장강도와 기공을 가지는 발포금속시편의 기계적 수치는 유사한 경향을 보이고 있다.

Table 1. 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 Metal	8.4	92.6	24.1	97.4
Epoxy+L Metal	6.1	66.8	22.8	92.2

3. 결론

본 연구에서는 발포금속이 첨가된 에폭시 차폐체를 개발하였고 수송용기의 차폐체로 제작성이 적합한지에 대한 평가를 위해 원주형 시편을 제작하였고 시편에 대한 기계적 특성을 확인하였다. 더불어 대표 수송용기의 열유동 해석을 수행하여 수송용기 내부 및 외부의 유체의 유동 및 에너지 전달을 모의하였고 전도, 대류 및 복사 열전달과 같이 수송용기 열전달 모드를 모두 포함, 실제 현상과 유사한 해석을 수행하였다. 열교환 구조물의 열전도 계수가 차폐체에 비하여 100~1000배 가량 크므로 단위 면적 당 열교환 구조물을 많이 채용하는 것이 열전달 측면에서는 유리하다. 분석결과를 바탕으로 개발한 발포금속 첨가 에폭시차폐체의 수송용기 내부에너지에 대한 열전달 및 건전성을 확인하였다.

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

사용후핵연료저장조 내의 방사선 준위 측정을 위한 광섬유-방사선센서 기초 특성 연구

박찬희, 이정민, 이아림, 문주현*
동국대학교, 경주시 석장동 707
*chpark@dongguk.ac.kr

1. 서론

지난 후쿠시마 원전사고는 원전 소내외 전원상실 사고 시 사용후핵연료 저장조 냉각 기능유지의 중요성과 함께 저장조의 핵심 환경변수(방사선 준위, 수위, 온도)에 대한 감시기능 유지가 얼마나 중요한 가를 분명하게 보여주고 있다[1]. 본 연구에서는 자연 재해 등의 원인으로 인해 원자력발전소 소내외 AC 전원이 상실되어 AC 전원으로 구동하는 감시시스템이 마비되는 사고가 발생하는 경우에도, 저전압의 DC 전원으로 용이하게 구동되어 사용후핵연료 저장조의 방사선 준위를 원격으로 감시하여 비상상황의 발생 여부를 인지할 수 있는 사용후핵연료 저장조의 보조 감시 시스템의 일환으로, 원격 측정에 용이한 광섬유를 활용한 방사선 준위 센서의 기초 특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 저장조 수위에 따른 방사선 준위

사용후핵연료 저장조의 핵심환경변수 중 하나인 방사선 준위를 감시하기 위하여 제작되는 보조감시시스템의 성능요건을 평가하기 위해서 MCNP를 이용하여 핵연료에서 나오는 초기 방사선량을 계산하고, 감약 계수를 이용하여 방사선 준위를 분석하였다[1]. 사용후핵연료 저장조내의 핵연료로부터의 방사선을 차폐하기 위해서 핵연료 상부로부터 7 m 높이의 물이 차여있다. 본 연구에서는 저장조의 물이 완전히 비어있는 상태에서 핵연료 상부로부터 7 m까지 물이 차있는 상태까지를 가정하여 수면 위에서의 방사선량을 예측해보았다. 이를 위해 신고리 3, 4호기를 대상으로 핵연료 상부에서 7 m 높이에 방사선계측기가 설치된 것으로 가정하였다.

2.2 방사선 센서 제작

감마선 검출을 위하여 밀도가 낮아 감마선 검출 효율에 부적합한 유기섬광체와 비교하여 원자번호가 높은 원소로 구성, 밀도가 높아 감마선 검출에 유리하고 원거리 감지를 위한 전송용 광섬유와 결합이 쉽고 조해성이 없는 무기섬광체를 선택하여 방사선 감지 프로브를 제작하였다. 본 연구에서 선정된 섬광체 Lyso는 다른 무기섬광체의 비해 섬광효율이 높고, 굴절률이 광섬유의 굴절률과 가까워 광섬유를 통한 광 전송에 유리하다. 본 연구에서는 직경 3 mm, 길이 20 mm의 lyso 섬광체로 실험을 수행하였다.

방사선으로 인해 섬광체를 통해 감지된 빛을 전송하기 위하여 플라스틱 광섬유를 선정하였다. 유리광섬유는 사용후핵연료 저장조 주변 환경에서 플라스틱 광섬유의 비해서 내열성은 좋으나, 저장조 냉각수 표면의 측정을 고려하여 배제하였다. 또한 광학 유리는 깨지기 쉽고 형상 가공이 어려우며 일정 크기 이상의 형태로 만들지 못하는 제작상 문제가 있을 뿐만 아니라 광접속 기술이 저가로 실행되어야 하는 가장 큰 문제점이 있다. 본 연구에서 사용된 직경 3 mm의 플라스틱 광섬유(NT02, Edmund optics)는 고순도 아크릴레진(PMMA : polymethyl-methacrylate)으로 된 코어와 특수 불소 폴리머(F-PMMA : florine polymethyl methacrylate)로 만들어진 클래딩으로 구성되어 있다.

2.3 실험

Lyso 섬광체와 광섬유를 이용한 원거리 방사선 센서의 성능평가를 위한 계측 구성도는 Fig. 1과 같다. 광전자증배관은 섬광체의 발광 파장과 정합하는 광음극 응답파장의 특성을 갖는 것을 선정하였다. 광 측정장치는 센서 부분, 전송용 광섬유, 광전자 증배관(PMT; Photomultiplier tube), 주 증폭기 및 다중파고분석기(MCA; Multi channel analyzer)로 구성하였다. 주 증폭기는 Canberra Amplifier model 2012를 이용하였으며, Power supply는 PMT에 안정적인 전원공급 및 전치증폭기에 동시에 전원을 공급할 수 있는 Hamamatsu 제품 C3830을 사용하였다. 신호 분석을 위한 MCA(Multi Channel Analyzer)는 Ortec trump-

8k-32 + Maestro32로 board형태로 PC에 장착하여 사용할 수 있는 제품이다.

광섬유 길이에 따른 성능 평가를 수행하기 위하여 각각 1, 3, 5, 10 m의 광섬유를 이용하여 파고 스펙트럼을 측정하였으며, 광섬유의 굽힘 손실을 통일시키기 위하여 4종류 센서의 bending 각을 일치시켰다. Fig. 2(a)는 전송용광섬유 길이에 따른 파고 스펙트럼이다. 파고 스펙트럼의 형상은 유사하게 나타났으나, 1 m의 측정결과에 비해 3, 5, 10 m에서는 측정 효율이약 25~40% 낮게 측정되었다. 각각의 센서와 섬광체간의 접속 손실이 다르고, polishing 상태 등에 따라 차이가 있을 것으로 분석된다.

Fig. 2(b)는 방사선 센서 감지 부분이 섬광체와 방사선원간의 거리에 따른 파고 스펙트럼이다. 섬광체와 방사선원을 바로 맞대어 측정한 것과 각 1 cm, 3 cm 거리를 두어 측정한 결과 1 cm 거리를 두고 측정했을 때, 다른 거리에 비해서 약 16~20% 높게 측정되었다. 이는 동일 선상에 있을 때, 방사선과 반응하는 섬광체의 겉보기 면적이 상대적으로 작아 계수율이 낮은 것으로 분석된다.

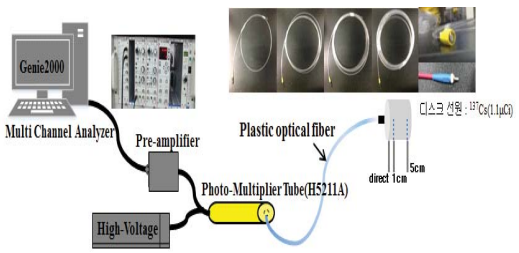
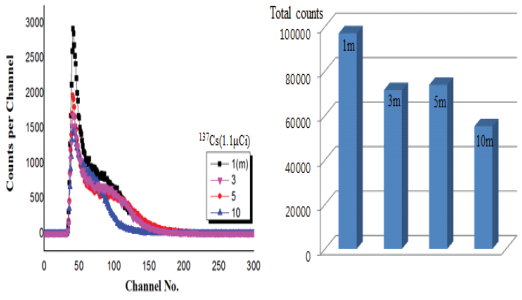
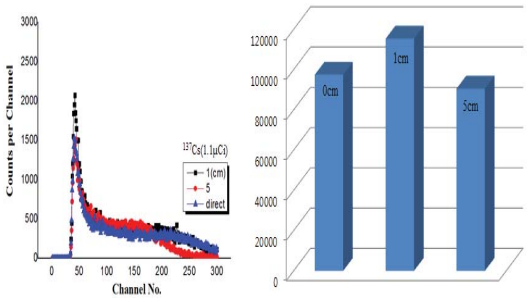


Fig. 1. Experimental Setup.



(a)



(b)

Fig. 2. Pulse height spectrum of the geometry factor of the optical fiber.

3. 결론

사용후핵연료 저장조 내 방사선 준위의 변동 상황을 감시하기 위해서 원격 측정을 기반으로 하는 광섬유를 활용한 방사선 센서를 제작하여 기초 실험을 수행하였다. 향후 광섬유를 기반으로 하는 방사선 준위, 수위, 수온 센서를 개발할 예정이다. 방사선 준위, 수위 및 수온 중 어느 하나의 변동 상황만을 감시하게 되면, 센서의 오작동 등에 의해 비상 상황의 발생 여부를 오인할 가능성이 커지게 되므로, 방사선 준위, 수위 및 수온을 동시에 감시함으로써 센서의 오작동에 의한 비상 상황 발생 여부 판단의 오류를 최소화할 수 있고 원전 운영의 안정성을 향상시킬 수 있는 효과가 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.
(2012M2A8A1027833)

5. 참고문헌

[1] Proceedings of the 14th International High-Level Radioactive Waste Management Conference, pp. 995-998, 2013

산성용액에서 과산화수소에 의한 Hydrazine의 분해 특성

이우성*, 원휘준, 최왕규, 박상윤, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nhjwon@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 유기산 착화제를 배제한 무착화성 화학제염제를 개발하였다. 제염제는 산성조건에서 Cu 이온과 hydrazine을 사용하였다. 제염 후 제염제의 주성분인 hydrazine을 분해함으로써 2차 방사선폐기물을 저감할 수 있다. Wellman등의 보고에 의하면 pH가 9~10인 조건과 Cu 이온의 존재 하에서 hydrazine은 다음과 같이 분해하였다[1].

$$N_2H_4 + 2H_2O_2 \xrightarrow{Cu^{2+}} N_2 + 4H_2O \qquad (1)$$

Hydrazine 분해에 관한 연구는 염기성조건에서 진행되었으며 산성조건에서의 분해연구는 현재까지 거의 보고되지 않고 있다. 본 연구에서는 무착화성 화학제염제로 제염한 후를 가정하고 과산화수소에 의한 hydrazine 분해실험을 수행하였다. Hydrazine 농도가 일정한 상태에서 온도와 시간을 변화시켜가며 과산화수소에 의한 hydrazine 분해경향을 조사하였다. 또한 Cu^{2+} 이온이 hydrazine 분해에 미치는 영향을 파악하였다.

2. 본론

2.1 실험 조건

Hydrazine은 Junsei사에서 제조한 80%의 용액을 사용했으며 산성용액으로 만들기 위해 DUKSAN사에서 제조한 65%의 질산을 사용하였다. Cu 이온은 SHOWA에서 제조한 $Cu(NO_3)_2 \cdot 3H_2O$를 사용하였다. 과산화수소는 SHOWA사에서 제조한 순도 35%의 용액을 사용하였다. Erlenmeyer flask에 hydrazine 90 ㎖를 넣은 후 Erlenmeyer flask를 water-bath 내에 넣었다. 50~80℃의 온도범위로 올린 후 과산화수소 10 ㎖를 첨가하여 실험을 수행하였다. 실험조건을 표 1에 수록하였다.

Table 1. Experimental conditions

$[N_2H_4]$	$[Cu^{2+}]$	$[H_2O_2]$	pH	온도, ℃	시간, 분
0.04M	0.0005M	0.5M	3	50	5, 10, 20, 40, 60, 90, 120
	0M				
	0.0005M			60	
	0M				
	0.0005M			70	
	0M				
	0.0005M			80	
	0M				

2.2 N_2H_4 농도 분석

Hydrazine은 지시약인 p-dimethylaminobenzaldehyde와 산성용액에서 반응하여 노란색을 띄게 되었다. UV spectrometer를 사용하여 455 nm 파장의 빛을 투과시켰으며 흡광도를 측정함으로써 hydrazine 농도를 분석하였다. 그림 1에 hydrazine 착물과 흡광도의 관계를 도식화하였다.

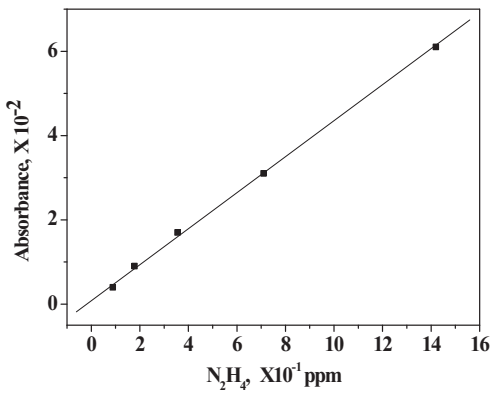


Fig. 1. Absorbance according to concentration of N_2H_4.

2.3 실험 결과

2.3.1 온도 및 Cu^{2+} 이온의 영향

용액의 온도가 변화됨에 따른 hydrazine의 분해

율 변화를 살펴보았으며 2시간 후의 결과를 Fig. 2에 나타내었다. Fig. 2의 1, 3, 5, 7 bar는 Cu 이온이 존재할 때의 분해율을 나타내며, 2, 4, 6, 8은 Cu이온이 존재하지 않을 경우를 나타내었다. 두 조건 모두에 대해 50℃에서 60, 70, 80℃로 온도가 상승함에 따라 hydrazine의 분해율이 향상됨을 보여주었다.

2시간이 경과된 후, 구리이온을 첨가한 hydrazine 용액은 첨가하지 않은 경우에 비해 0.5~7%의 차이로 분해율이 증가되는 경향을 보이지만 그 효과는 미미하였다.

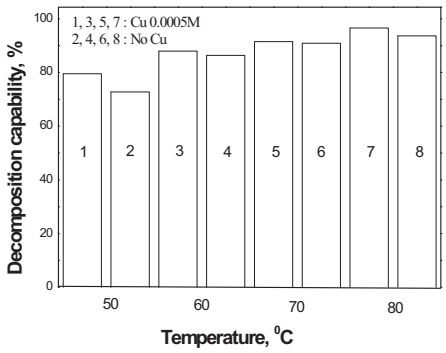


Fig. 2. Effect of copper ion on the decomposition of magnetite (2hrs, pH=3, $[N_2H_4]$=0.04M).

2.3.2 시간의 영향

반응초기 과산화수소에 의한 hydrazine의 분해경향을 파악하기 위해 시간 경과에 따른 분해율을 측정하였으며 그 결과를 Fig. 4에 도시하였다. 반응초기 20 분 동안 hydrazine의 분해가 급격히 진행되고 이후 분해속도는 서서히 감소됨을 나타내었다. Cu 이온을 첨가한 hydrazine 용액이 첨가하지 않은 경우에 비해 분해율이 높음을 보여준다. Covey 등은 Cu 이온을 첨가함에 의해 과산화수소에 의한 hydrazine의 분해속도가 수천배 이상 증대됨을 보고하였다[2]. 본 연구에서는 많은 차이가 발생하지 않았지만 Cu 이온의 촉매역할에 의해 반응초기 분해속도가 높았음을 유추할 수 있었다. 두 시간의 반응이 완료된 후 4% 미만의 hydrazine이 잔존하였다.

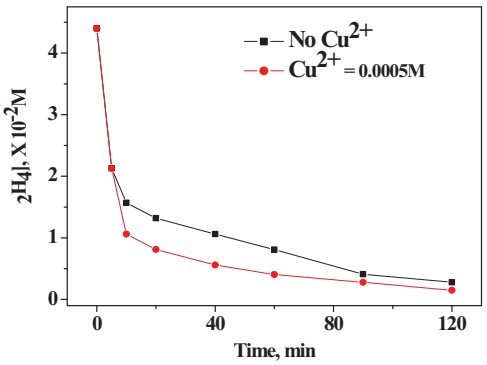


Fig. 3. Effect of time on the decomposition of hydrazine($[N_2H_4]$=0.04M, 2hrs, pH=3, 80℃).

3. 결론

본 실험조건에서 무착화성 화학제염제의 주성분인 hydrazine이 과산화수소에 의해 96% 이상 분해됨을 파악하였다. 이를 통해 제염 후 본 결과를 적용함에 의해 2차 방사성 폐기물의 양을 크게 저감할 수 있음을 확인했다. 차후, 반응조건을 변화시켜 hydrazine의 분해율을 향상시키고 보다 심도 있는 연구를 통해 hydrazine의 분해 반응 기구를 규명할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] C. R. Wellman, “Kinetics of the Oxidation of Hydrazine by Hydrogen, Catalyzed by Hydrated Copper(Ⅱ)”, Journal of the American Chemical Society, Vol. 98, No. 7, pp. 1683-1984(1976)

[2] E. J. Corey, "Chemistry of diimide. Some new systems for the hydrogenation of multiple bends", Terahedron Letters, Vol. 2, No. 11, pp. 347-352(1961)

신분류기준을 적용한 국내 방사성폐기물의 처분 방안 예비 연구

김영국, 송종순*
조선대학교, 광주광역시 동구 필문대로 309
*kbo5235@naver.com

1. 서론

1978년 고리 1호기의 상업운전을 시작으로 현재 2013년까지 우리나라에서는 총 23기의 원전이 운영중에 있다. 이렇게 기존 원전의 수명 연장과 신규원전의 추가 가동에 따라 원전에서 늘어나고 있는 운영 폐기물은 증가하고 있고 추후 수명이 다된 원전의 해체시에 발생할 해체 폐기물을 처리하게 앞서 본 논문에서는 제염,처리 또는 단순처분을 고려한 폐기물의 처분시에 IAEA신분류기준을 적용한 방사성폐기물의 관리방안과 해외 선진국 사례를 비교분석한 폐기물의 처분 방안을 예비 연구해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 현행 방사성폐기물 분류체계

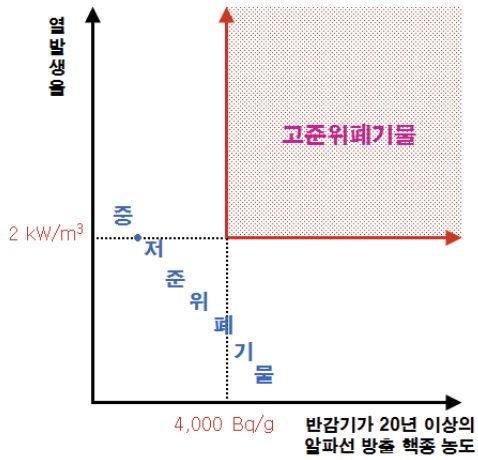


Fig. 1. radioactive waste classification.

현행 원자력 안전법에 따른 방사성폐기물의 분류는 Fig. 1과 같이 고준위 방사성폐기물과 중·저준위 방사성폐기물로 분류 되어 있다.

이 두가지의 분류기준은 반감기 20년이상의 α-선을 방출하는 핵종으로 4,000 Bq/g과 열발생률 2 kw/m^{3}이 경계 기준이다. 하지만 이 기준은 처분관점의 장기안전성에 근거한 차등접근법을 통한 세분화된 IAEA신분류 기준의 적용 전 체계로 국내에선 현재 신분류 기준을 적용하기 위해 기존 분류체계를 개정하는 중이다.

2.2 IAEA 신분류체계

2010년에 개정된 IAEA 방사성폐기물 신분류기준에 따르면 반감기와 방사능의 함유량에 따라 고준위폐기물, 중준위폐기물, 저준위폐기물, 극저준위폐기물, 극단수명폐기물 및 규제해제폐기물의 6가지로 구분되어있다.

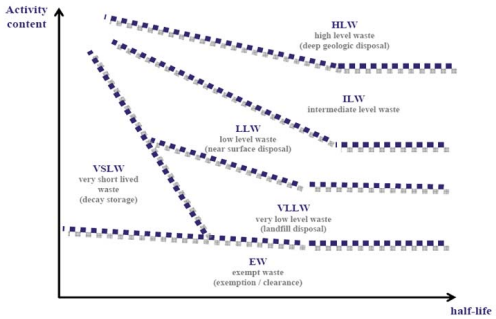


Fig. 2. IAEA Classification standard.

또한 Fig. 2와 같이 각 분류별로 고준위폐기물은 심지층처분, 중준위폐기물은 중간지층처분, 저준위폐기물은 천층처분, 극저준위폐기물은 단순매립, 극단반감기폐기물은 붕괴/소멸 저장, 규제면제폐기물은 일반 재활용/산업폐기물처리로 각각의 분류별 전형적인 처분방식까지 함께 제시하고 있다.

2.3 방사성폐기물 발생량 예비분석(VLLW)

스페인의 경우 원자력시설 운영중 발생되는 폐기물의 17%, 해체폐기물의 66%가 극저준위폐기물에 해당하는 것으로 예상하고 있다.

일본의 경우 1100MWe급 가압경수로형 원전 1기를 해체할 경우 총 50만 톤의 폐기물이 발생되며, 이중 48~49만 톤은 비방사성폐기물 또는 방사능준위가 극히 낮은 폐기물이 될 것으로 예상하고 있다.

프랑스의 경우 2007년 기준으로 극저준위폐기물은 방사성폐기물 총 저장량의 20.1%(부피 기준)또는 0.000003%(방사능 기준)을 차지하고 있으며, 2020년에는 극저준위폐기물의 발생·저장량이 580000m^3로 증가하여 방사성폐기물 총 저장량의 41%(부피 기준)를 차지할 것으로 예측하고 있다.

2.4 세계주요국의 폐기물 관리 동향

캐나다의 원전은 천연 우라늄을 연료로 하는 CANDU형 원자로이기 때문에 사용후핵연료를 재처리하지 않고 직접 처분하는 정책을 채택하고 있다. 그리고 아직까지는 원전 운영과정에서 발생한 중·저준위 폐기물을 영구 처분하기 위한 시설은 없으며, Kincardine 지역의 부르스 원전부지 내에 있는 Western Waste Management Facility에서 임시 저장 관리되고 있다.

미국은 원전의 운영 과정에서 발생되는 저준위 폐기물을 주별로 단독 운영하거나 또는 여러주가 연합하여 compact를 구성, 처분하도록 하고 있다. 현재 미국에서 운영 중인 민간 저준위 폐기물 처분장은 리치랜드, 반웰, 클리브 등 3곳이며, 텍사스주에서 신규 처분장이 건설되고 있다.

스웨덴은 중·저준위 폐기물 영구 처분장인 SFR을 운영중이다. SFR은 수도인 스톡홀름에서 150 km 떨어진 발트해안의 포스마크 지역에 있고 이 포스마크지역에는 원전3기가 운영되고 있다.

핀란드에서는 원전의 운영 과정에서 발생되는 중·저준위 폐기물은 올킬루우토와 로비사 원전부지 내에 있는 처분장에서 발전소별로 별도 처분되고 있다.

프랑스에서는 방사성폐기물을 1차적으로 반감기에 따라 장반감기와 단반감기 폐기물로 분류하고, 2차적으로 방사성 준위에 따라 극저준위, 저준위, 중준위, 고준위폐기물로 분류하고 있다. 이러한 분류 기준에 따라 처분방식을 달리하고 있다.

독일은 원전의 운영 과정에서 발생되는 방사성폐기물의 최종 처분 책임을 연방정부가 지도록 원자력법에 규정하고 있다. 방사성폐기물을 처분하는 경우에 반드시 고려해야 하는 발열량을 기준으로 하여 방사성폐기물을 발열성 방사성폐기물과 비발열성 방사성폐기물로 구분하고 있다.

일본은 방사성폐기물 관리 국가 정책을 크게 4가지로 나누어 구분한다. 첫째는 방사성폐기물 발생자의 안전 관리 책임, 둘째는 방사성폐기물 발생량의 최소화, 셋째는 방사성폐기물의 합리적인 처리와 처분, 넷째는 국민 이해하에서의 사업 추진이다. 저준위 폐기물 처분장은 아오모리현 로카쇼무라에 위치하고 있으며 1992년 12월부터 운영되고 있다. 현재 폐수지 등 방사능 준위가 비교적 높은 폐기물을 처분하기 위한 설비의 건설을 추진 중에 있다.

3. 결론

본 연구에서는 IAEA 신분류기준의 분류체계에 관한 분석과 적용방안 그리고 캐나다, 미국을 비롯한 해외 주요 원자력발전국의 방폐물 관리 동향에 대하여 조사·분석하여 보았다.

IAEA 신분류기준의 적용을 위해서 국내 방사성폐기물 발생량 예비평가가 이루어 져야 하고 세분화된 신분류기준의 적용을 위해서 발생된 폐기물의 반감기별, 준위별 분류 기준을 설정 하여야 한다. 해외 주요국의 IAEA 신분류기준을 적용한 방사성폐기물 발생량 예비 분석을 보면 총 방사성폐기물중에서 극저준위폐기물의 발생량이 가장 많은 부분을 차지할 것으로 보인다. 또한 세계주요국의 폐기물 관리 동향을 통해 국내에서 도입해야할 부분은 IAEA신분류 기준을 도입한 우리나라의 분류기준 개정과 개정된 분류별 처분방식 및 신규 처분장 마련에 박차를 가하여야겠다.

4. 참고문헌

[1] Analysis on the International Trends in Safe Management of Very Low Level Waste Based upon Graded Approach and Their Implications, Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 9(1), pp. 49-62, Mar. 2011

[2] 해외 주요국의 방사성폐기물관리 전담기관 운영현황, 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp.39-40, 2010

[3] 방서성폐기물 분류체계 개정방향 설정에 관한 연구, 한국방사성폐기물학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.441-442, 2012

[4] 중·저준위 방사성폐기물 동향, 세계 주요국의 중·저준위 폐기물 관리 및 정책 동향, 원자력산업, pp.67-75, 2010

액체금속 Cd을 이용한 LiCl-KCl내 존재하는 La의 군분리 연구

김범규*, 박병기, 정다운, 이애리, 김용일
순천향대학교, 충남 아산시 신창면 읍내리 646
*qu@sch.ac.kr

1. 서론

최근 원자력발전소에서 발생되는 사용후핵연료는 고준위방사성폐기물을 포함하고 있으며 이를 저준위로 낮추기 위해 여러 공정들이 개발중에 있다. 사용후핵연료 내 우라늄 및 초 우라늄을 회수하여 독성과 부피를 감소시키고 고속로의 연료로서 재활용하기 위한 파이로공정(Pyroprocess)은 국내외에서 활발한 연구가 이루어지고 있다. 사용되는 전해질은 LiCl 또는 LiCl-KCl내 핵분열생성물을 함유하고 있어서 방사성 폐기물로 배출된다. 이를 회수하기 위해 액체카드뮴을 이용한 분리공정은 원전폐기물의 독성 및 부피 감소와 우라늄 및 초 우라늄을 회수하는 목적으로 유효자원 회수 및 재활용함과 동시에 고준위폐기물을 효율적으로 감축 시킬 수 있다.

본 연구는 사용후핵연료를 중저준위화 하기 위한 용융염-액체금속의 추출공정의 연구로 군분리 실험을 통하여 액체금속을 이용해 용융염에 포함된 란타넘을 회수하는 기초연구를 실시하였다.

2. 본론

2.1 군분리 실험에 대한 개념

용융염에 포함하고 있는 악티늄족 금속을 환원반응을 이용하여 악티늄족 금속을 회수하는 것을 모식도로 Fig. 1에 나타내었다. 또한 시간이 지남에 따라 액체금속과 용융염간의 환원반응이 활발하게 진행될 것이다. 군분리시 액체금속과 용융염의 계에 대한 농도는 모두 균일하며, 단일한 독립계라 가정하였다.

2.2 군분리실험

본 연구는 액체금속 - 란타나이드의 회수를 알아보기 위해 군분리실험을 실시하였다. 환원제는 Li을 이용하였으며 이에 대한 준비는 환원제와 액체금속간의 합금(Cd : Li = 9 mol : 1 mol)을 제조하여 준비하였다.

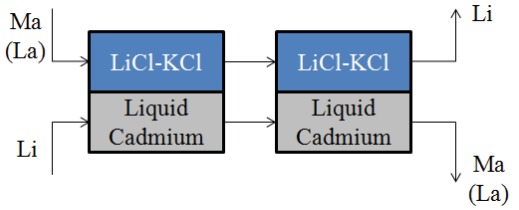


Fig. 1. Schematic for recovery of actinides by introducing Lanthanum into a salt.

실험은 LiCl-KCl, Cd-Li, $LaCl_3$를 정량하여 셀에 넣은 후 시간에 따라 시료를 꺼내는 방식으로 진행 하였으며, La시료의 양은 3 : 1 mol비로 Cl_3와 결합하는 Li의 양을 고려하여 아래의 식으로 결정되었다.

$$LaCl_3 + 3Li \rightarrow La^{3+} + 3LiCl \qquad (1)$$

위 식을 통해 La과 Li의 양과 셀에 부피를 계산하고 총 8개의 시료를 준비하였으며, 온도는 500℃으로 Thermocouple을 거치대 중앙에 위치하여 측정하였다. 실험은 아래와 같은 절차대로 진행되었다.

① LiCl-KCl 및 Cd-Li 계량 후 실험셀에 첨가
② $LaCl_3$계량 후 실험셀에 첨가
③ 총 8개의 실험셀을 제작된 거치대에 위치
④ 500℃로 가열된 퍼니스에 넣고 온도가 500℃가 유지된 후 실험시작
⑤ 0.5, 1, 1.5, 2, 3, 5, 7, 9 hour로 실험셀 꺼냄
⑥ 용융염 층과 금속 층 시료 채취
⑦ ICP-MS를 통한 성분분석

시료의 윗부분과 액체금속의 표면이 만나는 경계면을 제거한 후 중간부분을 취하여 분석에 사용하였다.

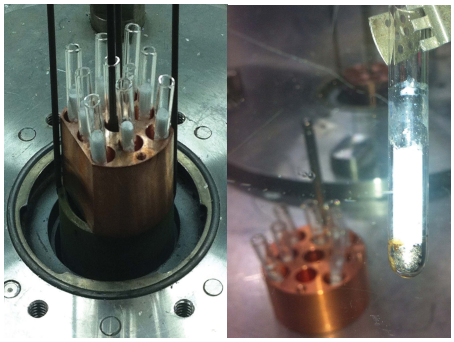


Fig. 2. Sample within reagent bottle.

2.3 성분분석

용융염 층의 란타넘의 농도가 변화하는 것을 분석하기 위하여 ICP-AES분석을 실시하였으며 SHIMADZU사의 ICPE-9000를 이용하였다.

분석은 ICP 분석기기에 액체상 시료를 흘려보내 Ar gas가 주입된 상태에 플라즈마 불꽃을 이용하여 분석시료에 대한 파장을 측정한다. 시료는 고체형태이므로 액체로 만들 필요가 있으므로 전처리 과정이 매우 중요하다. 시료는 60%의 질산에 용해하고 약 200℃에서 가열을 하여 완전히 녹이고 초순수 희석하여 액체상으로 변환하였다.

2.4 실험결과

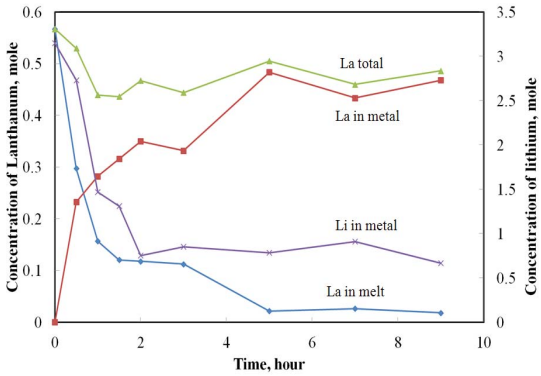


Fig. 3. Reductive extraction of lanthanum from molten salt into liquid Cadmium at 500℃.

Fig. 3 은 시간에 따른 분취된 시료들을 성분분석한 결과이다. 액체금속에 존재하는 란타넘은 시간에 따라 점차 증가하며, 용융염에 존재하는 란타넘은 감소하는 경향성이 나타나는 것을 보이므로 이는 란타넘이 시간에 따라서 회수되는 것을 확인하였다. 약 5 시간 후면 란타넘은 회수가 종결되었으며, 리튬은 약 1 시간 후 소모되었다.

액체금속과 용융염간에 존재하는 란타넘의 총량은 약 0.56 mol이나 약 0.1mol%의 ICP분석오차가 발생하였다. 이는 ICP의 성분분석에 따른 실험적 오차 및 분취된 시료의 농도의 균일성이 다르기 때문이라 판단한다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로공정의 일부인 회수공정의 연구개발을 위해 용융염-액체금속의 환원공정을 수행하였다. 액체금속를 이용하여 고온상태에서 시간에 따라 란타넘의 회수과정을 확인하였다.

실험결과를 바탕으로 성분분석의 오차를 줄일 수 있는 추가연구가 필요하다.

4. 감사의 글

이 연구는 원자력기초공동연구소사업을 통한 교육과학기술부의 재정적 지원에 의해 이루어졌습니다.

5. 참고문헌

[1] 심준보 외, "염화물 용융염에서 잔류 악티늄족 원소의 회수방법", 대한민국 특허등록 제 10-1047838호, 2011

[2] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술발표회 논문요약집, Vol.11. No.1, 2013

오염수지의 초음파 제염에 따른 물성평가

성진현[1], 이세반[1], 허준[1], 김현기[1], 김승일[1], 안희진[2], 오병운[2], 김병준[2], 김대성[2], 정연하[2], 강덕원[1*]
[1]HaJI 방사선공학센터, 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
[2]한국수력원자력(주), 전라남도 영광군 홍농읍 홍농로 846
sungjh@haji.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기 취출수 계통의 탈염탑은 취출수의 재사용과 오염확산 방지목적으로 운전되고 있으며 호기 당 연간 약 5,000ℓ 정도의 폐수지가 발생되고 있다. 증기발생기 세관의 누설이 발생할 경우, 발생 폐수지에는 미량이지만 방사성핵종이 함유되어 있다. 이들 폐수지에는 주종을 이루는 ^{60}Co 방사능이 규제해제농도인 0.1 Bq/g보다 높게 함유되어 있어 미량이지만 수지 속에 함유되어 있는 방사능 물질을 추출, 제거하기 위한 자체처분 기술이 확보될 때까지 발전소 내의 임시저장고에 별도로 보관·관리해 오고 있다. 폐수지 내에 함유된 방사능을 추출, 제거하는 기술로는 초음파를 이용하는 기술 등이 있다. 이 기술은 먼저 폐수지에 흡착된 이물질을 탈착, 분리한 다음, 초임계 이산화탄소와 보조추출제를 이용하여 폐수지와 이온결합을 형성하고 있는 금속성 핵종을 추출하는 제염기술을 병행 적용 시 효과적임이 확인되었다[1,2]. 본 연구는 초임계를 이용하는 Co 추출공정의 전 단계 공정으로 Co 이외의 다양한 종의 방사능을 제거하는 초음파 공정 실험에 관한 것으로, 폐수지에 부착되어 있는 이물질들을 초음파로 탈착, 처리하기 때문에 탈착된 방사성 이물질과 폐수가 필연적으로 발생된다. 본 실험에서는 초음파를 이용한 폐수지의 제염공정 중에 발생하는 폐수의 재활용 방안에 대한 검토와 이물질의 처리 기술을 개발하기 위한 기초 물성평가 실험을 함께 수행하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 초음파를 이용한 오염 폐수지의 제염실험

증기발생기 취출수 계통에서 사용하는 탈염탑에는 양이온, 음이온 및 혼상수지가 장입되어 있다. 이 탈염탑은 2차측 수질정화뿐 만 아니라 배관의 부식으로 발생한 입자성 물질들도 여과하는 역할을 하고 있다. 따라서 취출수 정화계통에서 발생한 폐수지에는 양이온, 음이온 및 이물질의 혼합비율이 균일하지 않은 상태로 존재하기 때문에 폐수지의 성상과 조성 파악은 매우 중요하다. 본 실험에서는 이들의 비율을 평가하여 두 종류의 방사능 농도가 다른 시료를 이용해 실험하였다. 이들 시료에 대한 혼합비율과 방사능농도를 분석한 결과를 Table 1에 나타내었다. 폐수지 중의 이물질은 최대 6 wt%(3 Vol%)가 포함되어 있는 것으로 확인되었다.

Table 1. The specific activity and mixed ratio of contaminated spent resin

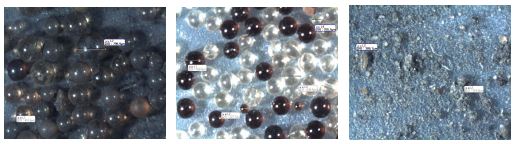
Sample	Specific activity (Bq/g)		Mixed ratio of resin (wt %)		
	^{60}Co	^{137}Cs	Cation	Anion	Impurity
1	0.54	MDA	5	89	6
2	0.18	0.05	81	17	2

각각의 폐수지에 물을 첨가하여 Horn형 초음파 장치(1 MHz, 300 Watt)로 1시간동안 처리한 후, 실험전·후 폐수지와 이물질 중의 방사능 농도를 감마핵종분석기(CANBERRA, HPGe Detector)로 측정하여 Table 2에 정리하였다. 초음파를 이용하여 이물질을 분리한 결과, 폐수지 중의 ^{60}Co의 농도가 상당 수준까지 낮아졌으나 시료의 종류에 따라 미량의 방사능이 시료에 남아 있었으며 이 물질로 이동해 오면서 상당량의 방사능이 이물진 속에 함유되어 있어 이물질에 대한 추가적인 처리대책이 필요한 것으로 확인되었다.

Table 2. The decontamination results of contaminated spent resin using ultrasonic machine

Sample	Ex.	Sample	Weight (g)	^{60}Co (Bq)
1	Before	Spent Resin	29.33	15.84
	After	Resin	26.19	2.10
		Impurity	1.67	13.06
		Process water	78	MDA
2	Before	Spent Resin	31.21	5.62
	After	Resin	30.27	3.63
		Impurity	0.53	1.83
		Process water	77	MDA

초음파처리 후 폐수지 중의 ^{60}Co의 농도가 낮아진 이유가 폐수지에 흡착되었던 이물질의 탈착에 의한 것인지 확인하기 위하여 실험 전·후 폐수지 표면과 이물질을 전자현미경으로 분석하여 성상을 Fig. 1에 나타내었다. 초음파처리를 한 폐수지 표면에는 이물질이 거의 남아있지 않아 이물질의 탈착에 의해 폐수지의 ^{60}Co 농도가 낮아진 것임을 확인하였다.



(a) Spent resin (b) Resin (c) Impurity

Fig. 1. Analysis of microscope(X 75).

2.2 초음파 제염공정 발생 폐액 처리실험

초음파를 이용한 폐수지 제염공정에서 발생한 폐수에는 ^{60}Co가 검출되지 않았지만, 폐수 중의 금속성분 확인과 여과에 의한 정화가 가능한 지를 평가하기 위하여 5 μm와 0.2 μm의 필터로 각각 여과한 후, 유도결합플라즈마 분석기(ICP)를 이용해 측정한 결과를 Table 3에 나타내었다. 0.2 μm의 필터로 여과 시 폐수 중의 금속성분이 상당량 제거되어져 재활용 가능성을 확인하였다.

Table 3. Metal ion composition of used filter using ultrasonic process

Sample	Filter (μm)	Element(ppb)				
		Co	Fe	Mn	Ni	Cr
1	5.0	ND	704	12.4	ND	8.4
	0.2		23.2	4.3		ND
2	5.0	ND	43.3	7.6	ND	5.7
	0.2		ND	6.3		ND

2.3 탈착 이물질의 성분분석

초음파를 이용한 폐수지 제염공정에서 발생한 이물질의 처리방법과 조성을 확인하기 위하여 산성용액으로 용해한 후 유도결합플라즈마 분석기(ICP)로 성분을 측정하여 Table 4에 나타내었다. 폐수의 조성을 분석한 결과, Fe가 제일 많았으며 Ni > Mn > Cr > Co 순으로 존재하는 것으로 확인되었다. 이는 원자로냉각재계통에서 사용되고 있는 스텐레스강이나 인코넬 등과 같은 재료의 부식에 의해 생성된 물질들인 것으로 판단된다.

Table 4. The results of impurity analysis for CRUD

Sample	Element(ppb)				
	Co	Fe	Mn	Ni	Cr
1	109	545,419	1,384	6,909	679
2	83	466,250	1,422	5,510	524

3. 결론

초음파를 이용해 폐수지로부터 이물질을 탈착시키는 제염공정은 효과가 양호한 것으로 확인되었다. 그러나 상용화를 위해서는 초음파 제염공정에서 발생되는 폐수의 재활용과 이물질의 처리에 대한 방안도 강구되어야 함을 알 수 있었다. 공정 발생 폐수와 이물질에 대한 기초물성 평가실험을 통해 폐수는 막분리에 의해 재사용을 할 수 있으며, 이물질은 산성용액으로 용해시킨 후 응집제를 이용하여 ^{60}Co를 분리시키고 1차 처리된 폐수지에 잔존하는 미량의 방사능은 초임계 이산화탄소와 보조추출제를 이용하여 ^{60}Co를 추출하는 방법으로 처리할 수 있을 것으로 본다[2,3]. 이를 위한 추가적인 실험이 계속 되어질 예정이며, 이러한 접근기술은 자체처분을 위한 방사성 폐수지의 제염공정 확립에 매우 유용하게 사용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 마이크로버블 및 초음파를 이용한 오염폐수지 제염연구, 한국방사성폐기물학회 2013 춘계학술대회

[2] 초임계 이산화탄소를 이용한 방사성 폐수지 중의 ^{60}Co 추출기술, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술대회

[3] Acrylamide계 polymer를 이용한 방사성 폐액의 응집 제거실험, 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술대회

우라늄 고체폐기물 처리를 위한 용해-침전 단계공정 개발

박민성, 이근영, 소지양, 백예지, 이일희 김광욱, 정동용*, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minsung4958@kaeri.re.kr

1. 서론

현재까지 많은 원자력 및 비원자력 산업분야에서 다양한 형태의 우라늄폐기물이 발생되고 있으며, 이들이 방사성폐기물임을 감안할 때 우라늄폐기물의 특별한 관리와 처리는 필수적이라 할 수 있다. 특히 우라늄을 함유한 고체폐기물을 처리하여 폐기물량을 저감시키거나 우라늄을 회수하는 기술 개발에 있어서 우라늄 원소가 갖는 특수한 화학적 특성과 더불어 매우 다양한 연구가 요구되어 지고 있다.

고온에서 고화처리 된 우라늄 슬러지의 경우 우라늄과 기타 금속성분들이 화학적 및 열적으로 매우 안정하게 복합체를 형성하고 있으므로, 이러한 우라늄 고체폐기물을 처리하기 위해서는 여러 단계를 거치는 용해 및 침전 공정이 필요하다. 본 연구에서는 우라늄을 함유한 열처리 슬러지를 환경친화적 방법으로 우라늄을 회수하고, 위해성을 갖는 우라늄 복합폐기물의 부피를 감소시킬 수 있는 공정을 개발하기 위하여 다양한 실험들을 통한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

입자크기 45 μm 미만의 우라늄 열처리슬러지 10 g을 1 M 질산 200 ml로 실온에서 24시간 교반하여 1차 용해한 뒤, 증류수로 세척한 후 원심분리를 이용하여 고액분리 후 70℃에서 건조하였다. 다음과정으로 2 M NaOH 용액 100℃에서 4시간 동안 교반하여 용해하였다. 그리고 증류수 세척, 고액분리 및 건조 후 잔류 고체의 무게를 측정하였다. 그리고 잔류고체를 대상으로 처음과 같은 조건에서 산과 염기 반복용해를 추가로 수행하여 고체용해율과 우라늄용해율을 측정하였다. 용해 후 잔류한 고체슬러지는 SEM-EDS를 통해 우라늄과 잔류 원소들을 분석하였고, 우라늄의 방사능 측정은 MCA를 이용하였으며, 용액시료는 ICP를 이용하여 용액 내 우라늄 농도를 분석하였다. 1차 용해하였던 산 폐액은 재용해-재침전 및 흡착처리를 통해 최종 폐액 내 잔류 우라늄을 제거하고자 하였다.

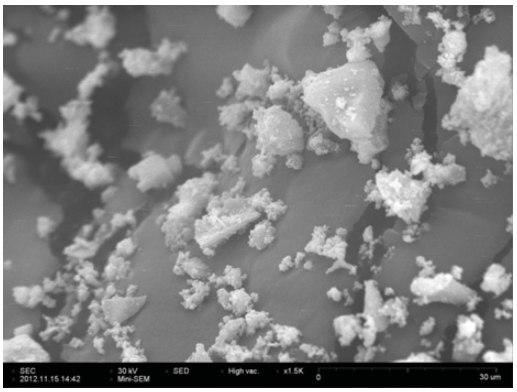


Fig. 1. SEM image of uranium sludge.

2.2 실험 결과

우라늄 슬러지를 구성하는 원소들은 U:14.4%, Al:1.5%, Ca:16.2%, Cr:0.04%, Fe:3.06%, Mg:0.17%, Mo:0.01%, Ni:0.04%, P:0.89%, Si:0.05%, Zn:0.11%, Na:2.3% 기타(C, O, H, N, S, P, Cl 등) 61.2%로 우라늄의 함량이 매우 높았다. 용해실험을 수행한 결과 1차 용해에서 약 80%의 고체가 용해되었으며 산-염기 반복용해로 할 경우 91.3%의 고체 용해율과 99.1%의 우라늄 용해율을 달성 할 수 있었다. Fig. 2에 우라늄 슬러지의 미용해 잔류율을 그래프로 나타내었고, Fig. 3에 우라늄의 용해율을 나타내었다. 산과 염기 반복용해를 통해 고체슬러지의 단계적인 감량을 확인하였으나, 그 효율이 크지 않은 것으로 나타났고, 따라서 산 용액을 이용한 단독용해와 전반적인 경제성 평가가 이루어져야 할 것으로 사료된다. 우라늄 용해의 경우 반복용해를 통해 매우 높은 제거 효율을 보이고 있나 잔류고체의 우라늄 방사능을 측정한 결과 여전히 방사성폐기물로 처분되어야 할 수준인 것으로 평가되었다. 용해 후 잔류 고체를 대상으로 열처리하여 무게감량을 기대하였지만 측정결과 약 2% 가량의 감소만을 보였고, 이는 원 시

료 자체가 이미 열처리 되어 나온 슬러지 이므로 열처리 적용성은 낮다는 것을 알 수 있었다. 탄산염 재용해 및 우라늄 재침전 단계를 통한 산 폐액의 처리 공정에서는 폐액 내 우라늄 농도를 낮출 수 있었고, 최종 흡착제거 단계를 거쳐 최종 폐액 내 우라늄 농도를 1 ppm 미만으로 낮출 수 있는 것으로 평가되었다.

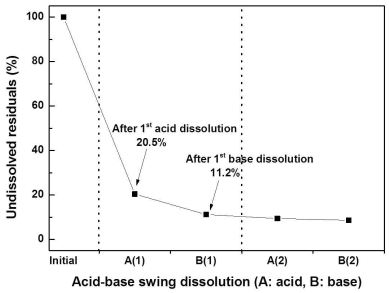


Fig. 2. Undissolved residual % of uranium after the dissolution steps.

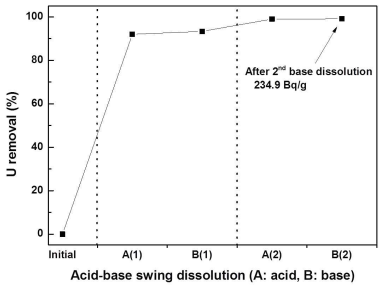


Fig. 3. Uranium dissolution % after the dissolution steps.

3. 결론

산-염기 반복용해로 최대 91.3%의 고체 용해율과 99.1%의 우라늄 용해율을 달성하였다. 그러나 잔류고체의 최종 우라늄 방사능이 여전히 높고, 산 용해 1회 만으로 약 80% 이상의 우라늄을 용해할 수 있으므로 경제성 측면에서의 고찰이 필요할 것으로 사료된다. 산 용해 후 발생되는 산 폐액으로부터 재용해-재침전 단계를 통해 순도가 높은 우라늄 침전물을 얻을 수 있을 것으로 보이고, 최종 폐액은 흡착처리를 통해 우라늄 농도를 1 ppm 미만으로 감소시킬 수 있을 것으로 보인다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

[1] J. Radional. Nucl, Chem.. Vol. 284, pp. 123-129 (2010)

[2] Ind. Eng. Chem. Res., Vol. 49, pp. 2085-2092 (2009)

[3] J. Korean Radioactive Waste Soc., Vol. 7, pp. 93-100 (2009)

[4] Chimica Acta, Vol. 78, pp. 575-580 (2005)

우라늄으로 오염된 콘크리트의 실용규모 제염시설 구축

김승수*, 김완석, 박욱량, 김계남, 문제권
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 처분장에 모두 처분한다면 막대한 예산 뿐 아니라 처분장의 효율성도 감소하게 된다. 따라서 이들의 부피를 줄이기 위한 처리과정이 요구된다.

방사성 원소로 오염된 콘크리트의 화학적 제염 연구는 국내외적으로 지금까지 거의 수행되지 않았으며, 단지 오염된 콘크리트를 물리적으로 분리하기 위한 드릴링 혹은 laser ablation과 같은 방법들이 검토되었다. 국내에서는 일반 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 [1]. 그러나 이러한 건식제염 방법들은 시료의 방사능이 높다거나, 미세입자형태의 모래와 시멘트가 섞여있는 미장재의 경우는 제염에 한계가 있다.

본 연구에서는 우라늄 변환시설에서 발생한 오염 콘크리트로부터 우라늄을 제거하기 위한 방안을 강구하였으며, 향후 년간 100드럼 규모의 시료를 처리하기 위한 시설을 구축하여 이들의 제염성능과 문제점 등을 고찰하였다.

2. 본론

콘크리트 제염과정은 시편의 분류 및 불순물 제거, 가열, 체질, 분쇄/세척 등으로 나뉜다. 국제원자력기구에서는 자체처분기준을 위한 토양중 천연우라늄의 농도를 1 Bq/g 이하로 선정하였으며, 우리나라에서도 개정 원자력법에서 이 값을 자체처분 기준값으로 택할 가능성이 크므로 콘크리트 중 우라늄의 농도가 이 값 이하로 될 때까지 제염하기 위한 시설을 구축하였다.

한편, 구축된 콘크리트 제염장치를 사용하여 토양내 오염도가 높은 자갈을 분쇄하여 제염하는 연구도 시도되고 있다.

2.1 콘크리트의 분류

드럼 내 콘크리트 폐기물이 건조되어 있으므로 취급시 먼지확산을 막기 위하여 글러브박스 형태의 밀폐 공간에 드럼 기울임 장치와 컨베이어를 설치하였으며, 콘크리트 블록을 컨베이어에 쏟거나 죠크레셔로 파쇄할 때 많은 미세먼지가 발생하므로 이 먼지를 흡착하기 위한 먼지포집장치를 설치하였다.

시료를 컨베이어에 쏟고, 장갑, 철골, 플라스틱 등 각종 불순물을 제거하였으며, 에폭시가 붙어있는 콘크리트 바닥 표면 조각을 따로 분리하였다. 이 표면 조각은 콘크리트의 보다 깊은 곳에서 채취한 시편에 비해 우라늄의 농도가 훨씬 높은데, 그 이유는 콘크리트 중 시멘트는 건물 바닥에 유출된 우라늄 용액을 강염기로 만들어 수산화우라늄 형태로 침전시키므로 콘크리트 바닥에 균열이 발생한 경우를 제외하고 콘크리트 바닥에 깊이 침투하지 못한다. Wellman 등[2]은 우라늄이 주입된 콘크리트에서 우라늄은 초기 2주내에 uranyl-oxyhydroxide 상을 만든 후, 약 1, 2개월 후에 각각 uranyl-silicate와 uranyl -phosphate 상을 형성한다고 주장하였다.

2.2 시편의 가열

에폭시가 붙어있는 시료를 제염하기 위해서는 에폭시와 binder 등 유기물을 제거하여야 한다. 그러나 에폭시를 용해시키기는 매우 어려우므로 에폭시를 제거하기 위해서는 연소시켜야 한다. 전기로에서 에폭시를 서서히 가열하면 독성이 강한 매연이 발생하므로 이를 밀폐된 공간에서 강한 열로 완전 연소시켜야 한다.

이를 위해 가열로에서 직화, 그리고 900℃에서 시키는 방식으로 각각 1, 2차 연소시키는 가열로를 제작중이다. 또한, 이 가열로에는 다이옥신의 생성을 방지하기 위하여 배기가스를 200℃ 이하로 급냉시키는 냉각장치도 부착되어 있다.

2.3 파쇄 및 분체

글러브박스 내의 컨베이어와 연결된 소형 죠크레셔를 설치하여 콘크리트 블럭을 30 mm 이하가 되도록 파쇄하였다. 이 파쇄된 콘크리트는 공극의 크기가 1과 5 mm 인 두 개의 체를 가진 장치로 분체되었는데, 5 mm 이상과 1 – 5 mm 크기의 입자간에는 방사능이 크게 차이가 없어 이들은 모두 분쇄 및 세척을 위해 볼밀에 옮겨졌다.

2.4 분쇄 및 세척

볼을 첨가하자 않고 볼밀에서 1 mm 이상의 시료를 세척하였다. 볼밀의 내부용적은 약 450 L이며, 이는 1회에 거의 1드럼의 콘크리트를 세척할 수 있다. 볼밀내에서 세척액인 질산과 콘크리트가 반응할 때 상당량의 가스가 발생하므로 가스 방출 구멍을 볼밀 본체에 설치하였다.

세척후 골재와 용액을 분리하기 위하여 직경이 5 mm 크기인 체를 뚜껑대신 조립하여 용액을 제거하였는데, 실제 5 mm 이하 크기의 골재라기보다는 미립자와 용액만이 제거되었다.

2.5 미세 입자의 세척

기존의 연구단계에서 수행한 제염방법에서는 1 mm 이하의 입자를 방사성폐기물로 취급하였다. 그러나 실제 시료의 경우 일부 시료는 드럼내에 많은 양의 콘크리트 분말이 포함되어 잇거나, 토양과 접한 콘크리트의 드럼에는 많은 양의 토양도 함유되어 있다. 따라서 1 mm 이하의 입자도 제염하여야 제염효율을 높일 수 있다.

분체 과정에서 발생한 1 mm 이하의 입자와 볼밀에서 발생한 미립자와 용액을 토양용 대형 세척조에 넣고 세척하였다. 그러나 세척후 방사선량이 자체처분 기준치 이상일 경우, 세척액의 부피를 감소시키고자 동전기에 넣어서 제염하였다.

3. 결론

우라늄으로 오염된 콘크리트를 년간 100드럼씩 제염하기 위한 시설을 구축하였다. 기존의 연구단계에서와 달리 실제 제염에서는 1 mm 이하의 입자도 제염효율을 높이고자 제염하였다. 또한, 구축된 콘크리트 제염장치를 사용하여 토양에서 오염도가 높은 자갈을 분쇄하여 제염하려는 연구도 시도하고 있다.

4. 참고문헌

[1] 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

[2] D. M. Wellman, S. V. Mattigod, B. W. Arey, M. I. Wood, S. W. Forrester, Experimental limitations regarding the formation and characterization of uranium -mineral phases in concrete waste forms, Cement and Concrete Research, Vol.37, pp.151-160, 2007

원자력선진국들의 대형금속폐기물 관리현황

민병연*, 황두성, 이기원, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*bymin@kaeri.re.kr

1. 개요

원전 해체 및 노후화에 따라 원자로용기, 증기발생기, 원자로헤드, 가압기등 대형 폐기물의 발생량이 증가하고 있어 이에 대한 관리 방안 수립이 필요하다. 이들 대형 폐기물은 처분장 인수조건에 적합하지 않고, 방사능 재고량 예측이 용이하지 않으며 일부는 방사능 오염도가 높아 처리하게 처리 난이도가 매우 높으나 적절한 제염 처리를 통한 최종 처분 폐기물 부피 저감 및 천층(극저준위) 처분 유도할 수 있으며 방사능 오염이 비교적 미미한 부분은 적절한 처리를 통해 자체처분 또는 재사용을 최대화 함으로써 최종 처분 폐기물의 부피 최소화 할 수 있다.

2. 본론

2.1 대형폐기물의 정의

OECD/NEA를 비롯하여 각 나라별 대형폐기물의 정의는 아래와 같다.

- OECD/NEA : Depending on licensing framework of involved facilities로 폭넓게 정의하고 있으며 일반적으로는 “무게, 부피, 방사선학적 오염도 고려하여 처리 및 저장을 위해 절단 작업 없이 제거하여 non-standard package에 포장되는 것” 으로 정의함 (예: SG, 가압기, RPV, RPV heads, 운송용기)
- 스웨덴 : 20ft ISO container로 운송할 수 없거나, 무게 20ton 이상 폐기물로 정의함
- 미국 : RPV & heads, SG, 가압기, feedwater heaters, turbine rotors를 처리함
- 독일 : S.G, turnines, heat exchangers, RPV, reactor vessel heads, fuel transport flasks과 1,000 m^3이상의 폐액처리탱크까지 포함함.
- 스페인 : RPV 및 internal, vessel head, SG, pressurizer & surge line, RCP, 및 1차측 piping을 포함시킴
- 프랑스 : 대형폐기물의 무게를 기존 60~80톤에서 100~120톤으로 상향 조정하여 정의함.

2.2 각 나라별 형황분석

2.2.1 프랑스 (Chooze-A NPP)

프랑스의 대형금속폐기물 관리방안으로는 직접처분/절단 처분 선호하며 자체처분 규정 없어 대부분 장기저장하고 있다. 현재 Morvilliers (극저준위 폐기물), Aube(중저준위폐기물)의 폐기물 처분장 운영중에 있다. 현재 300MWe급 Chooze-A NPP의 해체가 진행중인데 4개 SG은 Single-piece 철거하여 VLLW Repository로 처리하였고 방사화된 내부구조물은 원자로용기에 남겨두고 Vessel head와 bottom은 One-piece 철거할 예정이다. Fig. 1은 Chooze-A 원전의 증기발생기 처리 흐름도이다.

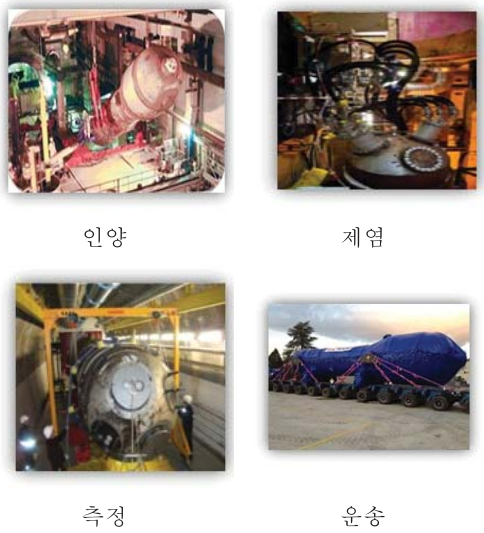
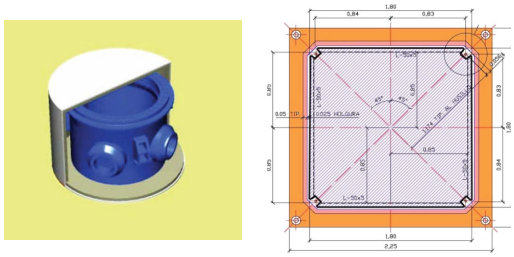


Fig. 1. S.G Management of Chooze-A NPP.

2.2.2 스페인 (Jese-Cabrera NPP)

Single piece 형태의 대형금속폐기물 철거, 포장 및 운송은 고려치 않으며 절단처분을 선호한다. 현재 Jese-Carera NPP에 대한 대형 폐기물 관리방안의 타당성을 검토중이며 RVIs의 경우 세절하여 고준위 최종 처분장으로 수송 예정이다. 세정되는 금속의 크기에 따라 Option A: Large pieces segmentation (4.52 m x 2.82 m), Option B: Small piece segmentation (2.25 m x 2.2 m,

2.25 m x 1.1 m) 방안을 고려중에 있다 (Fig. 2)



Option a container　　Option b container

Fig. 2. RPV Management of Jese-Carera NPP.

2.2.3 미국

미국에서는 one piece로 RPV를 처분하는 방법을 선호하고 있다(Fig. 3). 최근 Shippingport와 Trojan en 해체 프로젝트에서는 vessel 내부를 해체하지 않고 남겨둔 상태에서 콘크리트(light-weight concrete)로 고정화하는 방법을 채택하였다. 이 같은 처리/처분 방법의 근간이 되는 것은 잠재적으로 인간에 미칠 수 있는 위험성이 작고 포장된 폐기물이 C 등급(GTCC) 보다 높은 등급은 피할 수 있으며 vessel의 내부는 콘크리트로 고정화되기 앞서서 제염돼야만 한다.



Fig. 3. Normal silt trench disposal.

2.2.4 독일

독일에서는 최근 대형 금속폐기물 제거를 위해 중간저장시설로 이송하여 저장한 후 원격절단이 필요 없을 정도로 방사능농도가 줄어든 후 해체 절단하는 방법을 채택하고 있다. 2007년 10월 Rheinberg NPP의 RPV를 Lubmin(ZLN) 중간저장시설로 이송, 2007년 11월 Greifswald NPP 1,2호기 RPV를 ZLN으로 이송, 2009년 9월 Greifswald NPP 3, 4호기 RPV를 ZLN으로 이송하였다. ZLN은 240 m(L) X 140 m(W) X 18 m(H)의 대규모저장시설로 사용후핵연료, 폐기물(고정화된 폐기물, 대형폐기물), 폐기물 처리(절단 포함) 및 고정화 시설이다. (Fig. 4)



Fig. 4. ZLN Interim Storage Facility.

2.2.5 스웨덴

SKB의 경우 RPV은 one piece를 제거하였으며 RPV internal은 현재 처리 고민중이며 장기적으로 직접 처분 예정 (2045년 이후)이다. 2005년에 Ringhals 원전에서 교체된 중량 300톤인 웨스팅하우스 모델 증기발생기를 처리하여 80% 이상을 무구속 방출 및 재활용하고 전열관 다발은 처분을 위한 폐기물로써 용융 또는 고압 압축으로 최대한 감용 처리하였다 (Fig. 5).

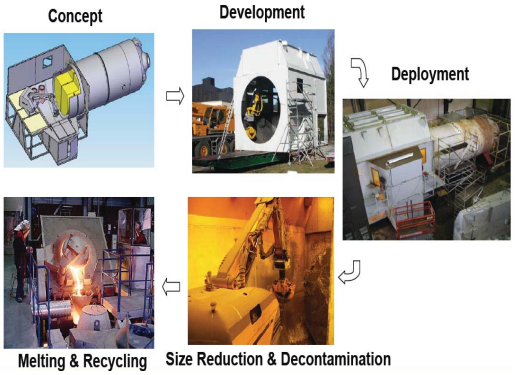


Fig. 5. S.G Management of Ringhals 3.

3. 결론

각 나라별 대형 금속폐기물 관리방안을 설정하기 위해서는 대형해체폐기물 처분시설 보유 여부, 금속폐기물 처리시설보유 여부, 원형 처분시 경제성, 대형폐기물 수송체계 구비 여부를 비롯하여 장기처분, 처리 후 처분등의 다양한 옵션등이 고려되고 있었다.

원자로압력용기 튜브 다발 절단 공법 평가

서재석*, 현동준, 최병선, 정관성, 이종환, 김근호, 조경화, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sjs0330@kaeri.re.kr

1. 서론

수명을 다한 원자력발전소의 해체 시 원자로냉각재계통에 설치된 증기발생기, 원자로압력용기, 가압기 및 원자로냉각재펌프 등과 같은 원전 핵심설비는 고방사화로 인해 작업자 접근이 불가능하여 원격 해체가 필수적이다. 다양한 형상과 재질로 구성된 설비와 구조물로 구성된 핵심설비들의 해체 작업은 비 반복적이고 비정형화된 작업이 많은 특징을 지니고 있다. 원자로에는 출력운전 시 원자로의 출력을 제어하기 위한 제어봉구동장치(CRDM)를 포함하여 원자로 내부의 상태를 파악하기 위한 각종 계측기를 설치하기 위한 작은 배관들이 설치되어 있다. 이와 같이 원자로압력용기는 구조적으로 많은 튜브가 복잡한 형태로 존재하므로 절단 공법의 선택이 중요하다. 원전 핵심설비의 원격해체를 효율적으로 수행하기 위해서는 단순하고 신뢰성 있는 절단공법을 적용하여 2차 폐기물 발생이 최소화되고 경제성이 우수한 공법을 선택할 필요가 있다. 본 연구에서는 이러한 후보 공법을 평가하여 원자로압력용기 튜브 절단에 적합한 공법을 선정하기 위한 평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 원자로압력용기 튜브 다발 특성

원자로압력용기를 해체 할 때 절단 기술은 대상 시설의 구조적, 재료적, 방사선학적 특성을 고려하여 선정해야 한다.

원자로압력용기에서 절단해야 할 튜브 다발은 Fig. 1 및 Table 1에서 보는 바와 같이 총 149 개로 구성되어 있다.

CRDM 제어봉 안내판은 원자로 용기 내의 제어봉을 구동하고 내부에 삽입된 계측기의 신호선을 인출하기 위해 원자로 헤드에 관통 관을 용접해 놓은 것이다. 관통관은 직경 60 mm, 두께 10 mm 이고, 절단부분의 길이는 1,300 mm ~ 1,700 mm 이고 절단부분의 무게는 150 ~ 190 kg이다.

제어봉 안내관은 정사각형 패턴으로 정사각형의 각 변에는 5 개씩 동일한 간격으로 20 개가 배치되어 있고 두 개의 대각선에는 5 개씩 동일한 간격으로 배치되어 있다.

Upper measurement tube는 제어봉 안내관이 만드는 정사각형 안에 두 개의 대각선이 만드는 4 개 구역에 각 1 개씩 위치하고 있다.

Upper support tube는 상부 내부구조물 집합체의 두 원판을 지지하며, upper measurement tube의 바깥쪽에 위치한다. 파이프는 직경 140 mm, 두께 10 mm이고, 절단된 파이프 길이는 1,100 ~ 1,600 mm이고 무게는 37 ~ 54 kg이다.

Instrument nozzle은 노심지지 구조물 집합체에 고정되어 있다. 직경 88 mm, 길이 1,420 mm이고, 무게는 50 kg이다.

Instrument guide tube는 반구형의 압력용기 바닥에 관통하여 용접되어 있고 해체 시 원자로 바닥에서 바깥쪽으로 튀어나와 있는 부부만 절단한다. 직경 40 mm, 길이 450 ~ 700 mm이고, 무게는 5 ~ 8 kg이다.

절단 조건은 직경 40 ~ 140 mm이고 두께는 10 mm이며, 재질은 Inconel SB-167, ASTM A213 Type 304, ASTM A193 Gr.B8m, Inconel SB-168 이다.

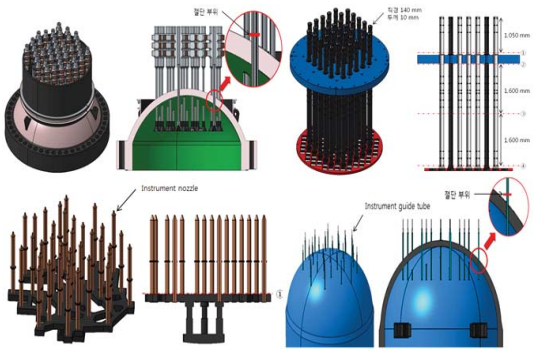


Fig. 1. Tube cluster of the reactor pressure vessel.

Table 1. Configuration of the tube cluster in RPV

세부 구성	개수
CRDM(Control Rod Drive Mechanism) control rod housing	40
Control rod guide tube	29
Upper measurement tube	4
Upper support tube	4
Instrument nozzle	36
Instrument guide tube	36



Fig. 2. Hydraulic cutter, circular saw, band saw.

튜브 다발을 절단하는 공법으로 대표적인 것은 hydraulic cutter와 circular saw와 band saw로 절단 장비는 Fig. 2와 같다. 이들 절단 공법 외에 abrasive waterjet과 plasma arc cutter와 laser cutter가 있으나 이들은 파이프의 표면을 따라 노즐을 움직여야 하는 공법이기 때문에 여러 개의 파이프가 모여 있는 경우 노즐을 움직일 공간이 없어 평가 고려 대상에서 제외하였다.

2.2 튜브 다발 절단 공법 평가

Table 2는 절단속도, 절단비용, 필요한 보조계통, 2차 폐기물 발생량, 가반하중 및 요구체적 등을 고려하여 절단 공법을 비교한 것이다.

Table 2. Comparison of the cutting equipment

Cutting technology		Hydraulic cutter	Circular saw	Band saw
Cutting speed [min/pipe]		0.2 ~ 1	0.2 ~ 1	0.2 ~ 1
Auxiliary system requirements		Ventilation	Ventilation	Ventilation
Approximate Costs (Unit: $ 1,000)	Cutting System	10	10	10
	Manipulation and viewing	140 ~ 270	140 ~ 270	140 ~ 270
	Contamination control	25 ~ 35	45 ~ 55	45 ~ 55
	Consumable	No	1.0	1.0
2nd waste generation	Airborne radioactivity	No	No	No
	Liquid	No	No	No
	Solid	No	Significant	Significant
Payload requirements [N]		100 ~ 500	500 ~ 1000	500 ~ 1000
Volume requirements		Compact	Large	Large

Table 2에 열거한 세 종류의 장비에 대한 절삭 속도는 전체 해체 작업에 영향을 미치는 정도가 매우 작기 때문에 각 절단 장비를 비교할 때 절삭 속도 항목은 큰 의미가 없음을 알 수 있다. 세 가지 절단 장비 모두 기계적 절단이기 때문에 기본적인 냉각만 필요하며 소요 비용도 거의 비슷한 것으로 평가되었다. 다만 hydraulic cutter는 2차 폐기물을 생성하지 않고 톱날도 사용되지 않기 때문에 오염에 의한 추가 비용이 들지 않는 것으로 분석되었다.

Hydraulic cutter는 다른 절단 장비와는 달리 절삭 칩이 생성되지 않기 때문에 2차 폐기물 처리 관점에서 유리하다. 매니플레이터의 가반하중 부담 측면에서도 hydraulic cutter의 경우 매니플레이터 커터에 유압을 공급하여 절단하기 때문에 별도의 절삭력을 가할 필요가 없다는 장점이 있다. 그러므로 절삭 방향으로 장비를 움직여서 별도의 절삭력을 가해야 하는 circular saw 및 band saw보다 hydraulic cutter가 더 적은 가반하중을 요하기 때문에 공정 조건 측면에서도 더 유리하다고 평가되었다.

3. 결론

상기 평가 결과를 바탕으로 절단속도, 비용, 2차 폐기물 발생량, 가반하중 및 요구체적 등과 같은 여러 가지 측면에서 원자로압력용기 튜브 다발 절단에는 hydraulic cutter 공법이 가장 적합한 것으로 평가되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Fr.-W Bach, H. Haferkamp, J. Lindemaier, M. Rachkov, “Underwater climbing robot for contact arc metal drilling and cutting”, Industrial Electronics, Control and instrumentation, Proceedings of the IEEE IECON 22nd International Conference on Vol. 3, 1996

[2] 원전 핵심설비 해체공법 평가기술 개발, 산업통산자원부, pp.241-246, 2013

원전 슬러지 폐기물 시료의 성분원소 분석

손세철*, 조아라, 권혜정, 박용준,
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
nscsohn@kaeri.re.kr

1. 서론

원전 발생 슬러지 시료 내 성분을 분석하기 위해서는 시료 전처리 과정이 선행되어야 하며, 전처리를 거쳐 조제된 시료는 측정 장비를 이용하여 분석을 수행하게 된다. 성분분석에 이용되는 측정 장비는 여러 가지가 있으나, 시료 내 양이온 분석에는 주로 유도결합플라즈마 원자방출분광광도기(ICP-AES)와 원자흡수분광광도기(AAS)가 이용되며, 음이온 분석에는 이온크로마토그래피(IC)가 이용된다. 본 연구에서는 방사능 준위가 매우 낮은 원전 슬러지 시료 내 성분분석과 관련하여 시료 전처리, 양이온 및 음이온 성분분석 등에 관한 실험과정 및 결과에 대해 검토하였다.

2. 본론

2.1 기기 및 시약

시료 전처리에는 실험실에서 일반적으로 사용하는 건조기, 가열판, 전기로 및 초음파 세척기 등을 이용하였다. 성분원소 중에서 양이온 분석에는 유도결합플라즈마 원자방출분광광도기(ICP-AES, Jovin Yvon)와 원자흡수분광광도기(AAS, Perkin Elmer)를 이용하였으며, 음이온 분석에는 이온크로마토그래피(IC, Dionex)를 이용하였다. 전처리 시약으로는 분석용 염산, 질산, 불산 및 과산화수소 등을 사용하였으며, 용융제로는 borate 화합물을 사용하였다.

2.2 시료 전처리 및 분석

슬러지 시료는 건조 과정, 산을 이용한 산분해 과정 및 초음파 세척기를 이용한 용출 과정 등을 통해 처리하였다. Fig. 1에는 시료 전처리 및 성분원소 분석과정을 나타냈다.

2.2.1 시료 건조

슬러지 시료는 일반적으로 수분을 포함하는 경우가 대부분이며, 이와 같은 시료는 산분해 용해 전에 건조시키는 과정을 거쳐야 한다. 시료 건조에는 실험실에서 일반적으로 사용하는 건조기(Dryin oven) 이용하였으며, 시료는 120 ℃에서 2 시간 이상 건조하였다.

2.2.2 산분해 과정

건조 시료 소량을 정확히 무게 측정하여 취한 다음 질산 및 염산과 반응시킨 후 추가로 과산화수소를 첨가하여 용해시켰다. 이 용액을 상온으로 냉각시킨 다음 소량의 불산을 첨가한 후 12 시간 방치하였다. 상온방치 후 용액에 불용 물질이 남아있는 경우에는 여과하였다.

2.2.3 용융 과정

산분해 과정에서 불용물질이 생성되면 용융과정을 거치게 된다. 용융제로는 리튬-borate 화합물을 사용하였으며, 이때 용융은 1020℃에서 수행하였다.

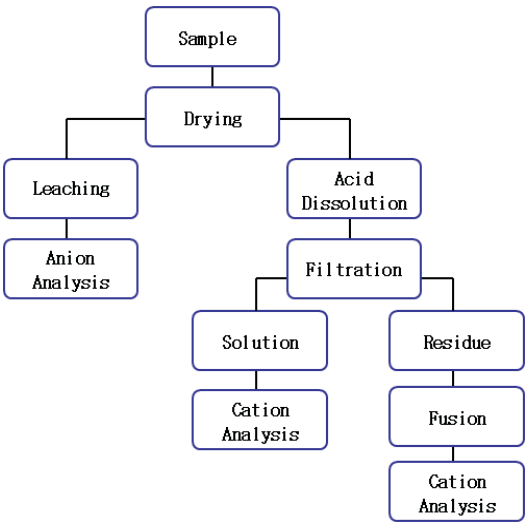


Fig. 1. Analytical procedure for sludge samples.

2.2.4 용출 과정

음이온 분석을 위한 시료 전처리에는 증류수를 사용하였으며, 건조 시료 일정량을 무게 측정하여 취한 다음 일정량의 증류수를 첨가하고 초음파 세척기를 이용하여 음이온 성분을 용출하였다.

2.2.5 성분원소 분석

조제된 전처리 시료는 양이온 및 음이온 별로 분석하였다. Table 1에는 ICP-AES 분석시 주요 원소별 측정 파장을 나타내었다.

Table 1. Lines (nm) used for ICP-AES Measurements

Element	Line(nm)	Element	Line(nm)
Fe	238.204	Cu	324.754
Mn	257.610	Al	396.152
Cr	205.552	Ca	396.847
Ni	231.604	Mg	279.553
Zn	213.856	Si	212.412
Ti	334.941	Pb	220.353

2.3 성분원소 분석결과

2.3.1 양이온 분석

Table 2에는 슬러지 시료에 대한 ICP-AES 분석 결과를 요약하여 나타내었다. Table 2에서 알 수 있듯이 슬러지 시료의 주성분은 Fe인 것으로 나타났다. 또한 시료에 따라 약간의 차이는 있지만 Mn, Cr, Ni, Zn 및 Ti 성분이 5종의 원소를 모두 합해서 1.3~2.8 wt.% 정도 포함된 것으로 나타났다. 그 외에도 미량의 원소로써 Cu, Al, Ca, Mg, Si 및 Pb 성분이 모두 합해서 0.1~0.5 wt.% 정도 존재하는 것으로 나타났다. 한편 슬러지 시료의 주성분인 Fe의 구조를 XRD로 확인한 결과, Fe_3O_4의 특성을 보였다.

Table 2. Result of Cation Analysis by ICP-AES

Element	Result (wt.%)		
	Sample-1	Sample-2	Sample-3
Fe	69.3~71.1	70.9~71.5	63.4~65.1
Mn, Cr, Ni, Zn, Ti	1.1~1.6	1.3~1.4	2.6~2.8
Cu, Al, Ca, Mg, Si, Pb	0.1~0.3	0.1~0.2	0.8~0.9

슬러지 시료 중의 Na 성분은 AAS로 분석하였다. 분석 결과, 대부분의 시료에서 50 mg/kg 미만의 결과를 보였다.

2.3.2 음이온 분석

슬러지 시료 중의 음이온 분석을 위한 전처리에는 2.1.4에 기술한 바와 같이 용출 방법을 적용하였다. 조제된 시험 용액에 대해 염소이온(Cl^-) 및 황산염(SO_4^{-2}) 이온은 IC를 이용해서 측정하였으며, 분석 결과는 측정값의 범위로 표현하여 Table 3에 요약해서 나타냈다. 시료 중의 음이온 양은 시료 내 미량으로 존재하는 양이온들의 양과 비례적인 관계가 있는 것을 알 수 있었다.

Table 3. Result of Anion Analysis by IC

Element	Result (mg/kg)		
	Sample-1	Sample-2	Sample-3
Cl^-	33~35	5.2~7.6	27~72
SO_4^{-2}	2.4~4.2	1.9~3.1	37~47

3. 결론

슬러지 폐기물 시료 중의 성분원소 분석을 위한 전처리 과정 및 분석 결과에 대해 검토하였다. 슬러지 시료의 주성분은 철(Fe)이었으며, 그 외에 성분들이 미량 성분으로 포함되어 있는 것을 알 수 있었다. 음이온의 경우에 두 가지 성분을 분석한 결과는 시료 내에 이들 성분이 미량 존재하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] Chemical Geology, 124 (1995), pp. 109-123
[2] The Science of the Total Environmental, 215 (1998), pp. 113-122

원전 중대사고 대비 침지식 UF/MF막 성능 평가

이지훈*, 백석민, 박승철, 조항래, 박종길
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jihoon@khnp.co.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원전사고 이후 on-line 설비 설계 기준을 초과한 중대사고시 발생할 수 있는 다량의 액체 방사성폐기물에 대한 대처능력 강화에 관심이 집중되고 있다. 비상시 방사성폐액은 특히 오일이나 다량의 부유물질 등을 함유할 수 있기 때문에 이러한 성분을 효율적으로 처리할 수 있는 모듈형 공정 개발이 요구된다. 주처리 공정으로 역삼투막을 사용하기 위해서는 역삼투막의 유입수 조건을 만족할 수 있는 전처리 기술 선정이 요구된다. 따라서 본 연구에서는 원자력발전소의 비상·중대사고 시 발생 폐액 처리에 적합한 침지식여과막을 선정하기 위하여 중공사형 정밀여과막(MF)과 한외여과막(UF)의 제거 효율과 연속운전에 따른 유량·차압 변화 특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 침지형 여과 장치 설계

고입자 전처리 기술개발을 위해 침지형 MF/UF 막의 비교 실험 장치를 설계하였다. 침지형 여과장치는 크게 원수 공급 탱크 및 펌프, 여과막을 포함한 운전조, 흡입 펌프, 운전 제어부로 구성된다. 먼저 원수 탱크는 폴리에스테르로 만들어진 200 L 크기의 원형 탱크를 사용하며 펌프는 10 L/min으로 공급 가능한 규격으로 설계하였다. 원수 공급 펌프의 작동은 운전조 및 원수 탱크의 수위 센서에 의해 자동으로 운전된다. 여과막은 PVDF(Polyvinyliden fluoride)재질의 중공사형 정밀여과막(MF)과 한외여과막(UF)으로 선정하였다. 운전조는 아크릴 재질로 동일한 크기의 2개조로 구성되어 동시에 2가지 실험을 수행할 수 있도록 설계하였으며, 크기는 주요 부품인 여과막의 제작 크기를 고려하여 420×310×500(mm)로 결정하였다. 흡입펌프는 유량 범위 10 L/min 내외, 압력 범위 -76 cmHg를 만족하는 Peristaltic pump(연동펌프)로 선정하였다. 운전 제어 장치는 흡입장치의 운전·정지 시간을 제어하여 연속 운전이 가능하도록 하였으며, 운전조 및 원수탱크 수위에 따라 자동운전이 유지되도록 제작하였다. Table 1에 침지형 중공사막의 설계 사항을 제시하였다.

Table 1. Design Parameter of Submerged Filtration System

장 치	운전 조건
흡입펌프	Peristaltic pump(연동펌프) Standard type, PP-600D
유량범위	1 ~ 1,100 ml/min
	0 ~ 3.3 m^3/m^2·day
압력범위	0 ~ -76 cmHg
RPM범위	34 ~ 600
원수탱크	폴리에틸렌, 용량 200 L

2.2 실험 방법

15 L/hr 규모로 제작된 침지식 여과 장치를 이용하여 실험하였다. 여과막의 비교 실험을 위한 모의폐액은 고입자성 물질과 고염의 물질을 포함한다. 입자성 물질로는 표준 탁도 물질로 사용되는 카올린(Kaolin)이 사용되었고 NaCl을 이용하여 고염의 조건을 맞추었다. 대상 모의폐액은 SS(부유성물질) 5,000 ppm, NaCl 34,000 ppm(해수의 염도 조건)을 함유한다. 모의폐액에 대한 입자성 물질의 타당성을 입증하기 위하여 입도 분포를 측정하였다. 그 결과 약 20 ㎚에서 200 ㎛의 입도로 존재하는 부유물질이 있었으며, 예상되는 입자성 물질의 크기를 초과하는 범위를 포함하였지만 최소 입자의 크기를 만족하며 여과막의 처리 대상 입자성 물질의 크기를 만족하여 타당성이 있다고 판단되었다.



Fig. 1. Submerged Filtration System.

실험 조건은 초기 펌프 최대 유량의 조건에서 펌프의 회전수를 고정하여 연속운전을 수행하였다. 이때 두 개로 나누어진 동일한 운전조에 정밀여과막과 한외여과막이 각각 1식 설치되어 동일한 조건에서 운전 하였다. 운전 방식은 7분 여과, 3분 정지, 7분 여과를 반복하게 되며, 운전은 자

동으로 제어하였다. 두 종류의 여과막을 비교하기 위하여 연속운전 시간 경과에 따라 운전 유량 및 차압의 변화를 관찰하며, 처리수의 탁도를 측정하여 여과막의 제거 효율을 분석하였다.

3. 실험 결과

연속 운전은 운전 압력이 여과막의 최대치인 0.03 MPa에 도달할 때까지 진행되었다. 198시간 연속운전 결과 투과유량은 한외여과막(UF)의 경우 운전 초기에 비해 84.6% 감소하여 0.1 m^3/m^2·day로 나타났으며, 정밀여과막(MF)은 91.7% 감소하여 0.075 m^3/m^2·day로 나타났다.

운전압력의 변화는 174시간 연속운전 결과, 한외여과막(UF)은 운전 초기에 비해 50% 증가하여 0.03 MPa로 유지되었다. 반면에 정밀여과막(MF)은 운전 초기에 비해 200% 증가하여 0.03 MPa까지 증가하였다가 이후 감소하였다. 운전 압력의 감소와 함께 유출수의 탁도가 증가한 것으로 나타났는데 이 결과는 정밀여과막의 손상으로 인하여 발생한 현상으로 판단된다.

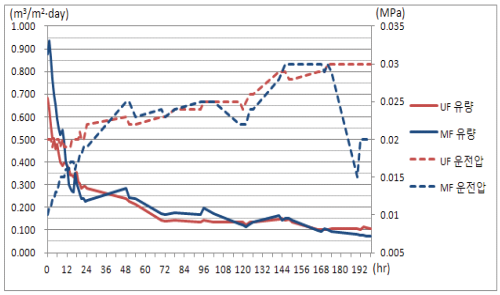


Fig. 2. Flow Rate and Operation Pressure of UF and MF according to Operation Period.

한외여과막의 초기 운전압력이 비교적 높은 것은 막의 공극이 정밀여과막에 비해 작기 때문에 나타난 것으로 보여 진다. 시간이 지날수록 운전압력이 증가한 것은 MF/UF 여과막 모두 공극에 부유물질이 막힘으로서 나타난 것이며, 정밀여과막의 운전 압력이 크게 증가된 것은 공극의 크기가 입자성 물질과 같은 범위에 존재하여 공극 사이로 입자성 물질이 막힘으로써 증가한 것으로 나타난다.

여과막의 처리 효율 비교를 위해 여과막 처리수의 탁도를 분석하였다. 정밀여과막과 한외여과막 모두 0.4NTU 이하까지 처리되어 99.99% 이상의 탁도 제거율을 나타내었다. 그러나 한외여과막(UF)의 처리수 탁도가 운전 초기 0.15에서 후기 0.26으로 정밀여과막(MF)의 0.17, 0.38에 비해 우수하게 나타났다. 198시간 연속 운전 결과 처리수의 탁도 변화는 정밀여과막과 한외여과막 모두 증가하였으며 시간에 따른 탁도 변화량은 MF가 더 큰 것으로 나타났다.

Table 2. Turbidity Changes of UF and MF according to Operation Period

운전시간 (hr)	운전조 SS (ppm)	원수 탁도 (NTU)	UF 처리수 탁도 (NTU)	MF 처리수 탁도 (NTU)
0	4,512	6,820	0.15	0.17
24	8,453	6,600	0.20	0.24
48	9,254	6,860	0.20	0.32
72	11,194	6,580	0.24	0.28
96	12,077	6,620	0.24	0.25
120	12,105	6,710	0.26	0.34
144	12,232	6,930	0.28	0.33
192	12,380	6,670	0.26	0.30

연속 운전에 따른 운전조의 부유물질 농도는 카올린 농축에 의하여 증가하였으며, 이로 인해 운전조 바닥으로 침전되는 카올린의 양도 증가하였다. 침전과 함께 여과막 표면에 부착되는 카올린의 양도 증가하였는데 이 현상을 볼 때 운전조 내의 부유물질 농도가 일정치 이상으로 나타날 때 농축수를 배출하는 운전 방법을 적용하여야 될 것으로 보여진다.

4. 결론

원자력발전소의 비상·중대사고 시 발생 폐액 처리에 적합한 침지식여과막을 선정하기 위하여 중공사형 정밀여과막(MF)과 한외여과막(UF)의 제거 효율과 연속 운전에 따른 유량·차압 변화 특성을 분석하였다. 처리 효율 및 운전 압력·유량의 변화를 비교한 결과 처리효율 측면에서는 UF막과 MF막 모두 99.9%이상 좋은 효율을 나타내었으나 상대적으로 UF막이 우수하였다. 운전 압력은 UF막에 비해 MF막이 크게 증가하였으며, 유량은 UF막에 비해 MF막이 크게 감소하였다. 이는 장기간 운전 시 MF에 비해 UF가 안정적인 처리 유량을 유지할 것으로 판단된다. 이러한 결과를 종합해 볼 때 UF막이 침지막 운전과 탁도 제거효율 측면에서 MF막에 비해 더 적합한 것으로 판단되었다. 향후 침지식 UF막에 대한 최적 운전 인자 도출 실험 등을 통하여 Pilot 규모의 전처리 장치를 설계할 것이다.

5. 참고문헌

[1] 차봉준, 지성대, 수처리용 고분자 분리막소재 기술동향, 고분자 과학과 기술, 2010

[2] 최호상, 박헌휘, 고강도 PVDF 중공사 정밀여과막 제조 특성, Membrane Journal Vol.20, 2010

원전 증기발생기 2차측 침적물제거 후 발생되는 Cartridge Filter 절단 장비 개발

강희주*, 신경욱, 박병목, 채경선, 강석철, 윤상정, 장희곤
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 벽산디지털밸리 2차 910호
*hizkhan@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기(Steam Generator)의 2차측 침적물제거(Lancing) 작업은 증기발생기 2차측 튜브시트 상단 및 튜브 표면에 침적되어 있는 부식 생성물 제거를 통해 증기발생기의 열효율 향상 및 전열관의 건전성 제고를 위한 목적으로 계획예방정비 기간중에 수행되고 있다.

Lancing 작업 수행을 통해 발생되는 연성(Soft) 및 경성(Hard) 슬러지는 Filter Housing에 장착된 Bag Filter와 Cartridge Filter에 여과되는데, 입자의 크기가 큰 슬러지는 전단에 장착된 Bag Filter에 포집되고, 입자가 작은 슬러지는 전단에 장착된 Bag Filter를 통과후 후단에 장착된 Cartridge Filter에 포집된다. Lancing 작업후 발생되는 Filter는 Bag Filter에 비하여 Cartridge Filter가 상대적으로 많이 발생되며, Cartridge Filter는 폐기물의 체적 감용을 위하여 분리 작업을 수행할 필요가 있다.

본 연구에서는 사용후 Cartridge Filter 분리 작업의 문제점을 파악하고 해결하기 위해 'Cartridge Filter 절단 장비'를 설계 제작하였으며, Cartridge Filter 분리 작업시 발생될 수 있는 작업자의 상해를 방지하고, 분리작업에 소요되는 시간을 단축할 수 있도록 하였다.

2. 본론

2.1 Cartridge Filter 필터 발생량, 구조, 작업방법

Lancing 작업에서 발생되는 사용후 Filter의 비율을 보면 Bag Filter가 약 10%를 차지하고 나머지 90%를 Cartridge Filter가 차지한다. Bag Filter의 경우는 체적 감용이 필요 없으나, Cartridge Filter는 필터매체와 필터매체를 내부에서 지지하는 Polypropylene Core로 구성되어 있어 체적 감용이 가능하며, 체적감용을 위해서 사용후 Cartridge Filter는 수분을 증발 시킨 후 필터매체와 Polypropylene Core를 분리하는 작업을 수행한다. 기존의 수행 방법은 바닥에 오염확산 방지 씨트를 설치한후 작업자가 커터칼을 이용하여 필터매체를 세로 방향으로 절단한 후 절단된 부위의 필터매체를 제거하게 되는데 필터 매체의 두께로 인하여 커터칼을 이용한 절단작업을 5~6차례 수행하여야 Cartridge filter 1개를 처리할수 있다.

Table 1은 고리 3호기의 계획예방정비 주기별 필터 발생량이며, Fig. 1은 필터별 발생비율, Fig. 2는 'Cartridge Filter의 절단 장비'를 활용하지 않고 커터칼을 이용한 Cartridge Filter 분리 작업 모습이다.

Table 1. KORI unit 3, Quantity of used filter

주기	Bag Filter	Cartridge filter	합계
14차	19 EA	140 EA	159 EA
15차	20 EA	168 EA	188 EA
16차	10 EA	91 EA	101 EA
17차	14 EA	252 EA	266 EA
18차	179 EA	1,680 EA	1,859 EA
19차	32 EA	357 EA	389 EA

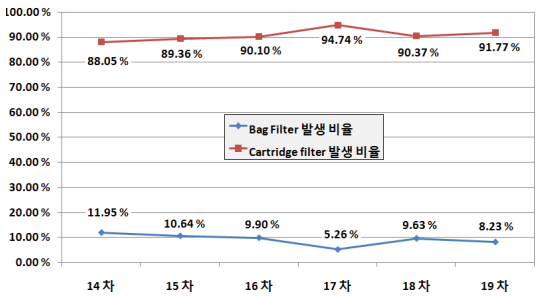


Fig. 1. Filter occurrence rate.


Fig. 2. Present cutting method of cartridge filter.

2.2 Cartridge Filter 절단 장비 설계

기존의 Cartridge Filter 분리작업을 개선하고자 'Cartridge Filter의 절단 장비'를 다음과 같은 주안점을 가지고 설계하였다.

1) 작업자의 안전성 확보 : 기존의 수행방법처럼 바닥에 오염 확산 방지시트를 설치한후 작업자가 커터칼을 이용하여 Cartridge Filter 절단하지 않고, 'Cartridge Filter 절단 장비'내에서 절단기에 의해 절단함으로서 작업자 상해 등의 위험요소 제거
2) 미립자 확산 방지 : 절단기 전·후단에 고무패킹 및 미립자 흡입구를 설치하여 Cartridge Filter 절단시 발생되는 미립자의 주변 확산 및 작업자 흡입 방지
3) 이동의 용이성 : 작업공간 등의 작업 조건 제약을 최소화하고 현장의 이동이 편리하도록 장비의 소형화 및 경량화
   - 크기 : 500 mm × 150 mm × 150 mm
   - 무게 : 약 10 kg
4) 오염시 제거의 용이성 : 외부 하우징은 스테인레스 스틸 재질를 사용하여 오염시 제거가 용이
5) 작업의 신속성 : 커터칼을 이용한 수작업에 비해 전동 절단기 사용에 따른 작업의 신속성 향상
6) 유지·보수의 편리성 : 절단기의 교체 등 유지·보수가 필요한 경우 간단한 도구를 사용하여 분해 및 조립이 가능하도록 설계

2.3 Cartridge Filter 절단 장비 명칭 및 설계도

'Cartridge Filter 절단 장비' 의 설계는 위의 주안점을 바탕으로 설계하였으며, Fig. 3의 설계도에 표기된 번호의 명칭 및 기능은 다음과 같다.

① 절단기 : Cartridge Filter 절단
② 필터 삽입구 : Cartridge Filter 넣는 입구
③ 필터 배출구 : Cartridge Filter 나오는 출구
④ 고무패킹 : 절단기 전·후단에 설치되어 Cartridge Filter 절단시 발생되는 미립자 외부 확산방지
⑤ 미립자 흡입구 : 미립자를 흡입할 수 있도록 진공청소기를 연결 하는 부분

이외에 하우징 상부에 설치된 나사볼트에 의해 필터 직경에 따라 크기 조절이 가능한 필터 고정장치를 필터 삽입구 내부에 부착하였다. 필터 고정 장치는 Cartridge Filter를 필터 삽입구에 밀어 넣어 절단할때 Cartridge Filter의 수평을 유지하면서 절단되도록 하는 기능을 가진다.

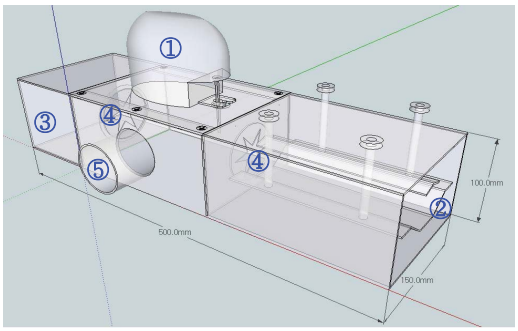


Fig. 3. Design of cutting equipment.

3. 결론

Lancing 작업 후 발생되는 Cartridge Filter를 'Cartridge filter 절단 장비'를 사용하여 절단함으로써 작업자의 상해 발생 위험을 원천적으로 제거함과 동시에 절단시 발생되는 미립자 제거를 통해 미립자 확산 방지, 신속한 작업속도 및 소수인원(1~2명)에 의해 작업 수행 가능 등 효율적인 Lancing 작업이 이루어지도록 한다.

'Cartridge filter 절단 장비'는 Lancing 작업 후 발생되는 Cartridge filter 절단 작업에 대해 안전성, 효율성 및 신속성에 기여할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 영광1, 2호기 증기발생기 2차측 침적물제거(Lancing)-세안기술(주) 정비절차서, 2013
[2] 영광1, 2호기 증기발생기 2차측 이물질검사 및 제거(FOSAR)-세안기술(주) 정비절차서, 2013
[3] 한국방사성폐기물학회, 2013년 춘계학술 발표회 논문요약집, '원전 S/G 침적물제거용 Surge Tank의 조도변화량 측정을 통한 필터교체 시기 예측' pp.313-314, 2013
[4] 고리원자력 3호기 제19차 계획예방정비 증기발생기 2차측 세정 및 이물질 검사·제거 최종보고서. 2010. 02

원전 폐순환냉각계통 방식제 제거 방안 고찰

이만길[1], 박종석[1], 정원철[1], 강덕원[2*]
[1]한국수력원자력(주), 전남 영광군 홍농읍 계마리 514
[2]한국정수공업(주) 방사선공학센터, 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
mgleee@khnp.co.kr

1. 서론

원전 폐순환냉각계통은 부식 방지를 위해 그간 고농도의 $NaNO_2$를 방식제로 채택, 사용해왔으며 정기 정비시 일정량의 고전도성 폐수가 발생되어 왔다. 관리구역 배수조를 통해 액체폐기물처리계통 (LRS)으로 모여진 이들 폐수의 정화처리를 위해서는 LRS 정화용 이온교환수지탑을 거치게 되는데 이 과정에서 다량의 함유 이온들로 인해 수지의 기능이 조기에 상실되어져 왔다. 이러한 문제점의 극복을 위해 대체약품인 저 농도의 하이드라진을 전 원전에서 교체, 사용해 오고 있다. 그러나, 기존 계통에 주입되어 있는 $NaNO_2$는 구조상 완전 배수가 용이하지 않을 뿐만 아니라 배출시 종합폐수처리장의 방출 총질소의 농도인 30 ppm을 훨씬 초과하기 때문에 배출에 많은 어려움이 있다. TN의 배출 허용기준은 "가" 지역의 배출 허용농도인 60 ppm보다 낮은 청정지역의 허용농도인 30 ppm을 적용받도록 변경되었다. 이로 인해 $NaNO_2$ 함유폐액은 직접적인 희석 방출이 어렵게 되었으며 방출을 위한 정화시 다량의 폐수지도 함께 발생하기 때문에 방식제의 교체 사용에 많은 어려움을 겪고 있다. 이러한 문제점을 해결하기에 가장 적합한 방식제 제거기술은 운전 중 폐수의 방출량 최소화와 이온들을 선택적으로 분리, 제거할 수 있는 이온교환막을 이용한 전기탈이온장치(MDI)을 이용하는 제거기술이다. 이 처리기술은 연속 처리공정으로 운전 중 대상 이온만을 선택적으로 분리, 제거하기 때문에 방출 및 발생 폐기물량을 극소화시킬 수 있을 뿐 만 아니라 발전소 가동을 중단시키지 않고도 운전 중에 제거가 가능하다는 장점을 지니고 있다.

2. 본론

2.1 처리대상 계통 개요

원전 주기기 냉각계통인 폐순환냉각계통(Compo-nent Cooling Water, CCW)은 대부분 A, B 계열로 이루어져 있으며, 한 계열당 약 500톤 정도의 물이 방식제와 함께 장입되어 있다. 일부 호기는 N_2H_4로 교체를 시도하였지만 $NaNO_2$를 사용하고 있는 대부분의 발전소는 총 질소의 방출제한으로 인해 현재까지 9개호기는 대체약품이 N_2H_4로 바뀌지 못하고 기존 계통에 $NaNO_2$와 함께 운전되어 있다. $NaNO_2$가 들어가 있는 폐순환 냉각계통은 1차계통과 2차계통으로 나뉘며, 1차계통은 다시 CCW(Component Cooling Water), PCW (Plant Chilled Water), ECW(Essential Chilled Water)의 3개 계통이 있으며, 2차계통은 TBCCW (Turbine Building Closed Cooling Water), PCW, SH, EDG의 4개 계통으로 구성되어 있다.

2.2 발생 폐액의 관리기준

액체폐기물처리계통(LRS)의 폐수 유입조건은 전도도 100 uS/cm (NO_2 : 30 ppm) 이하로써 실제 탈염기 운전이 가능한 조건이다. 또한, 종합폐수처리장 방류조건은 총질소(TN) 20 ppm 이하 (NO_2 : 약 100 ppm) 조건으로 1, 2차 계통에 함유되어 있는 NO_2의 상당량이 배출 전 제거되어야만 종합폐수처리장에서 방류처리가 가능하다.

2.3 아질산염을 사용하는 폐순환냉각계통 체적

방식제인 아질산나트륨($NaNO_2$)를 사용하는 발전소 중 1차계통의 CCW 두 계열과 2차계통의 TB CCW 계통의 NO_2 농도는 평균 300~700 ppm 정도로 비교적 높은 농도로 함유되어 있으며, 그 외의 계통은 15~70 ppm 정도로 존재하고 있다.

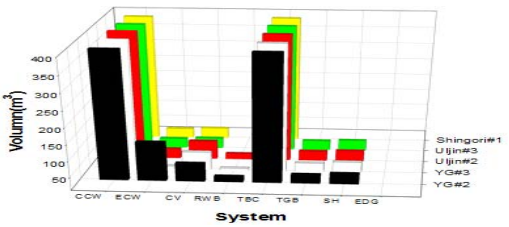


Fig. 1. The Volume of Closed Cooling Water System in NPPs(m^3).

2.4 처리공정에 따른 예상 폐기물 발생량

2.4.1 이온교환수지탑을 이용한 제거공정

기존에 적용해온 처리방법으로서 양이온 및 음이온수지는 각각 2.0, 1.2 meq/㎖ 당량의 이온교환 capacity를 지니며, 통상적으로 NO_2 200 ppm 정도 함유된 500톤의 폐순환 계통수를 처리 시 약 10,000 ℓ의 폐수지가 발생될 것으로 평가되었다. 이 공정은 염농도가 in-line 연속제거 운전시 pH 4 이하로 낮아져 계통의 재질부식 가능성이 높으며 다량의 폐이온교환수지가 발생한다는 단점이 있다.

2.4.2 전기이온교환막(MDI)을 이용한 제거공정

MDI를 이용한 약 100배 농축하여 선택적으로 분리할 경우, NO_2 200 ppm 500톤의 폐액은 5톤으로 저감되며 농축폐액으로 남게된다. 5톤(2%)의 폐액을 1주간 방치 시 자연증발로 인해 최종적으로 1톤(80%)까지 감용 처리가 가능하다.

2.5 MDI를 이용한 처리시스템 구성

2.5.1 MDI 정의

MDI(Membrane Deionization)는 막사이에 위치한 스페이서(Spacer)에 채워져 있는 이온교환수지를 이용해 직류전기로 탈염시키는 막분리 공정으로서 공정 처리수 속에 남아 있는 이온성분을 완벽하게 분리, 제거하고 통과수는 계통으로 회수기켜 재사용하는 기술이다. 통상 CDEI, EDI 라고 명칭하며 종래의 전기투석장치(ED/EDR)의 기본원리와 유사하다.

2.5.2 MDI 설비 구성방법

Fig. 2의 유입수는 stack 하부로 공급되고, 희석 cell을 통과한 처리수는 상부로 배출된다. 농축수 흐름은 순수 생산량 대비 10%의 유입수가 농축 cell 유입부에 연속 공급되고, 희석 cell에서 빠져나온 이온과 혼합되어 농축된 후 배출된다.

2.5.3 MDI를 이용한 예상 처리수 수질

MDI는 유입수의 경도 성분이 0.5 ppm as $CaCO_3$ 이하인 경우, 90% 이상의 회수율이 적용되며, 유입수의 조건에 따라 차이가 있지만 95% 이상의 탈염율을 가지며, 유입수의 당량전도도(Feed Conductivity Equivalent)가 50 uS/㎝ 이하인 경우, 99% 이상 처리효율로 처리수의 비저항(Resistivity) 값이 15~18 ㏁·㎝ 범위의 수질을 얻을 수 있으나, 유입수의 당량 전도도가 높은 경우 생산되는 처리 수질의 전도도는 상승할 수 있다.

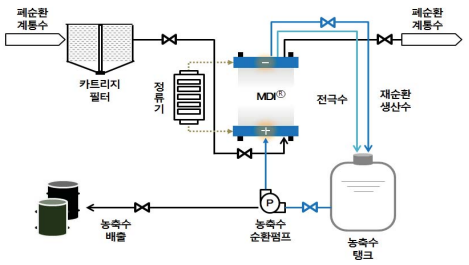


Fig. 2. The Process Diagram of MDI System.

3. 결론

MDI 시스템을 이용한 처리기술은 짧은 발전소의 보수기간에 배수 처리해야 하는 부담과 계통 구조가 완전배수가 어렵도록 설계되어 있어 운전 중 부하가 걸리지 않은 상태에서 Feed and Breed 방식으로 $NaNO_2$를 연속, 제거하는게 가장 좋은 방안으로 여겨진다. MDI 처리공정은 기존의 이온교환수지를 이용한 교환, 제거공정이 아닌 제거해야할 이온만을 선택적으로 분리 제거할 수 막분리 공정이기 때문에 폐기물 발생을 최소화 시킬 수 있는 공정이다. 이 공정은 운전 중 전기적으로 자동 재생되기 때문에 별도의 재생약품 및 재생을 위한 stand-by 설비가 필요 없는 운전이 용이한 이동형 설비로 처리가 가능하기 때문에 처리에 따른 방사능 오염이 발생되지 않으며 약품 교체시 계통에 영향을 미치지 않고 처리가 가능한 기술이기 때문에 계통에 부하를 주지 않고 처리할 수 있는 유일한 대안기술이라고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 신상운 외, “액체 방사성폐기물 처리계통 선택성 이온교환 설비 개선(TR. E02NSO6, 2007)”, 한수원(주)

원전 해체비용 산정시 단위비용인자 산정 방법론에 대한 연구

신상화*, 이재민
TUV 라인란드 코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28
*sanghwa.shin@kor.tuv.com

1. 서론

원자력시설 해체는 "대상 시설의 운전 종료 후 해당 부지를 안전하게 개방(release)하기 위한 모든 활동"으로 정의할 수 있다. 이는 시간적 및 공간적 활동을 포함한다. 즉, 해체는 해당 시설의 운전종료 직후부터 부지 개방 준비가 끝난 시점까지, 해당 시설물과 개방 대상 부지의 방사선 안전을 중심으로 안전성을 확보하고 다른 목적으로 전용할 수 있도록 하기 위한 제반 활동을 의미한다. 이러한 정의를 기반으로 해체과정에 소요되는 비용을 산정한다.

본 논문에서는 비용항목의 최하위에 해당하는 단위비용인자의 산정방법론을 살펴보고, 단위비용인자 산정에 필수적으로 고려해야 하는 요소 등에 대해 고찰하여 본다.

2. 본론

2.1 해체 비용산정시 단위비용인자 산정 방법론

단위비용인자 방법론 (Unit Cost Factor Methodology)은 미국의 AIF 주관 하에 일반적인 1,000 MWe PWR과 BWR의 비용 추정을 위해 Elk River 비용분석 시에 개발되었던 작업 당 방사선 조사선량 및 시간, 비용 등의 정보를 이용하여 개발된 방법으로서 1976에 처음으로 소개되었다. 이후 자료 및 방법의 지속적 보완을 통해 AIF/NESP-036 (LaGuardia 1986)이 발간되었다.

방법론의 기본적인 도구는 비용항목의 최하위에 해당하는 단위비용인자 (Unit Cost Factor : UCF)이다. 특정 작업단위에 대한 UCF는 정해진 인력과 할당된 기본 시간을 가지고 산출된다. 여기에 작업환경상의 애로 요인들은 할당된 기본시간을 증가시킨다. 이것을 바탕으로 작업 단위별 인건비, 기자재비, 경비, 방사선 조사선량이 계산되고 해체대상 전체를 대상으로 작업단위의 개수를 고려하여 단위비용 및 조사선량의 합계가 최종 결과물로 나타나게 된다.

해체작업 목록이 작성되면 각 해체작업 수행에 적합한 단위비용인자(unit cost factor)를 개발한다. 단위비용인자는 일상적인 것 (routine unit factor)과 비일상적인 것 (non-routine unit factor)으로 구분할 수 있다. 일상적인 경우는 이미 비용평가에 적용할 수 있는 비용인자 자료의 취득이 가능하나, 비일상적 인자인 경우는 일반적으로 일반화시키기 어렵고 관련 근거자료 확보가 용이하지 않지만 정확한 비용계산을 위해 필요한 것들이다.

이들 단위비용인자는 기본적인 정보와 기술적인 배경자료를 참고하여 부지/시설별 특성과 작업별 애로 요인을 반영하여 개발된다. 애로 요인은 작업공간의 특수 환경이 단위비용인자에 미치는 영향을 보정하기 위해 사용된다. 보정에 사용되는 주요 인자로는 기기의 높이, 호흡관련 보호 장구, 방사선/ALARA, 방호복, 휴식시간이 있다. ASME가 발행한 2004년판 해체핸드북에 따르면 주요인자가 미치는 작업시간 지연영향은 인자별로 아래와 같다. 이 비율은 기본지침으로써 활용할 수 있으나 고방사선 구역 등 열악한 환경을 고려하기 위해 평가자가 달리 정할 수 있다.

- 기기의 높이: 10 ~ 20 %
- 호흡관련 보호 장구: 10 ~ 50 %
- 방사선/ALARA: 10 ~ 15 %
- 방호복: 10 ~ 30 %
- 휴식시간: 5 ~ 10 %

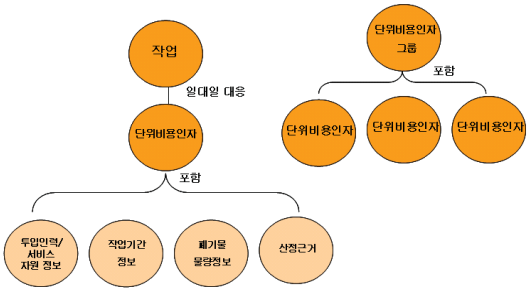


Fig. 1. The relationship between work and UCF.

단위비용인자 개발에 있어 주요 고려사항은 다

양성, 상세함, 객관성의 확보이다. 이를 위해 모든 세부작업에 할당 가능한 정도로 단위비용인자를 다양하게 준비하고 국내외 해체사례, 문헌, 업체 정보 등을 참고해야 한다. 일반적으로 단위비용인자가 다양할수록 상세한 비용평가를 할 수 있는 장점이 있다.

단위비용인자는 인력의 지식 및 숙련도, 기술(technology)의 상용화 여부 및 성숙도, 해당 산업체의 준비상태 및 경험 등에 크게 영향을 받기 때문에 국가별, 시대별, 플랜트의 유형별로 차이가 날 수 있다. 이러한 이유로 국내 해체비용평가를 위해 외국자료를 단순히 인용하거나 사용하는 것은 바람직하지 않다. 또한 원자력발전소는 원자력연구시설과는 많은 차이가 있으므로, 원자력연구시설의 해체작업을 위한 단위비용인자를 적절한 보정을 거치지 않고 원자력발전소 해체비용 계산에 활용할 수 없음을 의미한다.

2.1.1 제염

기계적 기기표면제염을 위한 평균 단위비용은 Maine Yankee 인허가 종료계획상의 "Pressure washing and vacuuming"에서 1.92 US$/ft^2 으로 제시하고 있다. 기계적 콘크리트 제염(예: 스케블링)을 위한 평균 단위비용은 Maine Yankee 인허가 종료계획상의 "콘크리트 스케블링"에서 상한치 10.47 US$/ft^2, 하한치 9 US$/ft^{2}으로 제시하고 있다.

콘크리트 제염을 위한 작업자 시간 평균은 0.39 manhours/ft^{2}으로 제시하고 있으며(DOE, 1997년 1월 발표, 연방사업의 콘크리트 제염 작업자 시간), 스케블링을 통해 콘크리트 바닥을 제염하는 작업자 시간 평균은 0.040 manhours/ft^2 으로 제시하고 있다.

2.1.2 장비제거

열교환기, 펌프 등 기기는 그 용량이나 무게에 따라 단위비용, 작업자 시간 및 작업기간이 가변적이다. 일반기기 제거를 위한 작업자 시간은 평균적으로 40 manhours/톤으로 DOE에서 제시하고 있다. 한편 일반기기의 제거 기간 평균은 25 hours/톤으로 제시하고 있으며, 이를 산정할 때 작업 범위, 특수도구 및 장비의 사용정도를 고려해야 한다.

2.1.3 콘크리트 파쇄

DOE가 1997년 1월에 발표한 바에 따르면 방사화 되었거나 오염된 콘크리트를 원격 파쇄 하는데 소요되는 작업자 시간은 1.2 manhours/ft^3 이다. 일차차폐콘크리트를 제거하는 작업 기간 평균은 0.03 hours/ft^{3}으로 제시하고 있다. 이에 대한 정확한 값을 산정하기 위해서는 작업 범위, 사용장비 및 도구, 인력 생산성등을 고려해야 한다.

2.1.4 강구조물 제거

유압크레인(25톤 용량)으로 강구조물을 제거하는 작업 기간은 3.6 hour/톤으로 DOE에서 제시하고 있다. 이에 대한 정확한 산정을 위해서는 작업범위, 사용 장비 및 도구, 생산성등에 대한 고려가 뒷받침 되어야 한다.

3. 결론

해체 비용산정 비용항목의 최하위에 해당하는 단위비용인자의 개발은 정확한 해체비용 산정을 위하여 필수적으로 개발해야 하는 항목이다. 정확한 단위비용인자의 개발을 위하여 국내외 사례, 업체정보 등을 참고할 수 있지만, 국가별, 시대별, 플랜트 유형별 등 다양한 변수가 존재하기 때문에 단위비용인자의 적절한 보정을 통해 다양성, 상세함, 객관성 등을 확보해야 한다. 이를 통한 정확한 단위비용인자산출은 원전 해체비용 산정 결과에 대하여 공학적 신뢰성을 높일 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 원자력안전연구개발사업 의 일환으로 수행되었습니다. (원자력안전연구센터사업/ 원전 해체 안전성 및 지속성 확인을 위한 요소기술개발)

5. 참고문헌

[1] "Study of Construction Technologies and Schedules, O&M Staffing and Cost, Decommissioning Costs and Funding Requirements for Advanced Reactor Designs", DOE, 2004

[2] The Decommissioning Handbook, 2004, ASME (American Sociaty of Mechanical Engineers)

원전 해체비용 산정시 비용 산정 범위설정에 대한 고찰

손정희*, 신상화, 이재민
TUV 라인란드 코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28
*junghee.son@kor.tuv.com

1. 서론

원자력 발전소의 해체작업은 발전소의 기존인력 관리 및 사회적 합의와 같은 정성적 문제에서부터 적용기술 및 소요비용, 전력수급 등 과 같은 정량적 문제 까지 매우 다면적인 요인들을 고려하여야 하는 종합적인 분야이다. 이는 해체비용 산정에 있어서도 마찬가지 인데, 그것은 이와 같이 다양한 요소들이 해체 비용에 대한 변수로 작용할 가능성이 있기 때문이다. 따라서 정확한 해체비용을 산정하기 위해서는 합리적인 비용 산정 범위를 설정할 필요가 있다. 이에 본 논문에서는 향후 해체비용평가의 기초가 되는 해체 비용 산정 범위의 설정에 대하여 그 중요성과 문제점을 알아보고자 한다.

2. 본론

2.1 해체 비용산정시 범위설정의 중요성

유럽전기사업자협회(Eurelectric) 에서는 해체 비용 산정시 비용의 차이를 유발하는 주요한 요인 중 하나로 비용 산정의 범위(Scope of calculation)를 언급하고 있다. Fig. 1 에서는 해체 비용 산정시 사용되는 비용산정 범위의 예시를 제시하였다. 그림을 살펴보면, 기준이 되는 가장 보편적인 해체 비용 산정의 범위는 2번 항목이다. 가장 작은 범위를 보이는 1번 항목의 경우 2번에 비하여 약 25%이상의 비용감소가 있으며, 이러한 비용의 감쇄율은 폐기물 처리 및 수송비용에 의해 크게 영향을 받는다. 또한 해체 과도기 기간의 활동을 포함하는 3번 항목의 경우에는 2번 항목에 비하여 적게는 15%, 많게는 25% 의 비용증가를 보인다. 이는 비용 산정시 범위설정이 그 결과값에 대하여 최대 50% 이상 까지 영향을 미칠 수 있다는 점을 말해준다[1].

2.2 해체 범위설정을 위한 주요 비용 항목

원전해체비용 산정시 경계영역에 포함될 수 있는 비용항목들은 여러 가지가 있으나, 크게는 방사성 폐기물 처리비용, 사용후핵연료 처리비용, 그리고 해체과도기 기간 동안의 해체비용 이렇게 3가지를 들 수 있다. 현재 국내에서는 방사성폐기물 및 사용후핵연료의 처리와 연관된 비용의 경우 관련법에 의하여 기금의 형식으로 적립하고 있는 실정이며, ISDC(International Structure for Decommissioning Costing) 에서도 해체시 발생하는 폐기물이나 사용후핵연료의 비용 산정 범위는 보편적으로 폐기물 발생에서부터 지정된 소외, 또는 소내 저장소까지의 수송비용까지를 해체 비용의 범위로 본다고 말하고 있다. 그러나 해체 과도기 기간의 경우 그 작업이 상대적으로 복잡하고 일반적이지 않으며, 운영기간의 작업과 해체기간의 작업을 구분하기에 다소 모호한 면이 있다. 이 때문에 해체과도기 기간의 비용산정 범위는 해당 국가의 관련법령 및 규제가 큰 변수가 되며, 따라서 그 범위설정시 이에 대한 고려가 필요하다.

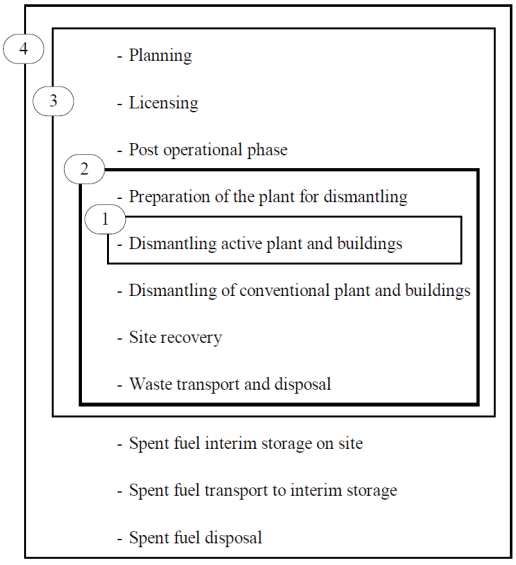


Fig. 1. decommissioning cost scope[1].

2.3 해체 과도기 기간의 비용 항목

해체 과도기 기간의 작업을 해체 비용내에 포함할지 여부는 전적으로 해당국가의 법령에 따르며, 몇몇 국가의 경우 과도기기간동안의 안전성 평가

및 비상계획등이 해체계획상에 포함되어 해체 비용으로 취급되기도 하지만, 그렇지 않은경우에는 해당비용을 발전사업자가 지불하고 있다. ISDC에서 언급하고 있는 11개의 해체비용 항목들 중에서 과도기 기간과 관련된 항목과 그 구성요소를 표 1에 나타내었다.

Table 1. Cost Item List of Pre decommissioning and Shutdown Phase[1]

No.	Cost Item
1	Pre-decommissioning actions
1.1	Decommissioning planning.
1.2	Facility characterisation.
1.3	Safety, security and environmental studies.
1.4	Waste management planning.
1.5	Authorisation.
1.6	Preparing management group and contracting.
2	Facility shutdown activities
2.1	Plant shutdown and inspection.
2.2	Drainage and drying of systems.
2.3	Decontamination of closed systems for dose reduction.
2.4	Radiological inventory characterisation to support detailed planning
2.5	Removal of system fluids, operational waste and redundant material

2.3.1 Pre-decommissioning actions

해체 인허가 이전까지 해체 프로젝트와 관련된 작업을 말하며. 인허가 준비 및, 해체계획수립 과 그에 따른 엔지니어링 작업등이 주가 되는 항목이다. 특히 해체계획수립 항목의 경우, 국가의 관련법에 따라서 해체 과도기기간동안의 작업계획 수립이 이 항목에 포함되기도 한다. 또한 해체계획과 관련된 규제의 경향이 원전 건설시점에서부터 해체 계획서를 작성하여 운영기간동안 주기적인 보완, 수정을 수행하는 추세를 보이고 있다. 따라서 향후에는 이러한 원전 운영기간 동안 이루어지는 해체 관련 활동에 대한 고려가 필요할 것으로 생각된다. 또한 안전성 평가 항목의 경우에도 시설정지활동에 대한 안전성 평가의 해체비용 포함여부는 국가의 법률에 따라 결정된다. 인허가 관련 비용 역시 해당국가의 인허가 절차와 그에 따른 규제가 큰 변수로 작용한다.

2.3.2 Facility shutdown activities

시설 해체 수행전에 시설을 해체 준비 상태로 만드는 활동을 말하며, 주로 시설의 정지, 시스템의 배수, 건조 및 향후 해체 작업시 작업자 피폭 저감을 위한 사전 제염 그리고 운영중 발생한 폐기물, 사용후핵연료 제거 등의 작업으로 이루어진다. 특히 운영중 발생한 폐기물과 사용후핵연료의 처리시에는 국내에 사용후핵연료관리부담금 및 방사성폐기물관리기금의 사용처와 연관되어 있으므로 이에 대한 고려가 필요하다.

3. 결론

해체 비용산정을 위하여 비용산정 범위설정의 중요성과 그 문제점에 대하여 살펴보았다. 해체 비용산정 범위 설정을 위한 주요한 비용항목으로 방사성폐기물 및 사용후핵연료 처리비용과 해체 과도기 기간의 비용이 있다 이중, 폐기물및 사용후핵연료 처리비용은 보편적으로 폐기물의 발생에서부터 소내, 혹은 소외 저장소까지의 수송을 그 범위로 보고있어 범위의 설정이 비교적 명확하게 제시될 수 있지만, 해체 과도기의 경우 각각의 작업이 해체 비용 범위에 포함되는지 여부가 해체를 수행하는 해당 국가의 관련 법령 및 규제에 의하여 정해지는 경우가 많아 그 설정이 쉽지 않다. 향후 원전 해체 수행시 정확한 해체비용을 산정하고 해체비용의 지불과 관련한 논란을 미연에 방지하기 위해서라도 해체작업 및 그 비용산정에 관련된 규제가 필요할 것으로 보인다.

4. 감사의 글

본 연구는 2013년도 원자력안전연구개발사업 의 일환으로 수행되었습니다. (원자력안전연구센터사업/ 원전 해체 안전성 및 지속성 확인을 위한 요소기술개발)

5. 참고문헌

[1] Cost Estimates for Decommissioning Nuclear Reactors, unipede/EURELECTRIC, 1998

[2] International Structure for Decommissioning Costing of Nuclear Installations, AEN/NEA, 2012

원전해체 비용 불확실성 고려시 임시비 적용 현황

신상원*, 신상화, 이재민
TUV라인란드코리아, 서울특별시 구로구 구로동 197-28 이앤씨벤처드림타워 6차
*sangwon.shin@kor.tuv.com

1. 서론

원자력시설의 운전정지 후 해체 수행을 위한 사전 준비 작업으로 해체비용을 산정해야 한다. 이는 해체 계획 수립에 중요한 작업으로서 사업자는 해체 비용평가에 여러 가지 방안과 기법사이에서 최적 방안을 설정해야 하며, 규제입장에서는 사업자가 채용한 방안과 기법의 타당성을 확인할 수 있어야 한다. 한편, 해체비용 산정시 가정 등 기준의 다양성과 변화로 인한 불확실성이 높아 추가적인 재원 적립 필요성을 제기하고 있다. 이러한 우려를 불식시키기 위해서는 정확한 비용 산정을 목적으로 해체 공정과 해체활동을 해체 시설의 구성요소에 맞게 분류하고, 단위작업별 해체물량을 산정한 뒤, 해체활동을 비용항목별로 구성하고, 그룹화하여 해체 작업에 대한 항목별 비용 산정 및 분석이 가능한 해체비용평가방법론 및 도구를 개발해야 한다. 아울러, 예측하지 못한 비용발생 가능성에 대해서도 추가로 고려해야 한다.

본 연구에서는 원전 해체 비용의 불확실성에 대한 고려방안으로 사용되고 있는 임시비의 국외 주요국 적용현황에 대해서 조사하였다.

2. 본론

2.1 원전 해체 비용 영향인자

원전 해체 비용에 영향을 끼치는 인자로는 원자로 유형, 원자로 크기, 원자로의 수, 가동이력, 활동 영역 범위, 해체 전략 옵션, 부지 재이용, 현장정리 수준, 규제 기준, 처분장 사용 가능 여부, 인건비, 임시비 등 있다.

2.2 원전해체 비용의 불확실성

NEA 보고서에 따르면 국외의 해체 프로젝트에서의 해체비용산정은 다음과 같은 사유로 인해 불확실성을 가지는 것으로 나타났다.

- 해체작업범위 및 규제제도의 변화
- 재정적 고려사항 및 기금의 활용성
- 임시비 및 리스크 평가/관리
- 해체비용산정 방법론의 차이
- 추정 해체프로젝트 기간의 변화
- 인허가 승인 지연

2.3 임시비

해체 비용 산정 과정에는 예측하지 못한 해체작업공정으로 인하여 추가 비용 발생 가능성이 존재한다. 이를 위해서 임시비(Contingency)를 적용하게 되는데, 전체 해체 비용에 임시비를 적용하거나, 각 해체 작업 단위로 임시비를 적용하는 경우도 있다. 임시비를 적용할 경우 최종 계산 결과 자료의 불확실성 및 민감도 분석과 같은 신뢰도에 대한 평가가 반드시 수행되어야 한다.

Table 1. National Contingency consideration

Country	Contingency
Belgium	15% of total
Canada	varies with accuracy of estimates Grades A~C(10~30%)
France	5 Levels 5~50%
Slovakia	25% for preliminary estimates; 20% for detailed estimates
Spain	15~25%
Sweden	6~20%
Germany	does not allow the calculation of uncertainty factors
United States	WBS Level 10~75%

2.3.1 캐나다

캐나다는 원전 해체비용 산정 결과의 정확도에 따라 3가지 등급으로 나눠서 임시비를 차등 적용하고 있다. 가장 큰 정확도를 갖는 Grade A의 경우에는 10%, Grade B는 15~20%, 가장 낮은 정확성을 갖는 Grade C의 경우에는 30%의 임시비를 적용하고 있다.

2.3.2 프랑스

프랑스 원자력청(CEA)에서는 비용산정 프로그램인 ETE-EVAL V5를 사용하여 각각의 주요 비용항목에 가중치를 적용하여 5~50%의 임시비를 적용하고 있으며, 비용평가 유형 및 단계에 따라 임시비 적용 범위를 정하고 있다.

Table 2. French CEA Contingency consideration with the type of cost estimate

Type of cost estimate	Contingency
Internal, conceptual study	± 50%
Feasibility design study	± 30%
Definitive design	± 15%
Implementation	± 5%

2.3.3 미국

미국은 WBS(work break-down structure)에 따라 임시비를 차등 적용하고 있다. 프로젝트관리와 같은 항목에서는 10%이내의 임시비를 적용하고, 압력용기 분할과 같은 항목에서는 75%이상의 임시비를 적용하고 있다. 반면, NRC는 NUREG-1713 및 NUREC/CR-5884에 의하면 전체비용의 25% 내외의 임시비를 허용하고 있으며, 추가적으로 식(1)에서 보듯이 2000년도 기준에 해당년도의 이자율을 나눈 별도의 변동 할증료(adjustment factor)를 사용하고 있다.

$$Estimated\ cost[year(x)] = A_{base}\ L_x + B_{base}\ E_x + C_{base}\ B_x, \quad (1)$$

A_{base} = sum of labor, material, and services cost components

L_x = labor, material and service adjustment factor, base year 2000 to year(x)

B_{base} = sum of all energy and transportation cost components

E_x = energy and transportation adjustment factor, base year 2000 to year(x)

C_{base} = sum of all radioactive waste burial/disposition costs components

B_x = radioactive waste burial/disposition adjustment factor, base year 2000 to year(x)

2.4 원전 해체비용 산정 리스크 평가 및 관리

임시비는 불확실한 잠재적 비용을 평가하는데 이용되는 위험(risk) 관리상의 이슈이기도 하다. 가령, 폐기물처리 비용, 인건비 및 자재비용의 비정상적인 증가, 또는 작업자의 안전 및 환경에 대한 엄격한 규제에 따른 특별한 보호 등이 있을 수 있다. 위험도 평가는 각 위험 요인을 정의하고, 비용항목의 영향을 평가하게 되는데, 이러한 위험도 분석결과는 임시비를 보다 정확하고, 신뢰성있게 적용할 수 있는 판단근거를 마련하여 비용산정 과정의 불확실성 을 상당부분 낮출 수 있다.

Table 3. National Risk Management Consideration

Country	Risk Management
Belgium	Not developed for cost estimates but considered in scope of funding
Sweden	Considered in probabilistic analyses of future costs for waste management, disposal and decommissioning
United States	High sensitive in United States, 25~50% sometimes added

3. 결론

원전해체 비용 산정은 해체 계획 수립에 중요한 작업으로 예측하지 못한 비용발생 가능성에 대해서도 반드시 고려해야 한다. 이러한 불확실성에 대한 고려방안으로 국외 주요국에서는 다양한 방법으로 임시비를 적용하고 있다. 사업자는 해체비용 평가 과정에서 여러 방안과 기법사이에서 최적 방안을 설정해야 하며, 규제자가 사업자의 채용한 방안과 기법 타당성을 확인할 수 있도록 해체공정별 위험도 평가결과를 제시하여 임시비 적용의 정확성과 신뢰성을 확보할 수 있도록 해야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 원자력안전연구(원전 해체 및 제염·복원 규제기술)개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] NEA,“ Cost Estimation for Decommissioning - An International Overview of Cost Elements, Estimation Practices and Reporting Requirement", 2010

[2] KRWS, "A Framework of Decommiss ioning Cost Estimation for Nuclear Research Facilites" Vol.4(2), p. 171-178, June, 2006

[3] USNRC, "Standard Review Plan for Decomm issioning Cost Estimaties for Nuclear Power Reactors", NUREG-1713, 2004

[4] IAEA, "Safety Consideration in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilites". No.36, 2004

유기폐액 처리장치를 이용한 폐형광액 처리 시 방사성물질 거동 평가

홍성준*, 고동균, 이의동, 김효철, 이봉도, 이건화, 김명호, 박헌국
하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10
*sjhong83@naver.com

1. 서론

LSC(Liquid Scintillation counter)를 이용하여 저에너지 β핵종을 분석하기 위하여 사용되는 형광액(Cocktail)은 유기성 용매로서 벤젠 및 톨루엔, 크실렌 등 유해물질이 함유되어 있는 휘발성이 높은 독성 물질이다. 또한, 사용 후의 폐형광액은 대부분 미량이지만 방사성 동위원소를 포함하고 있으며, 휘발성이 있고 보관 시 화재의 위험이 있어 처리 및 관리에 있어 각별한 주의가 요구된다. 본 실험에서는 실제 원전에서 보유중인 폐형광액을 유기폐액 처리장치를 통하여 열분해/ 촉매산화 처리시 각 공정에 따른 방사성 물질의 거동 및 물질수지를 평가하였다.

2. 본론

2.1 유기폐액 처리장치

열분해 촉매산화 유기폐액 처리의 주요 공정은 고온산화->촉매산화->촉매환원->유해가스흡수/흡착->배출(CO_2, H_2O)로 이루어지도록 하였다.



Fig. 1. Organic waste water treatment system.

2.2 폐형광액

실험대상 시료는 월성원전에 보관중인 폐형광액으로 하였으며, 2개의 임의의 드럼에서 채취하여 시료로 하였다.

2.3 처리조건 및 처리방법

폐형광액을 약 5ℓ/hr의 처리속도로 6시간동안 처리 하였다. 처리 전 형광액을 채취하여 원시료로 하였고 처리 후 배기체의 H-3 및 C-14를 포집장치를 이용하여 포집 후 LSC로 분석하였으며, 스크러버에 포집된 물을 채취하여 LSC로 분석하였다.

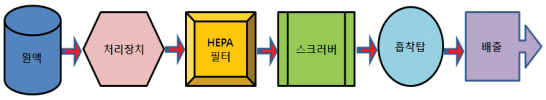


Fig. 2. Main treatment process.

2.4 폐형광액 방사능 농도

본 실험에 사용된 폐형광액의 비방사능(Specific activity)을 분석한 값은 다음 Table 1과 같다. 폐형광액 중에 함유된 방사성 물질 중 베타핵종은 주로 H-3과 C-14로 평가되었으며, 평균농도는 각각 5.69×10^{7} Bq/L, 5.20×10^{3} Bq/L로 나타났다. 감마핵종은 Co-60과 Cs-137로, 그 농도는 평균적으로 각각 7.33 Bq/L, 8.5 Bq/L의 농도값을 보였다.

Table 1. β, γ analysis result of waste cocktail

Sample	Nuclides		Activity(Bq/L)
1	γ-nuclides	Co-60	9.52E+00
		Cs-137	1.36E+01
	β-nuclides	H-3	9.35E+07
		C-14	2.83E+03
2	γ-nuclides	Co-60	5.14E+00
		Cs-137	3.39E+00
	β-nuclides	H-3	2.03E+07
		C-14	7.58E+03
avr.	γ-nuclides	Co-60	7.33E+00
		Cs-137	8.50E+00
	β-nuclides	H-3	5.70E+07
		C-14	5.21E+03

2.5 물질수지평가

본 실험에 사용된 폐형광액 처리장치 공정별 방사성 물질의 물질수지 및 폐형광액 처리 장치를 통해 일일 배출되는 방사능을 평가하였다(Table

2). 시료는 배기체 처리 계통에서 채취하였으며. 배기체 중 H-3과 C-14물질은 포집설비를 이용하였고, 이 때 사용된 H-3 및 C-14 포집용 흡수액은 물과 2M-NaOH(수산화나트륨) 용액을 사용하였다.



Fig. 3. Collection system of H-3, C-14 gas

Table 2. β analysis result on each process

Nuclide	Sample	Process	Activity (Bq/L)	주)Total Activity (Bq/day)
H-3	Avr.	BKG	3.00E+01	-
		폐형광액	5.70E+07	1.71E+09
		스크러버	2.58E+06	1.55E+09
		배기체	2.80E+01	2.84E+07
C-14	Avr.	BKG	2.15E+01	-
		폐형광액	5.21E+03	1.57E+05
		스크러버	2.38E+02	1.11E+05
		배기체	3.55E-02	3.60E+04

주) Total Activity 평가
- 폐형광액(Bq/day)=폐형광액의 방사능 농도(Bq/L)×처리량(5L/hr)×가동시간(6hr/day)
- 스크러버(Bq/day)=흡수액의 방사능 농도(Bq/L)×용량(300L)
- 배기가스(Bq/day)=배기가스의 방사능 농도(Bq/L)×배출량(170,000L/hr)×가동시간(6hr/day)

폐형광액 처리시 발생되는 H-3과 C-14물질은 스크러버 장치에서 각각 91.1%, 75.2%제거 되는 것으로 나타났으며, 배기체로 배출되는 양은 170 m^3/hr의 유량으로 6시간 장치를 가동할 경우 H-3과 C-14는 각각 2.84E+07Bq/day(7.68E-04 Ci/day), 3.60E+04Bq/day(9.72E-07Ci/day) 배출되는 것으로 평가되었다.

2.6 물질수지 평가

본 유기폐액 처리장치 운전 시, H-3과 C-14 물질에 대한 물질수지를 평가한 결과 H-3과 C-14핵종들은 주로 스크러버 장치에서 제거되는 것으로 나타났다. 세부적으로 H-3의 경우, 91.1%가 스크러버장치에서 제거되고, 2.3% (7.68E-04Ci/day)는 발전소 HVAC계통으로 배출되는 것으로 나타났다. C-14 물질의 경우 75.2%가 스크러버 장치에서 제거되며, HVAC 계통으로 배출되는 양은 일일 19.1%(9.72E-07Ci/day) 수준인 것으로 평가되었다.

Table 3. Assessment of H-3, C-14 mass-balance on treatment

구 분		원 액	HEPA주)	스크러버	흡착탑주)	배출가스
^3H	%	100%	0	91.1	6.6	2.3
	Bq	1.71×10^9	0	1.55×10^9	1.28×10^7	2.84×10^7
^{14}C	%	100%	5.7	75.2	0	19.1
	Bq	1.57×10^5	9.93×10^3	1.11×10^5	-	3.60×10^4

주) HEPA 필터와 흡착탑의 방사능(예측값) = 100%-(스크러버+배출가스)%

3. 결론

실제 원전에서 보관중인 폐형광액을 열분해/촉매산화기술을 이용하여 처리하였으며, 폐형광액 내의 방사능 인벤토리 분석과 배출가스, 스크러버를 통해 방출 또는 포집되는 방사성 핵종을 분석하였다. 실제적으로 유기폐액은 대부분 C,H,O로 구성되어 있어 산화처리시 거의 전량 CO_2, H_2O로 최종산화되기 때문에 이를 별도로 포집하는 것은 어려움이 따르며 2차폐기물 발생 및 별도의 분리처리가 병행되므로. 경제성 측면에서 고려하여 보아야 할 것으로 판단된다. 따라서, 처리시 발생되는 방사능량을 모니터링하고 평가하는 것이 중요할 것으로 판단된다.

이러한 결과를 통해 향후 원전에서 보유중인 폐형광액 또는 유기폐액 처리 시 방사능 물질의 거동 예측이 가능할 것이라고 판단되며, 다양한 방사능 인벤토리를 가진 방사성 유기폐액들을 보다 계획적이고 안전하게 처리 할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 임유경 외, 방사성유기폐액처리기술현황, 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 155~156, 2009

[2] 이의동 외, 열분해산화기술을 이용한 폐형광액처리장치 개발보고서, 하나검사기술(주), 2010

유리매질이 첨가된 Cs 폐필터의 세라믹 고화 기초 특성평가

유재욱*, 신진명, 양재환, 박장진, 백영희, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yjw8051@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로에서 핵 분열된 사용후핵연료는 U, Xe, Pu, Cs, Sr, I, Tc 등과 같은 많은 방사성 물질이 포함되어 있다. Nuclear technology 발전을 위해 원자로에서 사용된 사용후핵연료 처리에 다양한 기술적 연구가 우리나라를 비롯한 미국, 러시아 등 몇몇 국가에서 진행 중이다. 이 중 파이로 공정에 원료입자를 제공하는 전처리공정에서는 사용후핵연료를 약 1,200℃ 이상의 고온에서 가열하여 Cs 및 Iodine 제거율 99%를 목표로 원료물질을 제조하고 있다[1]. 이에 따라, 사용후핵연료 원료물질 제조 공정과정에서 발생되는 배기체를 안전하게 처리하는 기체폐기물 처리기술 개발이 필수적이다. Pyrochemical 전처리공정 중 발생되는 방사성 기체상 세슘은(Cs^{137}) 반감기가 약 30 년인 고방열 및 고방사능 핵종으로서 석탄회 필터를 이용한 고온흡착법으로 포집한다. 방사성 세슘을 포집한 폐필터는 처분 안정성을 위해 유리 및 세라믹 등의 고화매질을 이용하여 안전한 고화체로 제조해야 하는데 이 때 요구되는 고화체의 물성은 고밀도, 높은 열적 안정성 및 내침출성 등이 있다.

본 연구에서는 기체상 세슘이 포집된 Cs 폐필터에 유리매질을 첨가하여 열처리 후 Cs 폐필터 ingot을 제조하여 기초 물성에 대해 분석하였다.

2. 실험방법

2.1 모의 Cs 폐필터 제작

실제 방사성 Cs이 포집된 폐필터를 모사하기 위해 모의 Cs 폐필터를 제작하였다. 모의 Cs 폐필터는 미연탄소분을 제거한 석탄회 분말(삼표 정제 석탄회)에 $CsNO_3$ (Aldrich Co., 99%)시약을 첨가 후 유발로 분말 혼합을 하였다. 혼합한 분말은 Box Furnace에서 900℃로 6 hr 반응시켰다. 반응 후 무게변화를 분석한 결과 Cs 폐필터 내 세슘함량이 18wt%인 모의 Cs 폐필터가 합성된 것을 확인하였다.

2.2 저온용융유리 제작

유리 매질이 Cs 폐필터에 미치는 영향을 확인하기 위해 Bi_2O_3(DAEJUNG, 99%), SiO_2(WAKO, 99%), B_2O_3(JUNSEI, 95%), ZnO(KOKUSAN, 999%) 성분비를 달리하여 유발을 사용하여 분말 혼합 후 1200℃에서 1 hr 용융하여 저온용융유리를 제조하였다. 각각의 유리조성은 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Glass compositional data (wt%)

	Bi_2O_3	SiO_2	ZnO	B_2O_3
BSB-1	60	20	-	20
BSB-2	50	30	-	20
BSB-3	50	25	-	25
BSB-4	50	20	-	30
BSB-5	40	20	-	40
BZB-6	60	-	30	10
BZB-7	60	-	20	20
BZB-8	50	-	30	20
BZB-9	50	-	20	30
BZB-10	50	-	10	40

2.3 유리매질이 첨가된 Cs 폐필터

앞서 제작된 Cs 폐필터와 유리매질을 각각 6:4의 무게비로 혼합하여 Cs 폐필터 고화체를 제작하였다. 이때 Cs 폐필터와 유리매질 혼합은 유발을 사용하였으며, ingot 생성을 확인하기 위해 900-950℃에서 3 hr 동안 열처리 하였다.

2.4 물성 측정

고화체의 밀도는 ASTM 규격에 의거한 수침법을 이용하여 측정하였다. 고화체의 상분석을 위해 X-선 회절분석 (X-ray powder diffraction, XRD, Rikaku, Cu Kαradiation) 장비를 사용하였다. 또한 고화체 제조 전·후의 질량 변화로부터 세슘 휘발량을 분석하였고 고화체의 기초적인 내구성 평가를 위하여, PCT-A 정적침출시험법 (ASTM Standard C1285-02)을 수행하였다. 침출 실험의 과정은 다음과 같다. 먼저 상기 세슘 폐필터 세라믹 잉곳을 분쇄하고 100~200 mesh 사이에 존재

하는 분말을 회수하였다. 다음으로 회수된 분말을 증류수에 넣은 후 90℃에서 7 day 동안 반응시키고 침출액에 존재하는 세슘의 함유량을 화학 분석하여 각각의 고화체로부터 침출률을 구하였다.

3. 결과 및 고찰

세슘함량이 18wt%인 Cs 폐필터를 900~950 ℃ 열처리하여 고화체가 형성된 시료의 밀도를 측정한 결과 밀도는 BZB-6 시료를 제외한 나머지 시료에서 2.2 ~ 2.8 g/cm^3 값을 나타내었다. 일반적인 붕규산유리 고화체의 밀도인 2.5 g/cm^3 와 비슷한 범위로서 고화체가 양호하게 형성되었음을 알 수 있었다. 반면, BZB-6 시료의 경우 밀도가 1.8 g/cm^3 로 다른 시편에 비해 상대적으로 낮은 값을 보이고 있는데, 이는 유리 형성을 용이하게 하는 B_2O_3의 함량이 10wt% 로 가장 낮아서 동일한 온도에서 시료의 치밀화가 잘 이루어지지 않기 때문으로 판단된다.

Fig. 1은 유리매질에 따른 Cs 폐필터 고화체의 XRD 분석을 나타낸 것이다. BZB-5를 제외한 다른 조성에서 Cs의 결정상은 pollucite로 확인되었으며, 이는 Cs을 포함한 가장 안정한 화합물에 해당한다.

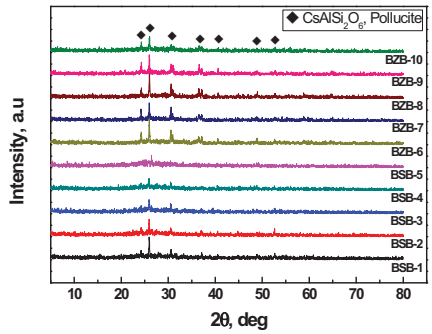


Fig. 1. XRD patterns of waste forms with different Glass compositions.

Fig. 2는 유리매질에 따른 Cs 폐필터 고화체의 PCT-A 침출실험결과를 하루 당 침출률 [단위 : g/m^2/day]로 환산하여 나타낸 것이다. Cs, Si, Al, B의 mass loss 값은 EA glass의 침출률인 6.8 g/㎡이하로 낮은 침출값을 나타내었다.

BSB-5와 BZB-10 의 순으로 침출률이 낮아짐을 관찰하였으며, 이는 초기 유리조성에서 B_2O_3 함량이 40wt%로 가장 많이 들어간 시편임을 확인하였다. B_2O_3의 첨가량 증가로 인해 유리 용융온도는 낮출 수 있지만 과량이 들어간 경우, 내침출성이 감소함을 알 수 있다.

각 시료별 pollucite의 intensity는 차이를 보였으며, 상대적으로 높은 intensity를 나타내는 BSB-1, BZB-6 시료의 경우 Cs의 침출률도 0.096, 0.031 g/m^{2}로서 가장 낮게 나타나는 것을 확인할 수 있었다. BSB-5 시료는 pollucite peak의 intensity가 가장 낮게 나타나고 있고 이는 침출시험시 Cs의 높은 침출률로 연결되었다.

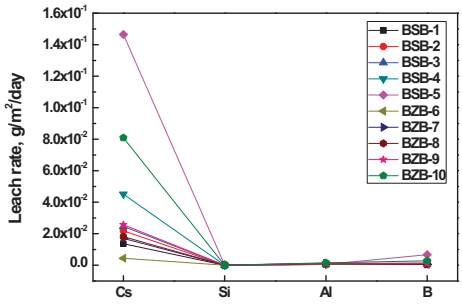


Fig. 2. Leach rate (g/m^2/day) of waste forms with different glass compositions.

4. 결론

본 연구에서는 Pyrochemical 전처리공정의 배기체 처리장치에서 발생하는 Cs 폐필터에 유리매질을 첨가하여 고화체를 제조하였다. 이는 기존에 선행된 Cs 폐필터 유리매질이 첨가되지 않은 고화체의 결과와 비교시 약 100 ℃의 낮은 온도에서 고화체가 형성되었으며, 세슘의 침출률이 대체적으로 10^{-2} g/m^2/day 범위에서 분포하여 고화체의 내구성은 기존의 유리고화체의 경우와 유사한 수준인 것을 알 수 있었다. 향후 유리조성 변화 및 열처리 조건의 변화를 통해 고화체의 내구성 향상을 도모하고자 한다.

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)

이동식 농축폐액 증발건조(Evaporation & Dry) 기술개발에 대한 고찰

조항래*, 백석민, 이지훈, 박승철, 박종길
한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*hang@khnp.co.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 제1원전 사고 이후 우리나라와 미국, 유럽 등 많은 원전 운영 국가들이 안정적인 에너지 확보를 위해 비상시 대응능력과 획기적인 안전성 향상 방안을 마련하기 위해 정부와 산·학·연이 협력하여 각고의 노력을 기울여 왔다. 그러나 최근 후쿠시마 원전에서 임시 저장중인 농축폐액의 유출로 원자력 산업은 또다시 위기국면에 처하게 되었다. 원전에서 발생하는 액체방사성 폐기물을 처리하는 주요기술로서 증발기, 이온교환기, 역삼투(RO) 설비와 미세필터, 흡착제 등을 이용한 전처리설비가 있지만, 이러한 설비의 운영으로 발생되는 2차폐기물(농축폐액)을 적기에 효율적으로 처리할 수 있는 기술도 중요하다. 특히, 중대사고시 발생하는 액체폐기물은 방사성물질을 포함한 고형물의 농도가 높아서 2차폐기물의 발생량과 방사능이 크게 증가하므로 비상시를 대비한 이동식 액체방사성 폐기물 처리기술 개발 시 농축폐액 증발건조 기술은 더욱 더 중요하다. 따라서 본 논문에서는 이동식 증발건조기술 개발에 있어서 기존의 증발기술 대비 필요한 개선사항과 성능 및 운영 최적화를 위해 고려해야 할 주요사항에 대해 논하고자 한다.

2. 본론

2.1 가열원 선정 및 에너지 소비 최소화

농축폐액을 증발 및 건조시키기 위해서는 적절한 가열원이 필요하다. 일반적으로 고압 증기가 많이 사용되지만 이동식 설비에서는 전기나 화석연료를 이용한 별도의 보일러를 구비해야 하고, 증발과 건조가 이원화 되어야 하는 단점이 있다. 마이크로웨이브를 이용한 건조기술은 처리 대상 폐액에 균일하고 효과적인 열전달이 가능하지만, 전기에너지를 마그네트론으로 변환하는 효율이 약 70% 수준이므로 에너지 절감이 어렵고, 국내 기술개발 및 상용화 실적의 부재로 기술개발의 리스크가 크다는 단점이 있다. 최근에 각광받는 기술로서 전기를 직접이용하고 기계식 증기재압축기(MVR)에 의한 열(증기) 에너지 회수로 에너지 효율이 우수한 감압증발기술은 60~80℃ 정도의 저온 증발기 가능하여 부식관리가 용이하지만, MVR 의 유지관리가 어렵고 소음이 크며 별도의 설치공간이 필요하다. 밴드히터를 이용한 직접 가열식 증발건조기술은 증발온도가 높아 단열 및 부식관리에 어려움이 예상되나, 단일 용기에서 증발 및 건조가 가능하여 콤팩트한 설계가 가능하며, 상압(약 1.2 kg_f/cm^2) 증발 방식이므로 응축수의 수질관리가 용이할 수 있다. 또한 고효율 열교환기로 증발되는 증기 에너지를 회수하여 유입수를 고온으로 예열함으로써 에너지 절감도 가능하며, 두꺼운 세라믹 재질을 사용하기 때문에 고방사선에 대한 차폐 효과도 높일 수 있다는 장점이 있다. 따라서 이동식 증발건조기술에는 전기식 밴드히터가 가열원으로서 적절할 것으로 판단되며, 설계 개념은 다음 그림과 같다(Fig. 1).

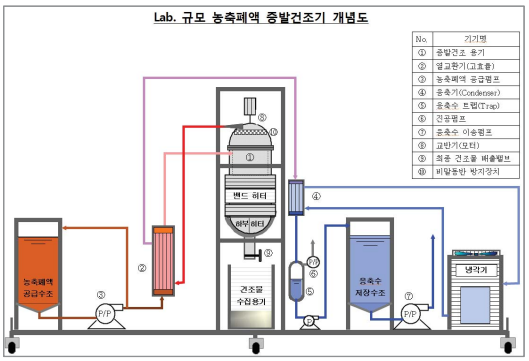


Fig. 1. Schematic Diagram of Evaporation & Dryer Technology with Band type Electric Heater.

유입수 예열용 고효율 열교환기의 안정적 운전을 위해서는 증발 유량을 추종하여 폐액을 일정하게 공급할 수 있도록 유량제어가 가능한 펌프나 밸브가 적용되어야 한다.

2.2 처리 효율 및 부식 관리

후쿠시마 사고원전에서 발생한 폐액에는 고농도의 다양한 핵종이 함유되어 있다(Table 1)

따라서 원전의 비상시 방사성폐액 처리 복합공

정의 전처리공정과 역삼투(RO) 공정의 농축폐액에는 핵종의 농도가 훨씬 더 증가하므로 농축폐액 증발건조기는 고도의 처리효율을 유지할 수 있어야 한다. 또한 고방사선 조사와 고온의 운전환경으로 인해 증발용기가 부식 환경에 노출되므로 고온과 고부식성 환경에 강한 재질을 선정하고 내벽의 고형물 침적 억제 등 증발건조용기의 건전성을 확보할 수 있는 방안도 마련되어야 한다. 따라서 증발운전 과정에 캐리오버 현상을 최소할 수 있도록 온도, 압력 등의 주요 운전 변수를 도출하고, 동반된 습분을 효과적으로 제거할 수 있는 분리장치(Separator)와 증발건조 운전 중 내부의 농축폐액을 교반하고 주기적으로 내벽의 침적물을 제거할 수 있는 장치를 적용해야 한다. 아울러 증발운전으로 농축도가 상승함에 따른 비점의 상승이나 최종 잔류물의 취급 및 운반을 위한 고방사성 폐액의 농축한계도 함께 고려해야 한다.

Table 1. Nuclides Concentration of Liquid Radioactive waste in the Reactor Building of Fukushima Unit 1[1]

핵종	농도(Bq/cc)	핵종	농도(Bq/cc)
^{38}Cl	1.6E+06	^{134}Cs	1.6E+05
^{74}As	3.9E+02	^{136}Cs	1.7E+04
^{91}Y	5.2E+04	^{137}Cs	1.8E+06
^{131}I	2.1E+05	^{140}La	3.4E+02

2.3 고방사선 차폐 및 최종 잔류물 관리

원전의 비상시 발생하는 액체 방사성폐기물은 방사성물질을 포함한 고형물의 농도가 높아서 처리과정에 발생하는 2차폐기물(농축폐액)은 고염, 고방사성의 폐액특성을 지닌다. 일본 후쿠시마 제1원전의 사례를 보면 오일제거, 공침 등의 전처리 설비에서 발생되는 슬러지와 역삼투(RO) 공정의 농축폐액의 방사능이 100 ~1000 mSv/hr 수준으로 방사선량이 매우 높다[1]. 잔류물로 초고농축되면 10,000~100,000 mSv/hr까지 증가할 수 있으므로 방사선량의 한계를 설정하고 연속적으로 방사선량을 측정하여 농축도를 조절함과 동시에 고효율 차폐체를 설치할 필요가 있다. 밴드히터를 이용한 직접 가열식 증발건조기술은 히터가 두께 100 mm 이상의 세라믹 재질로 구성되어 있어서 고방사선 차폐에도 효과적이다. 10 mm 두께 세라믹 차폐체의 방사선 차폐효과는 2 mm 두께 납 차폐체의 1.3~1.4배라는 시험결과(Table 2)를 반영하면 200 mm 두께의 세라믹은 약 60 mm 두께의 납 차폐체와 동일한 효과를 가질 수 있다. 두께 10 mm 납의 차폐효율이 약 50%이므로 방사선량을 약 1/100로 감소시킬 수 있을 것으로 예상된다. 증발건조 후의 잔류물은 원활하게 완전히 배출될 수 있도록 특수 설계된 배출 장치를 구비해야 하며, 최종 잔류물은 함수율이 20 % 미만이므로 중간저장 시 누설의 우려는 없지만, 초고농축 상태이므로 방사능이 매우 높아 고건전성용기(HIC)에 수집해야 한다. 또한 두꺼운 세라믹 재질의 용기로 2차 포장하고, 원격 취급 장치를 통해 운반 저장될 수 있도록 해야 할 것이다.

Table 2. Comparison of Lead and Ceramic Panel for Radiation Shielding[2]

구분	성능	강도	내화성	비중	시공성	가격
납(2mm)	1	0.1 Mpa	350 ℃	11.34	다공정	고가
세라믹 (10mm)	1.3~ 1.4	45 Mpa	800 ~ 1200 ℃	3.5 ~ 4.5	간편	경제적

3. 결론

원전의 비상시 액체 방사성폐기물을 효과적으로 처리할 수 있는 이동식 복합공정을 개발하고 있다. 그러나 복합공정 운전으로 발생되는 농축폐액을 효과적으로 처리하고 안전하게 저장하지 못하면 고방사성 농축폐액이 토양이나 해양으로 누출되어 환경에 막대한 악영향을 줄 수 있다. 따라서 고방사성 농축폐액을 효과적으로 건조 처리하여 부피를 크게 감소시키고 저장의 안전성을 극대화할 수 있는 이동식 증발건조 기술 개발 시 고려되어야 할 주요 사항을 기술하였다. 먼저, 효율적인 가열원을 선정하고 에너지 소비를 최소화 할 수 있어야 한다. 둘째, 고도의 처리효율(제염계수)를 유지하고, 고염, 고온 환경에서 부식관리가 용이한 구조와 장치가 반영되어야 한다. 셋째, 최종 잔류물의 고방사선에 대비한 고효율 차폐기술과 잔류물의 원활한 배출, 수집 및 운반의 원격 취급 장치가 필요하다. 상기 사항들을 종합적으로 반영하고 치밀한 시나리오 분석을 통해 고방사선 등 다양한 환경이나 조건에서도 운영이 용이하고 처리성능이 우수한 이동식 증발건조기술을 개발해야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 모듈형 이동식 액체방사성폐기물 처리기술 개발 연구과제 1차 중간보고서, 2013

[2] 방사능 차폐 세라믹 판넬 홍보자료 [www.khnp.co.kr/wolsong, 정보마당/자유게시판(No. 241)], 2008

이동형 공기정화 공급장치 개발

조준호, 이승춘, 박천원, 신태형, 김건무, 조여종*
선광원자력안전(주), 서울특별시 구로구 공원로 3, 2003
*cho2662@hanmail.net

1. 서론

현재 원자력발전소 방사선관리구역의 고방사성 입자가 비산되는 밀폐구역, 수실내 고오염구역, 분진이 발생하는 방사성폐기물 처리작업시 연속공기공급형 후드 또는 필터부착형 마스크를 착용하고 작업을 하고 있다. 이때 공기공급후드에 사용되는 압축공기는 크게 작업용 공기(SA:service air), 계기용 공기(IA:instrument air)로 구분할 수 있는데, 계기용 공기(instrument air)는 과다 사용시 운전변수에 영향을 미칠 수 있으므로 최대한 사용을 자제하고 주로 작업용 공기(service air)를 공급하여 작업을 수행하고 있다.

작업용 공기(SA)는 이물질이나 수분, 유해가스, 등을 함유하고 있어 작업자가 공기공급후드 착용시 불쾌감 및 건강상 위해, 심리적 불안감을 갖는 경우가 많은 실정이다. 따라서, 본 연구는 양질의 호흡공기 공급으로 방사선안전관리의 신뢰성 확보와 더불어 작업시간의 단축 및 작업효율의 증대를 통한 안전관리 서비스 질 향상과 일회성, 소모성 필터사용을 줄여 방사성폐기물을 저감하고자 공기정화장치 및 금속소결필터를 이용한 이동형 공기정화공급장치를 개발하게 되었다.

2. 본론

2.1 이동형 공기정화공급장치의 구성

본 장치의 구성은 Air cleaner, 3단계의 동관(Bronze) 금속소결필터(5 μm, 3 μm, 2 μm)를 장착한 Filter Ass'y, Regulator, Air hose reel로 구성되어 있다.

금속소결필터는 반영구적 사용이 가능하고, 수분, 유해가스 및 이물질을 제거하며 부식방지를 위해 스테인레스 재질 하우징으로 되어 있다.

작업용 공기(SA)는 작업자가 호흡하기에는 압력이 높고 작업에 지장을 초래할 정도의 소음을 동반하는데 Regulator를 통해 작업자가 호흡하기 적합하도록 감압하여 공기를 공급하도록 되어있다.

원거리의 공기공급을 위해 30 m의 Air hose reel을 부착한 일체형 이동식 본체는 알루미늄 소재의 프레임으로 이동이 편리하도록 제작된 공기정화공급장치로 제작되었다.

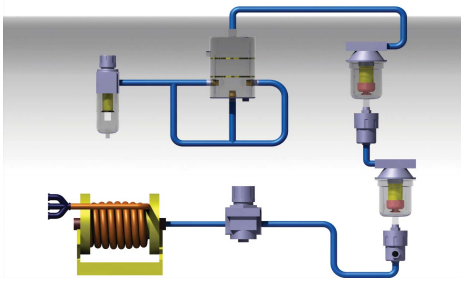


Fig. 1. schematic diagram of Portable air supply filter unit.

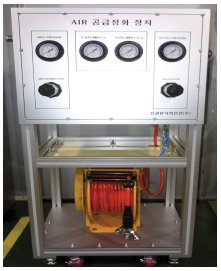


Fig. 2. Portable air supply filter unit.

2.2 장치별 구성 및 기능

Table 1. major equipment and feature

주요장치	구 성 및 기 능
Air cleaner unit	작업용 공기(SA)에 포함된 수분을 제거하기 위한 장치 * 구성 : 금속소결필터(5μm)1EA, 압력계
5μm Filter Ass'y	Air cleaner를 거쳐 1차 수분이 제거된 공기(SA)의 이물질 및 유해가스를 제거하기 위한 장치 * 구성 : 소결소음 필터(20μm) 3EA, Breather 필터(5μm) 2EA, Auto drain valve 1EA
2, 3μm Filter Ass'y	Air cleaner 및 5μm금속소결필터를 통과한 공기를 3차로 유해가스 및 습분, 이물질 등의 불순물을 제거하기 위한 장치 * 구성 : 금속소결필터(2,3μm) 1EA, Auto drain valve 1EA

2.3 공기질 개선 성능 실험 및 결과

· 총휘발성유기화합물(TVOCs)
: Total Volatile organic compounds)
실내에서 방출되는 휘발성 유기화합물(VOCs)인 Benzene, Toluene, Ethylbenzene, Xylene, Styrene 등을 고체 흡착관을 이용하여 시료를 채취하고 열탈착 전처리한 후 GC-MS법으로 분석하여 휘발성유기화합물(VOCs) 농도를 측정하였다.

· 일산화탄소(CO)
일산화탄소의 특정 파장의 적외선을 흡수하는 특성을 이용하여 실내 공기 중 일산화탄소 농도를 연속 자동 측정하였다.

· 이산화탄소(CO_2)
이산화탄소의 특정 파장의 적외선을 흡수하는 특성을 이용하여 실내 공기 중 이산화탄소 농도를 연속자동 측정하였다.

· 이산화질소(NO_2)
일산화질소(NO)와 오존(O_3)과의 반응으로 생긴 이산화질소(NO_2)로부터 발생하는 발광현상을 이용하여 실내 공기 중 이산화질소 농도를 연속자동 측정하였다.

Table 2. Results of air quality performance test

항 목	기준[주1)]	정화전 공기	정화후 공기	정화율 (%)
TVOCs	500μg/m³이하	873.9	421.6	51.76
CO	10ppm이하	1.2	0.7	41.67
CO2	1,000ppm이하	508	405	20.28
NO2	0.05ppm이하	0.032	0.029	9.38
Benzene	-	28.72	11.53	59.85
Toluene	-	44.64	12.28	72.49
Ethylbenzene	-	23.19	10.74	53.69
Xylene	-	34.59	14.64	57.68
Sylene	-	26.30	24.62	6.39

주1) 기준 : 환경부령 제463호 다중시설등의 실내공기질관리법 시행규칙에 의거한 실내 공기질 유지기준(제3조 관련), 권고기준(제4조 관련)

Table 2의 결과와 같이 TVOCs는 약 52%, CO는 42%, CO_2는 21% 저감되었고 Sylene을 제외한 각각의 휘발성유기화합물은 50%이상 저감되어 환경부 「실내공기질 유지기준 및 권고기준」과 소방정책본부 「호흡방호장비안전관리에 관한 기준」을 만족함을 확인하였다.

3. 결론

현재 원자력발전소는 작업용 공기(SA : Service Air)를 이용하여 호흡공기공급작업을 하고 있으며, 작업자가 흡입시 이물질 및 수분, 악취로 인한 공기 질에 대한 불만이 증가하여 공기질 개선 필요성이 대두되었다. 작업자가 만족할 수 있는 양질의 공기를 공급하기 위해 금속소결필터를 이용한 공기정화장치를 개발하였고, 정화전·후 공기시료를 분석하여 공기정화공급장치를 통해 공급된 공기가 작업자에게 적합하다는 결론을 얻었다.
또한 사용된 금속소결필터에 포집된 이물질은 역세정을 통하여 반영구적으로 사용할 수 있음을 확인하여 일회성, 소모성 필터 사용을 줄이므로 방사성폐기물을 저감할 수 있으며, Portable 형태로 이동이 용이하여 협소한 구역의 고방사선(능) 작업 및 분진이 발생되는 폐기물처리 작업에 사용이 가능하여 작업효율 향상 및 환경개선에 기여할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] 환경부, 실내공기 유지 및 권고기준, 2008
[2] 소방정책본부, 호흡방호장비 안전관리에 관한 기준, 2006

TSIL 이온성액체 [A336][TS]의 합성 및 특성분석

양한범*, 이일희, 김광욱, 양희철, 이근영, 정동용
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 3세대 청정 용매로 크게 각광을 받고 있는 이온성 액체를 활용하여 핵연료 주기에서 발생하는 다양한 방사성폐기물을 처리하는 친환경기술을 개발하고자 한다. 본 연구에서는 목적지향성 이온성 액체(TSIL)인 [A336][TS]의 합성 및 특성분석에 대하여 연구하였다.

2. 본론

2.1 시약

Aliquat 336과 Thiosalicylic acid (Aldrich, Co.), NaOH(Merck)를 사용하였다.

2.2 목적지향성 이온성액체, [A336][TS] 합성

본 연구에서는 long chain quarternary ammonium의 Aliquat 336(=A 336)을 기반으로 한 counter anion으로 thiosalicylate를 가진 목적 지향성 이온성 액체인 [A336][TS]를 합성하였다. 합성은 참고문헌([1]-[2])에 제시된 방법에 의거하여 동일한 방법으로 Fig. 1과 같이 NaOH 용액에서 Aliquat 336과 thiosalicylic acid(TS)를 반응시키는 방법을 사용하였다.

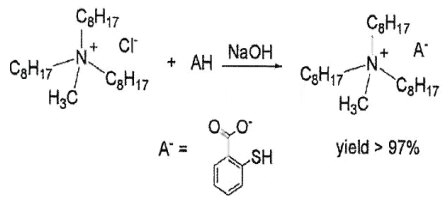


Fig. 1. Synthesis of tricaprylmethylammonium based ionic liquid.

3. 결과 및 논의

합성된 생성물인 [A336][TS]에 대한 검증을 위하여 FTIR, ^{1}H-proton NMR 그리고 ESI-MS를 측정하여 검증 분석하였다. 확인을 ESI-MS (positive ion mode Electro spray Ionization - Mass Spectrometry)로 합성된 [A336][TS]중에서 TS 성분을 Liquid Chromatography(LC)로 분리한 후 m/z=153에서 단일 피크인 TS 음이온 성분을 확인하였다. ^{1}H-proton NMR 스펙트럼에서는 6.68-7.87 영역에서 나타나는 thiosalicylate 음이온의 방향족 수소원자에 의한 피크를 확인하였다. FTIR 스펙트럼에서는 Aliquat 336, Thiosalicylic acid, 합성 생성물, [A336][TS]에 대해 측정하여 상호 비교하였다. 2500 cm^{-1}에서 나타나는 thiol기에 대한 피크는 측정되지 않았다.

3.1 ESI-MS 분석

[A336][TS] 생성물중 TS 성분을 LC로 분석

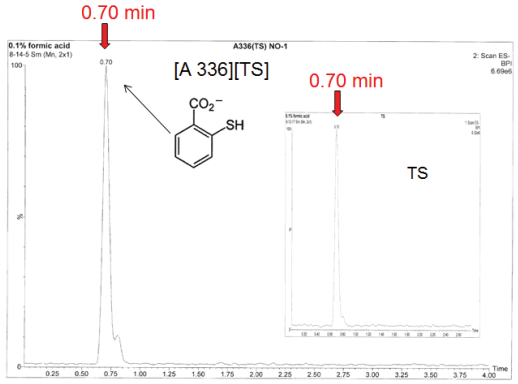


Fig. 2. TS separation [A336][TS] using LC.

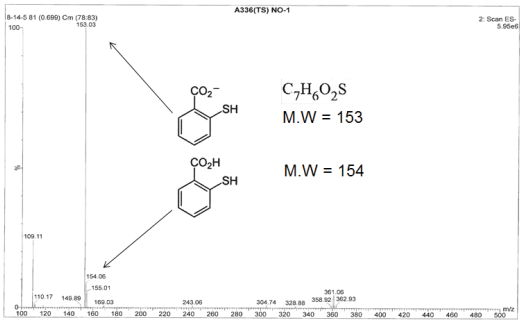


Fig. 3. Mass spectrum of TS in [A336][TS].

3.2 ^{1}H-NMR, FTIR 분석

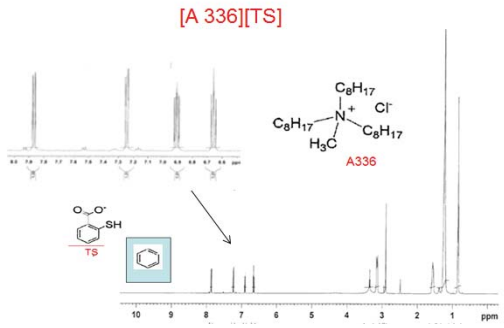


Fig. 4. ^{1}H NMR spectrum of [A336][TS].

3.3 FTIR 분석

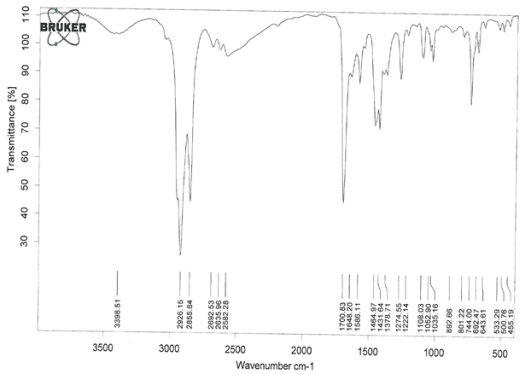


Fig. 5. FTIR spectrum of [A336][TS].

4. 결론

목적지향성 이온성 액체, [A336][TS] 합성하고 및 ESI-MS, ^{1}H-NMR, FTIR 분석을 통하여 최종 생성물인 [A336][TS] 합성이 실험목적에 맞게 합성된 것을 확인하였으며, 향후 우라늄을 비롯한 악틴족 원소들의 금속이온 추출과 분광학적 연구를 수행할 계획이다.

5. 참고문헌

[1] D. Kogelnig, A. Stojanovic, M. Galanski, M. Groessl, F. Jirsa, R. Krachler, B. K. Keppler, Tetrahedron Letters, 49, pp. 2782-2785, 2008

[2] M. Srncik, D. Kogelnig, A. Stojanovic, W. Korner, R. Krachler, G. Wallner, Applied Radiation and Isotopes, 67, pp. 2146-2149, 2009

정삼투압용 분리막 특성에 따른 붕산폐액내 붕산분리 성능 연구

최혜민*, 황두성, 이근우
한국원자력원구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chm2005@kaeri.re.kr

1. 서론

붕산 폐액 내 붕산농도가 폐액 발생기의 농축 한계 물질로 작용하여 고체폐기물의 양을 증대시키는 요인이 된다. 따라서 붕산의 분리를 통해 방사성 폐기물의 양을 줄일 수 있다. 정삼투압 분리공정은 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[1].

본 연구에서는 셀루로오즈 트리아세테이트 정삼투막(CTA-NW, CTA-ES)의 구조 특성을 조사하고, 분리막 종류 및 투과층 특성에 따라 용액의 삼투압 및 pH 등의 인자에 대한 붕산분리 성능을 고찰하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

사용된 막은 HTI(Hydrowell Filter System)사의 CTA-NW와 CTA-ES이다. 용액 제조에 사용된 시약으로는 Sodium chloride(NaCl, 99.5%), Boric acid (H_3BO_3, 99.5%)이며, 용액의 pH 측정을 위해서 Orion 3 Star Plus pH meter를 사용하였다. 또한 붕소 분석을 위한 분석 장치로 유도결합플라즈마방출분광기(Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry, OPTIMA 7300 DV)를 사용하였다. 그리고 사용된 막의 SEM 이미지 분석을 위해 주사전자현미경(Scanning Electron microscope, SEM 5200)을 사용하였다.

실험은 막의 활성층과 지지체층을 각각 공급액 방향으로 번갈아 장착하여 30 분간 용액을 순환시켜 공급용액의 무게 감량을 전자저울로 측정하여 물 및 붕소 플럭스를 도출하였다.

2.2 실험결과

사용된 정삼투막의 SEM 이미지 분석 결과를 Fig. 1과 Fig. 2에 수록하였다. Fig. 1의 CTA-NW는 부직포를 지지체로 사용한 전형적인박막 복합막 구조이며, Fig. 2의 CTA-ES는 폴리에스터메쉬를 지지체로 사용하며 높은 물 플럭스로 인해 정삼투연구에 많이 사용된다.

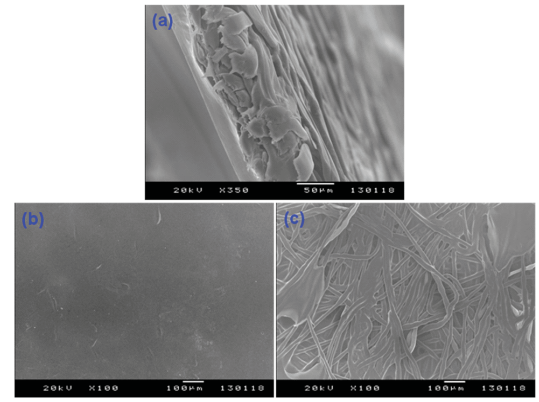


Fig. 1. SEM image of the HTI OsMemTM CTA-NW FO membrane. (a) Cross-section (b) Front active surface, (c) Back support surface.

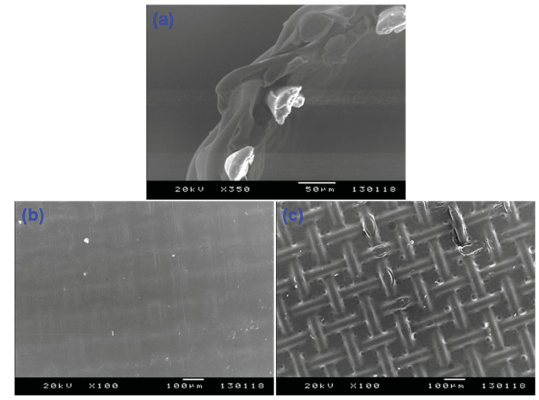


Fig. 2. SEM image of the HTI OsMemTM CTA-ES FO membrane. (a) Cross-section (b) Front active surface, (c) Back support surface.

삼투압 변화에 따른 물의 플럭스를 측정하여

Fig. 3에 수록하였다. CTA-NW와 CTA-ES막을 사용하였으며 유도용질로는 NaCl을 사용했다. 분리막 종류 및 투과층 특성에 관계없이 삼투압 증가에 따라 물의 플럭스가 증가하며, 전체적인 플럭스는 NW막 보다는 ES막이 크고 공급액 투과층이 막활성층 보다는 지지체층인 경우가 크게 나타났다.

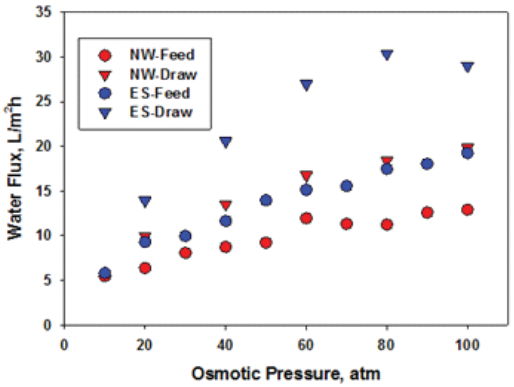


Fig. 3. Effect of osmotic pressure in the feed and draw solution on water flux.

pH 변화에 따른 CTA-NW와 CTA-ES막의 물 및 붕산의 플럭스를 Fig. 4와 Fig. 5에 수록하였다. 300 ppm의 붕소 용액을 제조하여 사용했으며, 40, 80 atm의 NaCl 용액을 사용하였다. pH 에 관계없이 물의 플럭스는 일정한 경향을 나타내었으며, pH 7 부터는 붕소의 플럭스는 감소하는 경향을 보였다.

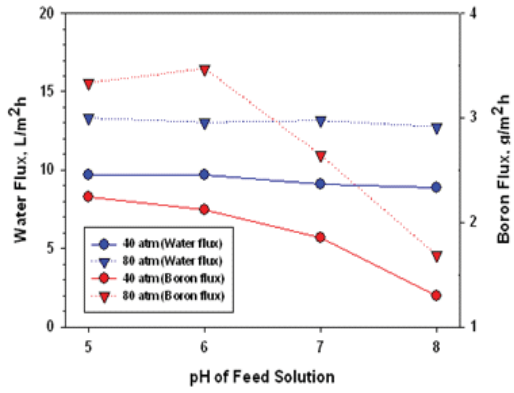


Fig. 4. Water and boron flux behavior as a pH of feed solution through the ALFF orientation of the CTA-NW membrane.

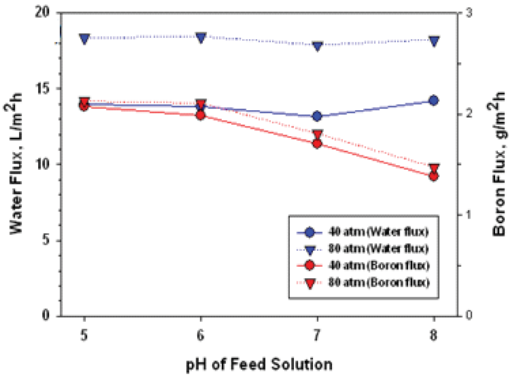


Fig. 5. Water and boron flux behavior as a pH of feed solution through the ALFF orientation of the CTA-ES membrane.

3. 결론

CTA-NW막보다 CTA-ES막의 플럭스가 크고 공급액 투과층이 막활성층 보다는 지지체층인 경우의 플럭스가 크게 나타났다. 이처럼 막활성층의 플럭스가 큰 원인은 지지체층과 비교하여 막활성층의 실질적인 삼투압인 추진력(effective osmotic driving force)이 급격히 감소한 것으로 판단된다. 또한 붕산의 플럭스는 CTA-NW막과 CTA-ES막 모두 pH 7부터 감소하나, 분리능의 측면에서 CTA-ES막이 다소 낮게 나타난 것으로 평가되어 붕산 폐액 처리 공정에 대한 분리막의 선정시에는 플럭스와 분리능의 양 측면에서 적절한 고려가 필요할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구입니다. (원자력연구개발사업, NRF-2012M2A8A1030164)

5. 참고문헌

[1] T.Y. Cath, A.E. Childress, M. Elimelech, Forward osmosis: principles applications, and recent developments, Journal of Membrane Science, 281, pp. 70-87 (2006)

질량분석 및 감마선분광분석을 이용한 폐피복관 중 우라늄, 플루토늄 및 핵분열생성물 정량

김정석*, 전영신, 박양순, 박재일, 김영복, 박용준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*njskim1@kari.re.kr

1. 서론

폐피복관 중에는 중성자에 의한 구성원소와 불순물의 방사화에 의하여 여러 방사화생성물과 핵분열생성물 및 악티늄족원소를 함유하고 있다. 또한 PCI에 의하여 피복관 내부에 핵분열생성물 및 악티늄족원소가 침투하여 잔류한다. 핵연료공정 중의 오염이나 침전물 등에 의한 폐피복관내 잔류물은 산을 이용한 환류법으로 제염이 가능하나 폐피복관 내면 산화층에 침투된 핵분열생성물 및 악티늄족원소의 제염은 불충분하다. 이러한 침투 핵분열생성물과 악티늄족원소가 잔류하면 처리공정없이 중저준위폐기물로서 처분이 불가능하다. 따라서 폐피복관의 독성 저감화, 재활용 및 폐기물의 감량화 등과 관련하여 폐피복관 내면으로의 침투거동과 함유량 측정은 매우 중요하다. 지르코늄합금 폐피복관 제염을 위하여 Meservey 타입 시약 등이 이용되었으며[1], 시료를 용해하기 위하여 질산-플루오르화수소 혼산 등이 이용되었다[2,3]. 플루오르화수소산 사용은 지르코늄합금을 효과적으로 용해할 수 있으나 유리용기의 부식으로부터 생성되는 실리카가 화학분석을 위한 시료 전처리 및 분리를 방해하므로 효과적인 조건설정이 중요하다.

본 연구에서는 탈피복한 폐피복관의 표면 및 내부에 잔류하는 우라늄과 플루토늄 및 성분 동위원소, 핵분열생성물을 정량하는 방법을 개발하고자 하였다. PWR 사용후핵연료봉을 탈피복한 후 폐피복관 일정부위를 소량 절단하여 본 연구의 시료로 이용하였다. 폐피복관시료 2개, H-1(저연소핵연료 피복관) 및 H-2(고연소핵연료 피복관)를 준비하여 먼저 질산환류법으로 세척하고 각각의 용액을 수집하여 세척용액(W)을 준비하였다. 이어 2단계 혼산용해법(2M HF 및 aqua regia)으로 폐피복관시료를 분해하고 각각의 용액을 수집하여 용해용액(D)을 준비하였다. 세척용액 및 용해용액 일정량을 취하여 감마선분광분석법으로 용액 중의 핵분열생성물(^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{154}Eu, ^{155}Eu 등)을 정량하였다. 또한 세척용액 및 용해용액 일정량을 취하여 전처리 및 화학적 분리과정을 거쳐 우라늄과 플루토늄을 순수하게 분리하고 동위원소희석 질량분석(IDMS) 기술을 이용하여 각 시료 중의 U과 Pu 총량 및 성분동위원소(^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu 및 ^{242}Pu)들을 정량하고 동위원소분포를 검토하였다.

2. 실험 및 결과

2.1 시료 전처리 및 화학적 분리

화학핫셀로 반입된 폐피복관시료는 Fig. 1의 과정에 따라 시료전처리 및 화학적 분리를 한 후 분석을 수행하였다.

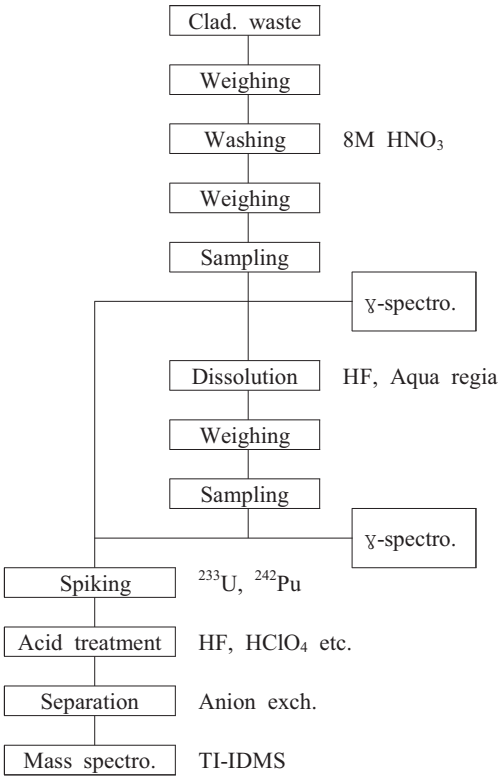


Fig. 1. Analytical processes for the determination of U, Pu and fission products in a cladding waste.

2.2 시료 중 핵분열생성물 정량

2종의 폐피복관시료로부터 준비된 세척용액(W) 및 용해용액(D) 일정량을 취하여 감마선분광분석을 수행한 결과, 7종의 주요핵종이 검출되었으며, H-2(D) 중에 함유된 핵종의 측정방사능이 H-1(D)와 바교하여 높은 것으로 나타났다(Table 1).

Table 1. Distribution of radionuclides in the washed and dissolved solutions of cladding waste samples

Nucl.	Activity (Bq/g-sample)	
	H-1(W)	H-1(D)
^{134}Cs	$6.46\times10^{4}\pm1.92\times10^{3}$	$3.06\times10^{4}\pm1.16\times10^{3}$
^{60}Co	$< 1.23\times10^{3}$	$1.63\times10^{5}\pm1.84\times10^{3}$
^{137}Cs	$9.10\times10^{6}\pm1.94\times10^{4}$	$1.12\times10^{7}\pm1.98\times10^{4}$
^{154}Eu	$1.88\times10^{5}\pm5.84\times10^{3}$	$2.12\times10^{5}\pm6.29\times10^{3}$
^{155}Eu	$3.67\times10^{4}\pm3.49\times10^{3}$	$3.45\times10^{4}\pm3.48\times10^{3}$
^{125}Sb	$< 1.81\times10^{4}$	$8.87\times10^{5}\pm1.32\times10^{4}$
^{95}Zr	$1.99\times10^{4}\pm3.91\times10^{3}$	$2.07\times10^{4}\pm4.55\times10^{3}$
Nucl.	H-2(W)	H-2(D)
^{134}Cs	$4.63\times10^{6}\pm1.68\times10^{4}$	$1.55\times10^{6}\pm8.18\times10^{3}$
^{60}Co	$2.63\times10^{5}\pm4.91\times10^{3}$	$3.26\times10^{5}\pm5.47\times10^{3}$
^{137}Cs	$1.04\times10^{8}\pm9.03\times10^{4}$	$3.40\times10^{7}\pm3.83\times10^{4}$
^{154}Eu	$3.91\times10^{6}\pm4.45\times10^{4}$	$1.25\times10^{6}\pm1.70\times10^{4}$
^{155}Eu	$1.12\times10^{6}\pm1.46\times10^{4}$	$3.40\times10^{5}\pm8.96\times10^{3}$
^{125}Sb	$4.39\times10^{6}\pm1.18\times10^{5}$	$4.74\times10^{6}\pm3.64\times10^{4}$
^{95}Zr	$3.08\times10^{5}\pm1.01\times10^{4}$	$1.08\times10^{5}\pm1.06\times10^{4}$

2.3 U, Pu 동위원소 정량 및 분포측정

화학적 분리과정에 의하여 스파이크 첨가 및 미첨가 세척용액(W) 및 용해용액(D) 시료로부터 수집한 우라늄과 플루토늄 용액은 농축 후 질량분석실로 옮겨 각 원소의 동위원소비를 측정하였다. 각 원소의 동위원소조성을 산출하고 동위원소희석 질량분석법으로 각 시료에 함유된 우라늄과 플루토늄 총량 및 성분동위원소들을 정량하였다. H-2(D) 중에 함유된 플루토늄 양은 H-1(D)와 비교하여 높게 나타났으며(Table 2), H-2(W)와 H-2(D)에 대한 주요 동위원소비(^{239}Pu/^{240}Pu 등) 측정결과는 H-1(W)와 H-1(D)에 대한 결과와 비교하여 상당히 비슷한 값을 보였다(Table 3).

Table 2. Determination of Pu isotopes in the washed and dissolved solutions of cladding waste samples

Isoto.	Pu(μg/g-sample)			
	H-1(W)	H-1(D)	H-2(W)	H-2(D)
^{238}Pu	0.09	0.01	4.40	0.08
^{239}Pu	4.40	0.17	113.35	1.78
^{240}Pu	1.64	0.08	49.70	0.78
^{241}Pu	0.48	0.02	22.34	0.36
^{242}Pu	0.50	0.02	24.91	0.40
Total	7.1±1.0	0.3±0.03	214.7±21	3.4±0.5

3. 결론

질산환류법에 의한 세척 및 혼산을 이용한 용해법을 이용할 경우 폐피복관시료의 표면 및 침투 방사성핵종 및 악티늄족원소를 전량 탈착시킬 수 있으며 이로 기초로 폐피복관시료 분석이 가능하다. 고연소 및 저연소 핵연료 피복관은 핵종의 침투거동 및 동위원소분포에 있어서 다른 특성을 나타낸다. 본 연구결과의 분리도해를 보완하고 다른 분석기술(알파선 분광분석, 액체섬광계수 및 이온크로마토그래피 등)을 응용할 경우 폐피복관 중에 함유된 여러 다른 원소와 핵종들의 분석이 가능하며 핵연료의 조사거동 및 폐피복관 처리기술과 관련된 많은 정보를 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] I. L. Jenkins and P. E. Brown, Radiochim. Acta, Vol. 36, pp. 25-30, 1984

[2] J. S. Kim et al., Nucl. Eng. Technol., Vol. 38, No. 3, pp. 301-310, 2006

[3] K. L. Ramakumar et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Art., Vol. 158, No. 1, pp. 13-21, 1992

Table 3. Isotopic ratios of U, Pu and some fission products in the washed and dissolved solutions of cladding waste samples

Sample	^{235}U/^{236}U*	^{235}U/^{238}U*	^{239}Pu/^{240}Pu*	^{239}Pu/^{242}Pu*	^{134}Cs/^{137}Cs^{+}	^{155}Eu/^{154}Eu^{+}
H-1(W)	1.882	0.010	2.702	8.903	0.007	0.196
H-1(D)	1.328	0.008	2.230	7.293	0.003	0.162
H-2(W)	0.985	0.007	2.290	4.608	0.045	0.286
H-2(D)	1.039	0.007	2.273	4.499	0.046	0.271

* : atom ratio, + : activity ratio

초고압(UHP: Ultra High Pressure) water jet 금속제염장치 개발

안승건[1*], 최영구[1], 김대환[1], 김동훈[2], 김석기[2]
[1]선광원자력안전(주), 서울특별시 구로구 공원로 3, 2003
[2]한국수력원자력(주), 서울특별시 강남구 영동대로 520
[*]nirvanabuda77@hotmail.com

1. 서론

국내 원자력발전소의 계속운전에 따른 기기교체 및 발전운전을 통하여 금속방사성폐기물이 지속적으로 발생되고 있다.

또한 향후 원전 폐로/해체 시 호기당 약 5만 톤의 금속폐기물이 발생될 것으로 예상되며, 원자력발전소 계획예방정비 시 처리/처분이 용이하지 않은 대형금속폐기물(압력관, CCW, S/G, 원자로헤드)이 발생되고 있는 실정이다.

다수 호기의 원전에서 발생되는 중저준위 금속방사성폐기물은 영구처분비용의 증가로 원전 운영사업자에게 큰 부담으로 작용되고 있으며, 금속방사성폐기물의 자원 재활용과 저장/처분 공간의 문제점을 해결하기 위한 방법으로 원전현장에서는 금속 표면의 방사성물질을 제거하여 일반폐기물로 처리한 후 재활용하고 있다. 이를 위하여 초음파제염, 전해제염과 같은 기술이 원전에 사용/적용 되었지만, 기름/페인트도포, 굴곡(형태)을 지닌 대상에 대한 제염효과가 미비하고, 처리가 용이하지 못한 2차폐기물의 발생과 같은 문제점이 발생되어 활용도가 미비한 상태이다.

따라서 현재 원전에서는 그라인딩, 문지름과 같은 수작업을 통하여 금속제염을 수행하고 있으며, 수작업을 통한 제염방법은 자체처분 조건 이하의 제염이 어렵고, 작업자의 피폭 발생 및 작업 효율이 떨어지는 등의 문제를 지니고 있다.

다양한 오염이력을 갖는 금속방사성폐기물의 처리를 위해서는 현장 활용성이 높고 사용이 간편한 제염기술의 개발되어야 하며, 제염에 따른 2차폐기물 처리에 대한 부담도 최소화 시킬 수 있는 제염기술의 개발이 되어야 할 것이다.

2. 본론

2.1 UHP Water Jet

UHP(Ultra High pressure) Water Jet 기술은 고압펌프 및 오리피스를 통해 발생된 40,000 ~ 60,000 psi의 고압수를 사용하는 기술로서, 피대상물의 절단 또는 세정에 널리 사용되고 있다. 특히 세정기술의 경우에는 별도의 연마재를 사용하지 않고, 도장면의 제거, 녹(산화막) 제거, 유기성오염물질(그리스, 오일) 제거 등의 표면처리에 적용되고 있으며, 표면오염물질을 제거함에 있어 물만을 사용하기 때문에 연마재의 회수 및 처리비용이 추가로 발생되지 않아 Grit Blasting에 비하여 운영비용이 저렴하다.[1]



Fig. 1. UHP Water Jet Cleaning in Industrial Applications.

또한 Grit가 접근할 수 없는 미세한 틈, 균열까지도 제염이 가능하며 원격조작이 용이하여 분사노즐을 여러 방향으로 회전시켜 제염하기 어려운 부분까지 쉽게 제염할 수 있는 장점이 있다.

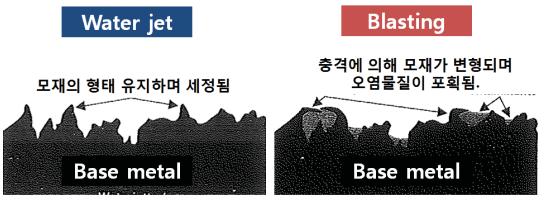


Fig. 2. Comparison Water Jet with Blasting.

2.2 제염장치의 구성

제염장치는 크게 고압펌프, 제염부스 및 자동제어부로로 나뉠 수 있으며 세부사항은 Table 1과 같다.

최대 40,000 psi의 압력을 발생시킬 수 있는 고압펌프를 적용하였으며, 펌프 구동을 위하여 150 HP의 전기모터를 펌프 구동장치로 적용하였다. 분사노즐의 경우 제염대상물의 표면에 잔존하는 방사능물질, 도장면, 유기성오염물질을 제거하기

위하여 Water Driven Rotary Nozzle을 적용하였으며, 넓은 면적에 대하여 제염이 용이하도록 구성하였다.

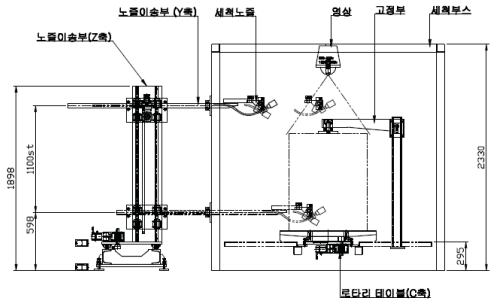


Fig. 3. Concept drawing of UHP decontamination device.

분사노즐을 XYZ Table에 장착되어 3D구동이 가능하며, 노즐부는 상하좌우 ±30° 각도조절 및 충돌방지 센서에 의해 원활한 제염이 수행되도록 구성하였다.

Table 1. Specification of UHP Decontamination Device

NO	ITEM	NOTE
1	high pressure pump	design pressure : 40,000 psi flow rate : 23 ℓ/min electric motor : 150 HP
2	chamber	ventilation system drainage system automatic 2D vision recognition rotating table (step drive : 0~ 360°) 3D automatic & manual jet nozzle
3	control system	patten recognition(2D cross section)

분사챔버에는 연무제거 후 회수를 위하여 별도의 집진설비를 적용하였으며, 제염 후 박리되는 이물질에 대하여 제거가 용이하도록 탈부착이 가능한 금속필터를 적용하였다.

2.3 향후 계획

UHP Water Jet 제염장비는 현재 제작 중에 있으며, 제작 완료 후, 월성원자력본부 제1발전소에 현장 설치 되어 성능시험을 수행할 예정이다.

3. 결론

가동 중인 원자력발전소에 저장되어 있는 금속방사성폐기물의 원활한 제염을 위하여 최대 40,000psi의 압력으로 분사가 가능한 UHP 제염설비가 제작 중에 있다.

UHP 제염장치가 개발될 경우, 현재 원자력발전소에서 수제염에 의해 필연적으로 발생되는 불필요한 작업자의 피폭이 예방될 수 있을 것이며, 제염대상물의 형태 및 오염특성(유기성오염물질, 부식, 산화막)에 따라 제염이 불가하여 저장 중에 있는 금속방사성폐기물에 대한 제염이 가능할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 유체기계저널, Journal of fluid machinery, Vol. 8 no.1=no.28, pp 86-92, 2005

코발트 원격 치료기 선원폐기를 위한 특별운반에 따른 고찰

고상기*, 인준환, 곽태훈, 김현도
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*skko@hanilnuclear.co.kr

1. 서론

과거 국내 대형 의료기관에서 암치료용으로 사용했던 코발트 원격치료기는 의료산업의 발전으로 방사선발생장치인 선형가속기(LINAC), 토모테라피 및 양성자치료기 등이 도입되면서 사향의료산업이 되었다. 최초 이를 개발, 판매 했던 외국계 회사들은 문을 닫거나 다른 업종으로 전환하여 코발트치료기의 방사선원 교체 및 폐기 업무가 원활히 이뤄지고 있지 않고, 특히 폐기물 운반문제는 더욱 어려운 실정이다. 코발트 원격치료기는 최초 구입시 방사능량이 5,000Ci 이상 되는 고준위 방사성물질로서 운반 시 각별히 유의해야 되므로 B형 운반물로 설계승인을 받은 B(U)운반용기로 운반을 해야 한다. 최초 코발트 치료기를 설치한 때에는 치료기 제작사가 B(U)형 운반용기를 통해 국내에 의료기관으로 운반, 설치하였다. 그러나 해당 제작사가 문을 닫고 이를 운반할 수 있는 B(U)형 운반용기는 유효기간(5년)의 지났거나 장기간 방치되어 B(U)형 운반용기로서의 기능을 수행하지 못해 각 의료기관에서는 사용이 중단된 코발트 치료기를 폐기할 수 있는 방안이 마땅치 않았다.

2. 본론

코발트 치료기는 도입시 선원과 헤드가 따로 들여와서 전문기술자와 장입기구(Tool)를 통해 치료기 헤드에 장전하는 방법으로 설치가 되었는데 설치와는 반대로 이 선원을 폐기하고자 하니 국내에는 이를 다룰 수 있는 기술자와 Tool이 없으며, 원자력연구원에 있는 핫셀작업을 통해 선원을 인출하여 폐기하고자 하더라도 핫셀까지 운반하기 위해서는 헤드를 운반 할 수 있는 설계승인을 받은 B(U)형운반용기가 필요하다. 선원을 인출한다 하더라고 폐기함에 장전하고 운반해야 하나, 폐기함은 운반용기로서의 기능을 할 수 없으므로 운반이 불가한 실정이다. 따라서 치료기에서 선원을 인출하여 폐기함에 장전하여 운반폐기 하는 것은 실행 불가능하다고 볼 수 있다. 그렇다면 치료기 헤드를 장입할 수 있는 운반용기가 필요한데 B(U)형 운반용기의 기준설계는 원자력안전위원회 고시, 미국 10CFR 및 국제원자력기구의 방사성물질 안전운반에 관한 규정에 있는 조건들을 만족할 때 운반용기로서의 설계승인을 득할수 있다. 그러나 B(U)형 운반용기를 제작하기 위해 필요한 비용과 제작시간을 알아볼 필요가 있다. 과거 한수원(주)에서 IP-2형 운반용기를 설계하는데 1년이상, 3억원 정도의 비용이 들었다고 하니 B(U)형 운반용기는 더 할 것으로 생각된다. 따라서 이런 폐기를 원하는 원자력관계사업자에게 경제적 부담이 너무 크기 때문에 폐기하지 못해 장기간 조사실 및 저장실에 보관하므로 규제기관 지시(“자체보관 밀봉폐기선원 관련 조치 사항 통보”,“밀봉폐기선원 처리 적정성 강구”)를 이행하는데 어려움이 있었다. 또한 운반폐기 전문기관(업무대행기관)의 폐기 사업목적으로 이를 제작한다고 하더라도 조사기 헤드가 각 제작사 마다 다르므로 일회성운반용기로 사용될 가능성이 있고 제작비 이외에 기타 보관비용이 많이 소요되고 5년마다 재 갱신을 해야 하는 부담으로 경제적으로 효용가치가 없을 것으로 판단하여 이를 제작하는 업체가 없는 실정이다. 그러므로 선원이 들어있는 치료기 헤드 자체를 특별운반승인을 통해 폐기하는 방법 밖에는 없는 실정이다.



Fig. 1. In 1988 French authorities B(U) Type-approved shipping container vessel (left). Produced by HanilNuclear one shipping container, special purpose of carrying authorization (right).

이러한 문제로 인하여 20여년전 프랑스에서 제작된 B(U)형 운반용기를 이용하여 과거 부산 메리놀병원, 한양대학교병원, 영남대병원 및 경희대학교의료원등의 코발트 원격치료기 헤드를 운반하였으나 설계승인의 유효기간이 경과하여 사용

할 수 없게 되었다.

이 용기를 참조하여 한일원자력(주)에서 운반용기(HN-***)를 특별승인용으로 제작하여 승인을 받아 2008년 한국원자력의학원, 2010년 국군수도병원, 2013년도 국립중앙의료원의 코발트 치료기 헤드를 폐기하여 의료기관의 고준위 방사능 선원을 운반, 폐기 문제를 해결하였다. 운반용기 크기는 치료기헤드가 들어갈 수 있는 크기로 제작되었고 재질은 안쪽으로부터 목재(5 cm), 합판(6 cm), 탄소강판(0.5 cm)으로 내부의 충격에 완충을 줄 수 있는 목재를 사용하였다. 본체 및 덮개의 각 모서리는 탄소강판(0.5 cm)으로 틀을 구성하여 견고하게 하였고 24개의 볼트와 너트를 이용하여 본체 및 덮개를 체결하수 있도록 하였으며 덮개에는 4개의 인양고리를 장착하였다. Co-60 선원이 내장된 치료기 헤드는 텅스텐 또는 납으로 차폐되어 있고 추가적으로 방사선 조사빔 포트 방향과 그 주변 틈새를 용접하여 추가 차폐 및 밀폐를 통해 선원을 격리함으로써 방사선원의 외부로 누출되는 것을 차단하였으며, 헤드의 휠 샤프트 또는 가이드봉을 용접 또는 경첩으로 고정하여 운반도중 조사빔 포트가 개방되는 것을 방지하였다. 외부 방사선량은 아주 미약하므로 특별승인용 운반용기 제작 시 방사선차폐에 대한 설계보다 안전성과 내구성 그리고 내용물이 흔들리지 않도록 완충제를 삽입하는데 관점을 두었다.



Fig. 2. In 1988 French authorities B(U) Type-approved shipping container vessel (left). Produced by HanilNuclear one shipping container, special purpose of carrying authorization (right).

운반용기(HN-***)는 운반하는 것이 매우 곤란한 경우로 안전을 위하여 필요한 조치가 되어 있고 안전에 지장이 없다고 인정된 것으로 앞서 언급하였던바와 같이 안전성, 내구성, 완충효과와 선원탈락 및 운반 중 사고대비에 안전의 중점을 두었다. 특별운반용기 제작은 원자력안전위원회 고시 제2012-49호 “방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정” 제26조 제1호부터 제3호까지의 규정에 따른 기준으로 제작하였지만 법적요건을 완전히 충족시킬 수 없었다. 경제적, 사회적, 기술적인 이유로 특별운반승인을 통한 운반을 수행할 수밖에 없을 경우 특별운반의 주요 관점을 운반 중 일어날 수 있는 교통사고, 예상되는 전복, 화재사고에 대한 안전성 확보에 있다고 보았다. 안전운전을 위해 운반경로를 사전 답사하여 경로 및 시간을 점검하고, 경찰서 및 소방서 등의 관계기관과 연락체계를 구축, 선두에 안전장구를 비치한 호송차량을 배치하고, 차량에 경광등 점등을 통해 일반차량과 구분하여 접근을 제한함으로서 교통사고 안전에 중점을 두어야 한다. 또한 운행속도를 90%이하로 제한하고 사전점검을 통해 차량의 상태를 최적으로 유지하며 방사선 관련 지식과 경험이 풍부한 자를 지정하여 운반책임자로 지정하고 운전경험이 많은 전용운송업자를 운반종사자로 지정하여 운반하도록 하여 운반 중 일어날 수 있는 사고를 미연에 방지 및 신속한 조치를 이룰 수 있도록 조치하는 것이 주요 관점이라고 생각한다.

현재 코발트치료기를 폐기하지 못한 몇몇 의료기관도 있지만 대전 한국원자력연구원 내 한국원자력환경공단 저장창고에 임시 저장된 B(U)형 방사성폐기물들을 추후 한국원자력환경공단으로 운반해야하는데 이 많은 폐기물에 맞춰 B(U)형 운반용기를 제작하여야 함은 운반용기 제작에 관한 큰 숙제로 남아있다.

3. 결론

B(U)형 운반용기를 설계승인을 득하고 운반해야하는 것은 당연하나 저자는 특별승인 운반을 통해 운반행위를 수행함에 있어 무엇에 중요한 관점을 두고 운반행위를 해야 하는가를 생각하면서 앞에 언급한 이유로 부득이 특별운반승인 통해 운반해야하는 경우 일어날 수 있는 운반차량 사고, 선원이탈 사고 등에 관심을 두고 사전 계획수립 후 운반해야하는 것이 더 중요하다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시 제2012-49호
[2] 원자력안전위원회 고시 제2012-61호
[3] “방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙”, 원자력안전위원회, 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

크라운에테르계 추출제와 이미다졸륨계 이온성 액체를 이용한 세슘과 스트론튬 추출 연구

권수민*, 양다솜, 박연진, 오원진, 최상준
경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
*sumin.kwon@knu.ac.kr

1. 서론

이온성 액체는 양이온과 음이온의 이온결합으로 이루어진 물질로써 100℃이하에서 액체로 존재하며 고온에서도 안정적이며 증기압이 0에 가깝다.[1] 이러한 이온성 액체는 금속이온을 추출하는 공정에서 추출상으로 이용되는데, 이온성 액체의 금속이온에 대한 친밀도(affinity)가 수용액보다 낮기 때문에 추출상에 추출제나 리간드를 첨가하여 추출공정에 이용한다.[2] 본 연구에서는 크라운에테르계 추출제와 이온성 액체를 이용하여 세슘과 스트론튬의 추출에 대한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 이온성 액체는 imidazolium 계 양이온을 사용하였으며, 그 종류는 1-butyl-3-methylimidazolium hexafluorophosphate [C_4mim][PF_6], 1-ethyl-3-methylimidazolium bis(trifluoro methylsufonyl)imide[C_2mim][Tf_2N], 1-butyl-3-methylimidazolium bis(trifluoromethylsufonyl)imide [C_4mim][Tf_2N] (C-TRI Co. Ltd, Korea)이다. 적용된 추출제는 dicyclohexyl-18-crown-6(DCH18C6) (Alfa Aesar, UK), dibenzo-21-crown-7 (DB21C7), dibenzo-24-crown - 8(DB24C8)(Sigma Aldrich Co. USA)이다.

세슘과 스트론튬의 추출을 위해 회분식 추출실험을 수행하였다. 0.1 M의 추출제를 녹인 1 mL의 이온성 액체에 10 mL의 세슘 또는 스트론튬 용액을 투입하였다. 방사성 모의 폐액은 $CsNO_3$ (99%, Aldrich Chemical) 또는 $Sr(NO_3)_2$(99%, Sigma-Aldrich Chemical)을 이용하여 제조하였으며 농도는 1 mM (132.9 ppm Cs, 87.6 ppm Sr)로 하였다. 추출실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 2 시간 동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 10 분 동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 ㎛ 실린지 필터(Whatman, nylon nitrate membrane filter, ∅=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세슘과 스트론튬의 농도를 유도결합 플라즈마 발광분광계(ICP-OES, Optima 2100 DV, Perkin Elmer)와 유도결합 플라즈마 질량분석기(ICP- MS, Nexon 300X, PerkinElmer)로 분석하였다.

제거율(R, %)은 초기 금속(세슘 또는 스트론튬) 농도에서 제거된 금속이온 농도의 백분율이며, 추출효율(extraction efficiency, D_M)은 다음과 같으며 여기서 C_i(mg/L)와 C_f(mg/L)는 수용액상의 초기와 최종 농도이다.[3]

$$D_M = \frac{(C_i - C_f)}{C_f} * \frac{volume\ of\ aqueous\ phase}{volume\ of\ IL\ phase} \quad (1)$$

2.2 결과

추출제인 DCH18C6, DB21C7, DB24C8을 포함하는 [C_4mim][PF_6], [C_2mim][Tf_2N], [C_4mim][Tf_2N] 이온성 액체를 이용한 세슘과 스트론튬의 제거율과 추출효율을 Table 1에 나타내었다.

본 연구에서 사용한 추출제와 이온성 액체 중에서 DCH18C6은 [Tf_2N]을 음이온으로 가지는 두 종류의 이온성 액체를 이용하였을 때 가장 높은 세슘과 스트론튬에 대한 추출효율이 나타났다.

세슘의 이온크기와 환의 크기가 더 근접한 DB21C7을 포함하는 이온성 액체가 DB24C8보다 높은 세슘 추출효율을 나타냈으며 DB21C7과 DB24C8은 세슘에 대하여 다른 추출효율 순서를 나타냈다. DB21C7을 포함하는 이온성 액체에 대한 추출효율 순서는 [C_2mim][Tf_2N]>[C_4mim][Tf_2N]>[C_4mim][PF_6]로 이온성 액체의 양이온의 알킬기의 친수성과 음이온의 소수성이 클수록 증가하는 경향을 가지는 반면, DB24C8에서는 [C_4mim][PF_6]>[C_2mim][Tf_2N]>[C_4mim][Tf_2N]으로, 이온성 액체의 음이온의 소수성이 낮을 때 세슘에 대하여 가장 높은 추출효율을 가지는 것으로 나타났다.

Table 1. Extraction Results for $Cs^{+}$and Sr^{2+} in Ionic Liquids Containing DCH18C6, DB21C7 and DB24C8 (0.1M)

Extractants	Solvents	R_{Cs} (%)	D_{Cs}	R_{Sr} (%)	D_{Sr}
DCH 18C6D	[C_4mim][PF_6]	19	2	26	4
	[C_2mim][Tf_2N]	97	292	100	26346
	[C_4mim][Tf_2N]	91	97	100	2117
DB21C7	[C_4mim][PF_6]	58	14	nm[a]	nm[a]
	[C_2mim][Tf_2N]	88	73	1	<1
	[C_4mim][Tf_2N]	81	42	2	<1
DB24C8	[C_4mim][PF_6]	69	22	5	<1
	[C_2mim][Tf_2N]	44	8	nm[a]	nm[a]
	[C_4mim][Tf_2N]	16	2	nm[a]	nm[a]

nm[a]: not measured.

DB21C7과 DB24C8을 포함하는 [C_4mim][PF_6], [C_2mim] [Tf_2N], [C_4mim][Tf_2N] 모두에서 스트론튬에 대한 추출효율이 1 보다 작았지만, 세슘에 대해서는 상대적으로 높은 추출효율을 나타내었다. 이는 DB21C7과 DB24C8과 같은 dibenzo-substituted 크라운에테르계 추출제의 세슘에 대한 선택성을 보여준다.

DCH18C6, DB21C7, DB24C8을 포함하는 [C_4mim][PF_6], [C_2mim][Tf_2N], [C_4mim][Tf_2N]을 이용한 추출 시 스트론튬에 대한 세슘의 선택성을 Table 2에 나타내었다. 그 결과 DB21C7과 [C_2mim][Tf_2N]를 이용하였을 때 가장 높은 D_{Cs}/D_{Sr} 값이 나타났다.

Table 2. Selectivity Results of [C_4mim][PF_6], [C_2mim][Tf_2N], [C_4mim][Tf_2N] containing DCH18C6, DB21C7, DB24C8 (0.1M)

Extractants	Solvents	Distribution coefficient or selectivity ratio
		D_{Cs}/D_{Sr}
DCH18C6D	[C_4mim][PF_6]	<1
	[C_2mim][Tf_2N]	<1
	[C_4mim][Tf_2N]	<1
DB21C7	[C_4mim][PF_6]	-
	[C_2mim][Tf_2N]	562
	[C_4mim][Tf_2N]	247
DB24C8	[C_4mim][PF_6]	43
	[C_2mim][Tf_2N]	-
	[C_4mim][Tf_2N]	-

3. 결론

본 연구에서는 수용액으로부터 크라운에테르계를 포함하는 이온성 액체로의 세슘과 스트론튬의 추출을 연구하였다.

본 연구의 결과를 바탕으로 사용하는 이온성 액체와 추출제의 종류가 변함에 따라서 추출효율이 변화하므로, 다양한 이온성 액체와 추출제 적용을 통하여 높은 이온선택성을 달성하기 위한 후속연구를 진행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 사업임. (과제번호: NRF-2012M2B2B1055496)

5. 참고문헌

[1] 이상현, 하성호: 이온성 액체의 최신 연구동향 1 - Overview, 화학공학소재연구정보센터, 2006

[2] M. Rogel-Rosocka, M. Wisniewski: Ionic Liquids in Separation of Metal Ions from Aqueous Solutions, Application of Ionic Liquids in Science and Technology, pp. 375-397, 2011

[3] H.Luo, S. Dai, P.V. Bonnesen: Solvent Extraction of Sr2+ and Cs+ Based on Room-Temperature Ionic Liquids Containing Monoaza-Substituted Crown Ethers, Anal. Chem. 76, pp. 2773-2779, 2004

폐증기발생기 처리공정별 경제성 분석

박지은*, 김학수
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*pje86@khnp.co.kr

1. 서론

원전 운영과정에서 발생하는 폐증기발생기에 대해, 미처리 및 해외위탁처리에 대비하여 처리설비 구축에 따른 처리공정 방안별 투자안의 경제성을 평가하였다. 처리공정 방안별 입력자료(건설비, 연간운영비, 폐기물처분비 등)에 따라 경제성분석 모형을 설계하였으며, 화폐의 시간가치를 반영한 순현재 가치로 평가하여 투자의 타당성을 점검하였다.

2. 본론

2.1 평가 방법

재무적 분석방법 중 순현재가치(NPV)법이란 사업의 모든 비용과 편익을 현재가치로 할인하여 총이익에서 총비용을 제한 값을 계산하여, 그 값이 양(+)이면 투자안이 경제성이 있다고 평가하며 음(-)이면 경제성이 없다고 평가한다. 따라서 2개 이상의 대안에 대해 경제성평가를 하는 경우에는 순현재가치가 큰 순으로 사업의 우선순위를 결정하게 된다.

2.1.2에서 논의할 처리방안에 대해, 기준이 되는 비교공정(미처리 및 해외위탁처리)대비 이득을 분석하여 이득발생시점 및 총 이득비용을 예측하였다. 또한 비용 추정상 오차 및 미래의 불확실성 등을 고려하여 각종 투입변수의 변화에 따른 민감도 분석을 수행하여 경제성에 미치는 영향을 분석하였다.

$$P = \sum_{t=0}^{n} \frac{C_t}{(1+r)^t} \qquad (1)$$

위의 현재가치 환산식(1)에서 P는 현재가치, C_t는 미래현금, t 는 시간, 할인율 r 은 명목할인율을 나타낸 것으로, 실질현금흐름으로 할인할 경우에는 아래의 Fisher 공식(2)을 이용하여 산출할 수 있다.

$$(1+\textit{명목할인율})=(1+\textit{실질할인율})\times(1+\textit{물가상승률}) \qquad (2)$$

2.1.1 주요 가정 사항

폐증기발생기의 발생시점은 증기발생기교체시점 및 원자로해체시점(설계수명 후 5년)으로 가정하였다. 처리설비의 운영기간은 관리시설의 수명기간을 고려하여 30년으로 하였으며, 이에 따라 미래현금흐름의 추정기간은 설비운영시점인 2017년부터 2046년으로 하였다. 폐증기발생기 처리량은 연평균 436톤으로 비용평가에 반영하였으며, 이는 예상되는 처리대상 폐증기발생기 28대(총 13,076톤)를 매년 동일한 물량으로 처리하도록 가정한 것이다. 또한 '13년도 한수원 예산 편성기준에 있는 할인율(명목) 및 물가상승률을 적용하였다.

2.1.2 처리방안 및 비교공정

설비구성 및 처리공정에 따라, 4가지 방안에 대해 평가하였다. 방안 1은 SG 튜브를 건식연마로 제염하고, 절단, 압축하여 평탄화하는 처리방법으로, 채널헤드와 튜브시트의 클래딩은 밀링으로 제거된다. SG 튜브를 제외한 모든 금속과 클래딩은 용융되어 무제한방출 된다고 가정하였다. 방안 2는 건식연마로 제염하고, 절단, 압축하여 용융하는 방안 1의 처리방법과 동일 하지만, 튜브시트의 클래딩이 밀링으로 제거되지 않는 공정이다. 방안 3은 화학제염 후, 절단, 압축하여 평탄화 되며, 채널헤드와 튜브시트의 클래딩은 밀링으로 제거되고, SG 튜브를 제외한 모든 금속과 클래딩은 용융되어 무제한 방출되는 공정이다. 또한 방안 4는 밀링 없이 건식연마를 통해 제염처리 한 후, 절단, 압축하는 방안 2의 처리방법과 동일하나, 금속의 용융이 이루어지지 않는다. 예상 폐기물 발생량은 방안 1, 2, 3, 4 순서로 58.6, 75.5, 59.8, 83.6 m^3/SG 이었다.

위 처리방안에 대한 비교공정은 미처리 및 해외위탁처리로, 미처리는 SG 전체를 방사성폐기물로 처분하여 387 m^3/SG의 폐기물이 발생할 것으로 예상했고, 해외위탁처리는 위탁처리 후 발생되는 반송폐기물을 처분하는 것이며 폐기물량은 58.6 m^3/SG으로 예상되었다.

2.1.3 비용항목

건설비는 처리공정에 따른 특정설비를 고려하여 산정하였다. 대규모 설비개선비는 10년 주기로 기자재비의 30%에 해당하는 비용으로 산정하였으며, 해체비는 건설비의 20%를 적용하였다. 연간 운영비는 인건비, 정비비, 유틸리티비, 보험료, 일반경비 및 폐기물처리비용으로 분류하여 산정하였다. 또한 폐기물 처분비는 '12년도에 재산정 된 처분단가를 적용하였다. 해외위탁처리비는 Studsvik사의 경험을 바탕으로 거리비율로 환산하여 연간 해외위탁비용을 적용하였고, 여기에 연간 반송폐기물 처분비를 합산하였다.

2.2 평가 결과

2.2.1 처리공정 방안별 예상비용

Table 1. Estimated Cost

	미처리	해외 위탁처리	방안 1	방안 2	방안 3	방안 4
건설비	-	-	365억	335억	365억	235억
대규모 설비개선비	-	-	85억	70억	85억	36억
해체비	-	-	47억	43억	47억	30억
연간 운영비	-	143억	25억	24억	25억	19억
연간 폐기물 처분비	368억	61억	56억	72억	57억	80억
총 NPV	8,905억	4,923억	2,440억	2,765억	2,474억	2,688억
1대(300ton) 당 처리비용	204억	113억	56억	63억	57억	62억

2.2.2 순현재비용 및 이득발생시점

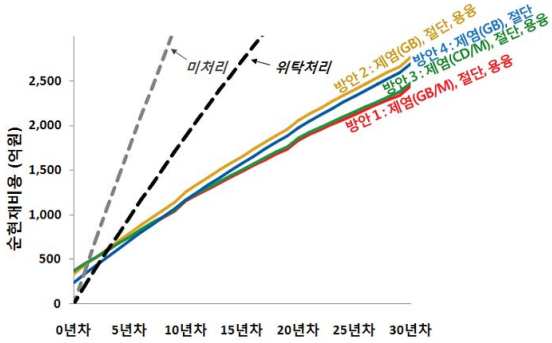


Fig. 1. NPVs of Strategies.

Table 2. Payback Periods

	방안1	방안2	방안3	방안4
미처리 대비	2 년차	2 년차	2 년차	1 년차
해외위탁처리 대비	4 년차	4 년차	4 년차	3 년차

2.2.3 민감도 분석

Fig. 1과 Table 2에서 알 수 있듯이 미처리하는 경우가 해외위탁처리 보다 경제적이었으므로, 미처리 대비 이득발생시점에 대한 민감도분석을 수행하였다.

Table 3. Senstivity Analysis

시나리오 / 변수변화		방안 1	방안 2	방안 3	방안 4
기준		2 년차	2 년차	2 년차	1 년차
(명목) 할인율	3.5 및 5.5%	불변	불변	불변	불변
건설비	465억	불변	불변	불변	1년 *늦음*
	645억	1년 *늦음*	1년 *늦음*	1년 *늦음*	1년 *늦음*
운영비	400%	불변	불변	불변	1년 *늦음*
처분단가	200%	1년 *빠름*	1년 *빠름*	1년 *빠름*	불변

3. 결론

향후 원전에서 발생할 것으로 예상되는 폐증기발생기의 처리공정 방안별 경제성을 평가한 결과, 총 이득은 "방안 1 > 방안 3 > 방안 4 > 방안 2" 순서였으며, 1대(300ton)당 처리비용은 "방안 1 < 방안 3 < 방안 4 < 방안 2"의 순서로 증가하였다. 이처럼 방안 1이 총 이득이 가장 크고, 민감도가 다른 공정에 비해 작으므로 가장 경제성이 있었다. 미처리 대비 평가결과, 각 처리공정이 2년 내에 경제적 이득이 발생했으며 비용 추정상 오차 및 변수변화가 이득발생시점에 미치는 영향은 낮았다. 총 이득에는 처분단가가 가장 큰 변수로 작용했다. 해외위탁처리 대비 예비 평가결과, 각 처리공정이 4년 내에 경제적 이득이 발생했다. 변수변화 항목에 따라 이득발생시점의 민감도는 해외위탁 처리비가 가장 큰 변수로 작용했다. 따라서 미처리 및 해외위탁처리에 비해 처리설비를 구축하는 것이 경제적이라는 것을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] OECD/NEA, Cost Estimation for Decommissioning, No.6831, 2010

[2] 숭실대학교 산학협력단, 중수로 활용 동위원소 국내 생산 경제성 분석, 2010

[3] 한국전력기술주식회사, 원전 해체폐기물 실태 조사 최종보고서, 2012

[4] 지식경제부, 2012년 방사성폐기물관리비용 산정 최종보고서, 2012

[5] EPRI, EPRI & KHNP Joint Study on Assessment of Retired Steam Generator Technologies, 2013

[6] 해양수산부국립해양조사원, 해상거리표, 2011

폐증기발생기 처리공정별 방사성폐기물량 예비평가

김학수*, 박지은
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70
*hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원전 운영 호기 수, 설비개선 및 노후설비 교체 작업 등의 증가로 중·저준위방사성 대형 금속폐기물이 지속적으로 증가하고 있으나 적절한 처리 방법이 없어 원전 내 임시저장고 및 폐증기발생기 저장고에 보관하고 있다. 오염된 대형 금속폐기물의 처리기술 및 방안 등이 확보되지 않으면 원자력발전소 내 저장 공간 제약 등의 문제가 발생하게 되어 원전 운영에 영향을 미치게 될 것이다. 대형금속폐기물 처리는 다양한 방안들이 고려될 수 있다.

본 논문에서는 대형금속폐기물(대상 : 폐증기발생기-F 51B) 처리방안별 폐기물량을 예비 평가한 결과를 기술하였다.

2. 본론

2.1 기술기준

폐증기발생기 처리설비 구축을 가상하여 처리공정별로 폐기물량을 예측하기 위해 고려된 기술기준은 국내 자체처분기준과 European Union RP 89이다. 주요 방사성핵종에 대한 국내 자체처분기준은 Table 1에서 보듯이 EU RP 89의 1/10정도 수준이다. 표에서 제시한 주요 방사성핵종별 국내 농도기준은 현행 규제기관에서 준용하고 있는 IAEA Safety standards Series RS-G-1.7 값을 적용하였다.

Table 1. Comparison of Published Clearance Levels

구분	Mn-54	Fe-55	Co-60	Ni-63	Cs-137
국내	0.1	1,000	0.1	100	0.1
EU	1	10,000	1	10,000	1

표에서 보듯이 자체처분 농도가 낮은 국내기준을 폐증기발생기 폐기물량에 적용할 경우에는 EU RP 89보다도 자체처분이 어렵고 물량도 제한적이라는 것을 알 수 있을 것이다.

2.2 고려된 폐증기발생기 처리 기술 및 공정

폐증기발생기 처리 기술 및 공정은 해외사례 등을 참조하였으며 고려된 기술로는 제염(건식 및 화학), 절단 그리고 용융(유도 용융로)등이며, 이를 바탕으로 폐증기발생기 처리공정 방안을 아래와 같이 선정하여 평가하였다.

- 공정 1 : Studsvik(스웨덴) 시설에서 사용되고 있는 처리방법(제염, 절단, 용융). 핵심처리공정은 SG튜브가 건식연마로 제염되고 절단/압축/평탄화, 채널헤드와 튜브시트의 클래딩은 밀링으로 제거, 튜브를 제외한 모든 금속은 용융하여 무제한 방출
- 공정 2 : 튜브시트의 클래딩을 제거하는 밀링공정이 없다는 것을 제외하고는 공정 1과 동일, 공정1과 2의 차이는 채널헤드 및 튜브시트가 제염, 용융 및 무제한 방출되지 않고 방사성폐기물로 처리
- 공정 3 : 공정 1과 동일하나, 차이점은 SG 처리의 전처리로 화학제염이 수행되며 튜브의 건식연마제염은 수행하지 않음
- 공정 4 : 금속의 용융공정이 제외된 공정 2와 동일한 공정으로 밀링 없이 건식연마 제염, 절단, 압축 및 평탄화

2.3 처리공정별 폐기물량 산정 시 주요고려사항

- 절단된 금속의 최종 폐기물 밀도 : 다양한 형태로 포장되어 효율성이 떨어지기 때문에 평탄화된 직선튜브 부분을 제외한 포장된 절단 금속 폐기물의 밀도는 2.5 g/㎤로 가정. 국내에서는 평탄화된 튜브 부분은 고형화가 필요 없으므로 이를 고려하여 폐기물의 포장이 완전히 채워졌다고 가정하면, 평탄화된 튜브 부분의 최종적 폐기물 밀도는 3.75 g/㎤으로 가정
- 2차 폐기물 부피 : Studsvik의 보수적인 예측 방법에 따르면, SG처리를 통한 방사성 폐기물의 총 부피는 원래 SG부피의 10%로 예측. EU 해제준위를 적용한 기타 2차 폐기물의 부피를 산정하기 위해 원래 SG부피의 10%(387 m^3의 38.7 m^3)을 기준으로 해당하지 않는 폐기물의 부피를 제

외. 국내에서는 평탄화된 직선튜브 부분의 고형화가 필요 없음. 용융되는 금속의 부피를 반영하여, 각 방안별로 예측한 “기타 2차 폐기물”의 부피는 다음과 같음.

▸방안 1 : 22.5 m^3 (국내기준 적용)
▸방안 1 : 23.1 m^3 (EU기준 적용)
▸방안 2 : 21.9 m^3 (국내기준 적용)
▸방안 2 : 22.8 m^3 (EU기준 적용)
▸방안 3 : 22.5 m^3 (국내기준 적용)
▸방안 3 : 23.1 m^3 (EU기준 적용)
▸방안 4 : 5.0 m^3 (국내기준 적용)

● 화학 제염시 발생하는 수지 폐기물 : Stade의 처리경험에 따르면 SG 표면 17,000 ㎡을 화학 제염하였을 때 폐수지 15.4 ㎥가 발생. 표면적 비를 적용하여 F 51B SG(표면적 4,699 ㎡) 화학처리시 폐수지발생량을 예측하면 약 4.21 ㎥임

2.4 처리공정별 폐기물량 예비 평가

F 51B SG의 총 무게는 300톤으로서 SG 구성별로 구분하면, Steam Dome이 95.1톤, 하부쉘/래퍼가 102.3톤, 튜브(표면적 4,699㎡)가 47.4톤, 채널헤드 및 튜브시트가 43.8톤 그리고 2차측 내부가 11.4톤이다. 국내 F 51B SG를 대상으로 앞에서 기술한 처리공정별 예상 폐기물량을 예측하였고, 아래 Table 2에 제시하였다.

Table 2. Expected Radwaste Volume/Weight for Processing Strategies

처리 공정	적용 기준	최종 폐기물 (m^3)	부피 감용 (%)	최종 폐기물 (톤)
공정 1	국내	58.6	84.9	137.3
	EU	38.7	90.0	87.0
공정 2	국내	75.5	80.5	180.2
	EU	56.0	85.5	130.4
공정 3	국내	59.8	84.5	135.3
	EU	39.9	89.7	85.1
공정 4	국내	83.6	78.4	217.5

3. 결론

원자력발전소 운영과정에서 발생된 폐증기발생기에 대한 처리공정 방안별 폐기물량을 예측하였다. 해외사례에서 알 수 있듯이 폐증기발생기의 대부분은 오염정도가 낮아 적절한 제염과정을 거쳐 무제한 방출이 가능하지만 1차 계통과 접촉하는 튜브 및 채널헤드/튜브시트 등은 오염정도가 높아 방사성폐기물로 분류될 것이다. 국내 처분단가가 해외와 비교하여 고가임을 감안하면 가능한 한 최종폐기물량이 최소화할 수 있는 기술 및 공정을 고려하여야 할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회고시 제2013-33호, 방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정, 2013
[2] IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 2004
[3] European Commission, Radiation Protection 89, Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations, 1998
[4] 한국수력원자력(주), 대형금속폐기물 처리 실용화 방안 연구, 2013.7
[5] Mirko Walberg, et al., Disposal of Steam Generators from Decommissioning of PWR Nuclear Power Plants, IYNC 2008

핫셀시험시설 공기조화 풍량 및 부압유지 특성

백상열*, 백승제, 유병옥, 김길수, 안상복, 주용선
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*sybaek1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사재시험시설은 하나로 및 상용발전소에서 중성자에 조사된 원자력재료(핵연료 및 재료)를 시험하는 시설이다. 따라서 각종 방사성물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 고방사성 물질로부터 주변의 환경을 보호하고 작업자의 피폭을 방지하기 위하여 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 각종 시험에 의하여 오염된 공기는 1차적으로 핫셀 내의 HEPA필터로 여과시킨 후에 최종적으로 지하에 설치된 전·후 2단의 HEPA 필터와 중간단의 Charcoal 필터로 구성된 AFU(Air Filtering Unit)를 통하여 정화시킨다. 본 논문에서는 조사재시험시설 핫셀의 운영과 관련된 규정을 검토하고, 그 운영결과에 대하여 고찰하였다.

2. 본론

2.1 핫셀 공조 계통 구성

2.1.1 핫셀내 급기 및 배기 시스템

Fig. 1에서와 같이 서비스 구역으로 부터 급기용 필터를 거쳐서 핫셀 내로 유입된 공기는, 핫셀을 환기시키고 배기 되면서 1차 필터를 거쳐서 지하에 설치된 2차 필터 뱅크의 전, 후단의 HEPA필터와 중간단의 차콜 필터를 거쳐서 DUP 배기팬을 통하여 하나로 건물 굴뚝으로 배출되도록 되어있다.

2.1.2 풍량 및 부압

조사재시험시설의 각 구역별 압력 및 환기횟수는 Table 1과 같다.

핫셀의 부압은 허용 압력범위가 −15 mm Aq. 〈 △P 〈 -37 mm Aq. 이며, 환기 횟수는 시간당 12회 이상으로 설계되어 있다.

Table 1. Pressure and circulation times of each area

구 역	허용압력 범위	환기횟수
청정구역	over pressure	~3회
관리구역	-3mm Aq.〈△P〈-5mm Aq.	〉3회
제한구역	-6mm Aq.〈△P〈-8mm Aq.	〉5회
금지구역	-15mmAq.〈△P〈-37mm Aq.	〉12회

2.1.3 DUP 배기계통 AFU(Air Filtering Unit)

- 처리풍량 및 수량 : AFU 1대당 5,600 CMH, 4대
- AFU의 구성

(1) Filter Housing 크기 : 4650x910x1945 mm (LxWxH)
(2) Filter Bank 1단 : Pre-HEPA 필터 (610 x 610 x 292 mm, min. 99.97% efficiency at 0.3 ㎛ DOP) 2개, 수직배열 장착
(3) Filter Bank 2단 : Adsorber Bank (Type III, 2" Bed, min. 99.95% (Halide) 수직 배열 장착, Canister 8개 설치
(4) Filter Bank 3단 : Post-HEPA 필터 (610 x 610 x 292 mm, min. 99.97% efficiency at 0.3 ㎛ DOP) 2개, 수직배열 장착
(5) 격리 댐퍼 : 상부 및 하부, 각각 2개
(6) 시험용 캐니스터 : 베드와 동일한 조건으로 노출되도록 설계, 각각 8개
(7) 기타 : 출입문, 점검등, 압력계, 온도센서

2.2 운영 결과 고찰

2.2.1 풍량 측정

핫셀 배기팬의 풍량 측정 결과는 Table 2에서와 같이 설계 풍량은 22,400(㎥/h) 이며, 실제 측정 풍량은 21,170(㎥/h)로서 만족하였다.

Table 2. Air flow measurement result of DUP fan

IMEF	풍 량 측 정 기 록 지										기 록 번 호	
											12 – 9	
시 험 자		검토자				확인자						
측정장비	마노메터, 피토튜브											
FAN No. supply		DUP F007		Section Area (㎡)							0.9×0.6/0.54	
Design Velocity (m/s)		11.52		Mean Velocity(m/s)							10.89(m/s)	
Design Flowrate(㎥/h)		22,400(㎥/h)		MeanFlowrate(㎥/h)							21,170(㎥/h)	
No / Insertion = Depth(mm)		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	sum
		150	300	450	600	750	900					
1	120	9.7	10.5	11.1	11	11.2	11.2					
2	240	10.2	10.3	10.5	11.2	11.4	11.5					
3	360	10.5	11	11.2	10.8	11.1	10.8					
4	480	11	10.8	11.3	10.5	11.5	11.2					
5		41.4	42.6	44.1	43.5	45.2	44.7					
REMARKS		Vt = Total Velocity Va = Average Velocity Q = Flowrate =Area(㎡) x Velocity(Va) ㎧ x 3,600(s/h)				Vt = 261.5 (m/s) Va = 10.89 (m/s) Q = 0.54 (㎡) x 10.89(m/s) x 3,600 s/h = 21,170 (㎥/h)						
Acceptant Criterion		Within ±10% of Design flow rate				o						

2.2.2 부압

각 핫셀 별 부압기준은 M1 ~ M7셀은 −15 mm Aq.〈△P〈-25 mm Aq. 이나, ACPF 용 M8셀은 −15 mm Aq.〈△P〈-37 mm Aq. 이다.

측정 결과는 Table 3과 같으며, 규정치 범위로 유지되고 있다.

Table 3. Pressure measurement result of each hotcell

구분	기준값	측정값
M1	-15mm Aq.〈△P〈-25mm Aq.	-21mm Aq.
M2	“	-22mm Aq.
M3	“	-23mm Aq.
M4	“	-22mm Aq.
M5a	“	-21mm Aq.
M5b	“	-21mm Aq.
M7	“	-21mm Aq.
M6	“	-24mm Aq.
M8a	-15mm Aq.〈△P〈-37mm Aq.	-34mm Aq.
M8b	“	-34mm Aq.

3. 결론

조사재시험시설 핫셀 환기계통은 각종 방사성물질의 시험 및 취급과정에서 발생한 고방사성 물질로부터 주변의 환경을 보호하고 작업자의 피폭을 방지하기 위하여 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다.

조사재시험시설 핫셀의 운영과 관련된 규정 및 핫셀 급·배기계통, AFU에 부합되는 풍량 및 부압을 중심으로 그 기준 및 측정결과에 대하여 고찰하였으며, 타 원자력 시설의 핫셀 운영 등에 참고가 될 것이다.

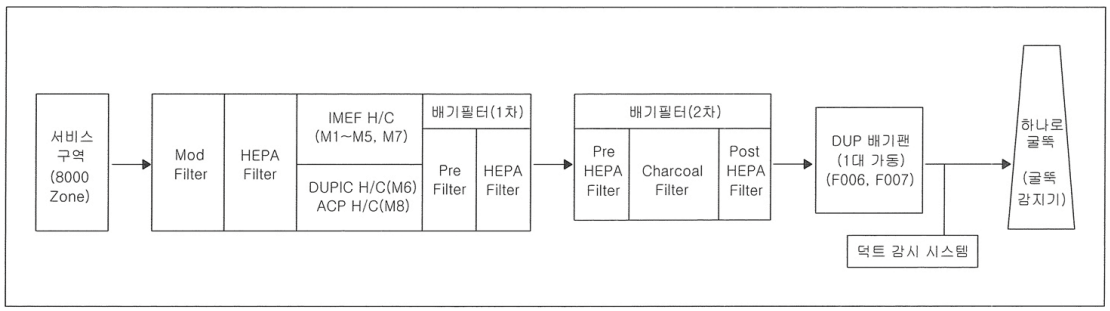


Fig. 1. Hotcell supply and exhaust system of IMEF.

혼합염(LiF-KF : KCl-LiCl)을 이용한 용융염 전해정련 시 전류밀도에 따른 Zr/Hf 분리거동

박동재[1], 김승현[1], 문종한[2], 윤주필[2], 이종현[1]*
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
[2]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 테크노6로 8
*jonglee@cnu.ac.kr

1. 서론

원자력 발전 시 1차 계통에 포함되는 핵연료 피복관 소재로 사용되는 지르코늄은 낮은 중성자 흡수단면적, 높은 인성 그리고 고융점 등 피복관 소재에 적합한 특성을 가지고 있다. 피복관 소재로 사용되는 원자로급 지르코늄 제조 시에는 원광 지르코늄에 1~5%를 포함하는 하프늄을 분리하는 공정이 매우 중요하다. 하프늄은 평균적으로 지르코늄에 비해 중성자를 600배나 잘 흡수하여 원자로 제어봉에 사용되고 있다. 이와 같이 원자로에서의 지르코늄과 하프늄의 역할이 다르기 때문에 지르코늄과 하프늄은 철저히 분리하여 사용해야 하지만, 하프늄의 원자크기와 화학적 성질이 지르코늄과 비슷하여 지르코늄/하프늄 분리공정은 매우 복잡하며, 분리공정 시 유해물질의 사용으로 인한 환경적 문제가 발생한다. 본 연구에서 공해문제와 공정상의 복잡성과 경제성이 없는 용융염 전해정련법을 이용하여 Zr과 Hf의 분리거동의 가능성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 불순물 거동

불화물과 염화물의 혼합 용융염 내의 Zr과 Hf은 다음의 식과 같은 거동을 보이게 된다.

$$Zr^{4+} + 4Cl^- \rightarrow ZrCl_4 \quad (1)$$

$$HfF_4 + ZrCl_4 \rightarrow ZrF_4 + HfCl_4 \quad (2)$$

$$ZrF_4 + 2KF \rightarrow K_2ZrF_4 \rightarrow 2K^+ + ZrF_6^{2-} \quad (3)$$

$$ZrF_6^{2-} + 4Cl^- \rightarrow ZrF_2Cl_4^{2-} + 4F^- \text{ or} \quad (4)$$
$$ZrF_6^{2-} + Hf \rightarrow HfF_6^{2-} + Zr$$

$$ZrF_2Cl_4^{2-} + 4e^- \rightarrow Zr + 2F^- + 4Cl^- \text{ or} \quad (5)$$
$$ZrF_2Cl_4^{2-} + 4F^- \rightarrow ZrF_6^{2-} + 4Cl^-$$

$$ZrF_6^{2-} + 4e^- \rightarrow Zr + 6F^- \quad (6)$$

2.2 Cyclic voltammetry

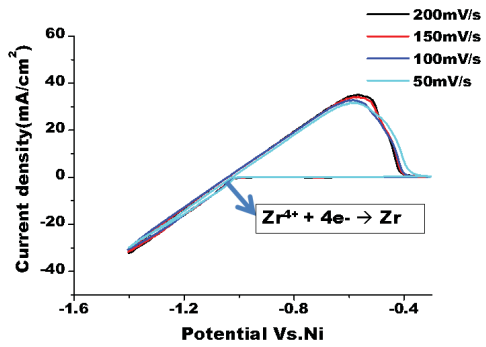


Fig. 1. Cyclic voltammetry of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4 and 1wt% HfF_4.

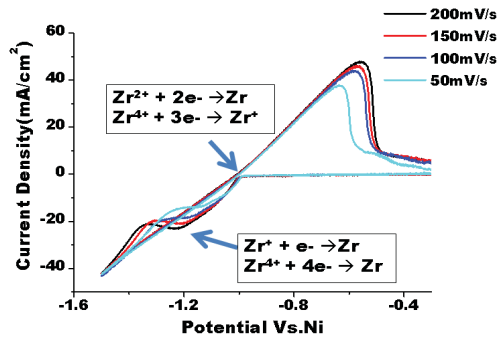


Fig. 2. Cyclic voltammetry of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4, 1wt% HfF_4 and 1wt% LiCl-KCl eutectic.

Fig. 1에서는 1.1V에서 Zr(IV)/Zr(0)의 환원 전위만 관찰되었지만 Fig. 2에서는 1.1V에서 Zr(II)/Zr(0)와 Zr(IV)/Zr(I), 1.2Vd에서는 Zr(I)/Zr(0), Zr(IV)/Zr(0)의 환원 전위가 관찰되었다.

2.3 Microstructure of deposits

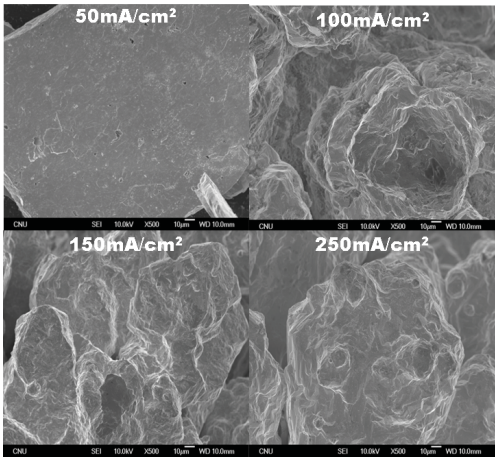


Fig. 3. Microstructure of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4 and 1wt% HfF_4.

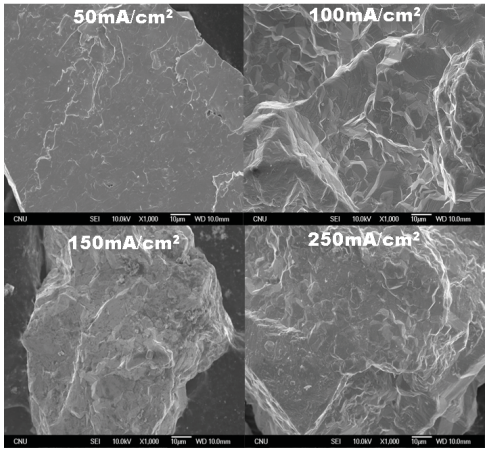


Fig. 4. Microstructure of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4, 1wt% HfF_4 and 1wt% LiCl-KCl eutectic.

Fig. 3과 Fig. 4는 전착물의 미세구조를 관찰 하였다. 단일염과 혼합염 모두 전류 밀도가 작아질수록 전착물의 크기가 조대하고 조밀해지는 것을 관찰할 수 있었으며 염의 조성에는 영향이 없으며 전류밀도에 영향이 미친다는 것을 관찰하였다.

2.4 ICP-AES analysis

Fig. 5에서 볼 수 있듯이 불화물의 단일염에서는 전착물의 불순물들이 전류밀도가 증가 할수록 증가하는 것을 관찰할 수 있었다. 반면에 Fig. 6에서는 전류밀도가 커질수록 불순물의 농도는 차이가 없었지만 Hf의 농도는 조금씩 감소하는 경향을 관찰 할 수 있었다.

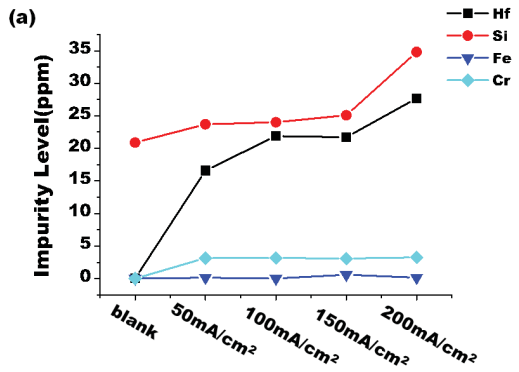


Fig. 5. ICP-AES of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4 and 1wt% HfF_4.

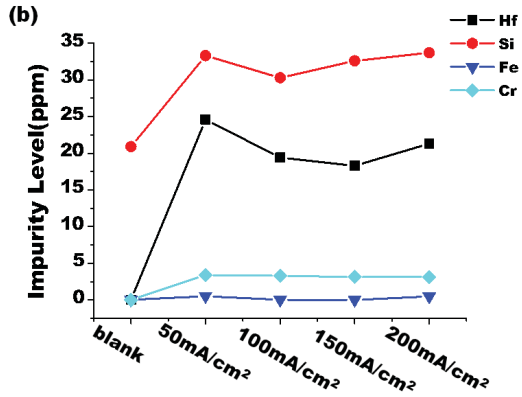


Fig. 6. ICP-AES of LiF-KF eutectic added with 10wt% ZrF_4, 1wt% HfF_4 and 1wt% LiCl-KCl eutectic.

3. 결론

불화물과 염화물의 혼합 용융염에서 순수한 Zr을 얻을 수 있었으며, 전류밀도가 작을수록 전착물의 입도가 커지는 것을 관찰 할 수 있었다. 전류밀도를 조절하여 Zr내에 포함되는 Hf의 농도를 조절 할 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] Rev. Roum. Chim., Vol. 3, No. 55, pp. 179-185, 2010

[2] Journal of Nuclear Materials, Vol. 436, Issues 1-3, pp. 130-138, May 2013

[3] Journal of The Electrochemical Society, Vol. 159, No.8 pp. 463-468, 2012

[4] Journal of The Electrochemical Society, Vol. 151, No.3 pp. 187-193, 2004

활성탄 내 베타핵종 분석을 위한 전처리 장치 개발

홍성준*, 고동균, 이의동, 김효철, 이건화, 김명호
하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10
*sjhong83@naver.com

1. 서론

원자력발전소, 산업체 등에서 광범위하게 사용되고 있는 활성탄은 숯을 약품 또는 가스를 이용하여 활성화시킨 다공성 탄소(Carbon)이다. 활성탄은 무정형 구조를 가지고 큰 비표면적을 가지고 있어 흡착제로써 유해가스 제거에 많이 사용되고 있다. 특히 원자력발전소에서는 주요 계통의 탱크나 계통 내 기체 유출물을 처리하는 공기정화계통(HVAC)에서 사용되며, 방사성 요오드를 제거하기 위하여 TEDA(Triethylene diamine) 또는 KI(Potassium Iodide)를 첨착시킨 활성탄을 사용한다. 원전의 주요 탱크나 계통 내 off-gas들이 각 건물의 공기정화계통을 거쳐 배기구를 통해 방출되고 있으며, 이러한 이유로 공기정화계통에 사용되는 활성탄에는 주로 방사성탄소(C-14) 또는 삼중수소(H-3)가 포집되게 된다.

C-14 또는 H-3가 포집된 활성탄은 폐기물 분류 또는 자체처분을 유도하기 위하여 분석이 필요하지만 LSC로 분석하기 위하여 활성탄 시료 자체를 액상으로 제조하기가 어려워 분석에 어려움이 따르게 된다. 따라서 본 실험에서는 활성탄 내의 주요베타핵종 분석을 위한 전처리 장치를 개발하고자 하였다.

2. 본론

2.1 장치개발배경

폐활성탄에 함유된 H-3 또는 C-14의 방사능을 분석하는 것은 중요하지만 미세 기공내에 포집된 H-3나 C-14를 분석하는 것은 어려움이 따른다. 특히 활성탄 내 미세기공에 포집된 C-14을 분석하기 위해서는 활성탄을 전량 연소/산화하여 $^{14}CO_2$ gas형태로 만든 뒤 gas상의 $^{14}CO_2$를 포집하여 분석하여야 미세기공내에 포집된 C-14을 전량 회수하여 분석할 수 있다. 현재는 이러한 분석을 위하여 Sample oxidizer(Perkin Elmer社)의 전처리 장치 또는 고압연소장치 등이 분석에 사용되고 있다. Sample oxidizer는 시료전량을 연소하여 바이알에 포집할 수 있고, 전처리 과정이 단순하여 시간단축 및 사용 편의성 등의 장점이 있으나, 분석에 사용할 수 있는 시료(sample)의 양이 약 1 g 정도로 한정적이므로 낮은 방사능농도의 활성탄 분석이 어려우며, 장비, 소모품 및 시약이 고가이고 장시간 사용하지 않을 경우 내부 시약 탱크에서 확산된 유해물질로 장비 내부가 부식되는 등의 문제점이 발생할 가능성이 있다. 고압연소로는 Sample oxidizer과 마찬가지의 원리로 산소, 고압 분위기 하에서 활성탄을 연소하여 발생된 $^{14}CO_2$ gas를 molecular sieve 방법을 이용하여 분석한다. 이러한 방법은 염($^{14}CaCO3$)으로 생성된 $^{14}CO_2$ 포집염을 산(acid)처리 후에 CO_2흡수액에 재 포집하거나 벤젠합성을 하여야 하며, 전처리 시간이 다소 소요되는 단점이 있다.

따라서 본 실험에서는 현재 주로 사용되는 활성탄 분석 전처리 시스템을 개선한 전처리장치를 개발하고자 하였다.



Fig. 1. Sample Oxidizer(L), High-pressure combustion system(R).

2.2 전처리장치 개요

전처리 장치는 Fig. 2와 같이 컴팩트하게 제작하였으며, 주요공정은 고온산화로->촉매산화로->포집시스템의 3단계로 구성하였다.



Fig. 2. Pre-treatment system for charcoal waste.

2.3 전처리 장치 구성 및 주요공정

먼저 고온산화로는 활성탄 시료가 장입되는 부분이며, 고압실린더 및 가스켓을 이용하여 연소된 가스가 밖으로 유실되지 않도록 완벽하게 실링되는 형태로 제작하였다. 또한 고온산화로에서는 고온조건에서 산소의 공급을 통해 폐활성탄이 완전히 산화할 수 있도로 제작하였다. 촉매산화로에서는 산화연소된 가스 중 발생할 가능성이 있는 미량의 미산화 탄소를 완벽히 산화할 수 있도록 산화촉매를 설치하였다. 포집시스템은 1차적으로 삼중수소를 포집 할 수 있도록 제작한 1차 포집병과 1차 포집병에서 포집되지 않은 방사성이산화탄소를 포집할 수 있도록 이산화탄소 포집액이 담긴 2차 포집병을 설치하였다.

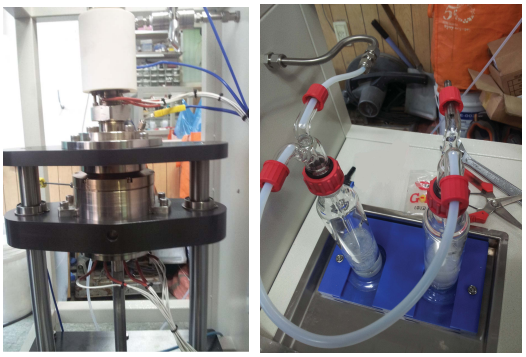


Fig. 3. Catalyst oxidation system(L), Colletion system(R).

2.4 전처리 실험 조건

전처리장치의 회수효율을 실험하기 위하여 다음과 같은 조건으로 활성탄 전처리 실험을 수행하였다.

- ○ 시료 : 신품 활성탄
- ○ 시료량 : 2 g
- ○ Standard : Spec-Chec(Low) (PerkinElmer)
- ○ 분석장비 : LSC(wallac DSA-1409)
- ○ 분석시간 : 10min
- ○ 실험방법 : 신품활성탄 2 g을 시료용기에 넣고 알고있는 농도의 H-3, C-14핵종 standard source를 신품활성탄에 도포하여 전처리를 수행한 후, 포집병의 포집액을 형광액과 혼합하여 분석.

2.5 분석결과

전처리된 시료를 분석한 회수율을 아래 Table 1과 같았다.

Table 1. Assessment for recovery efficiency of Pre-treatment system

	H-3(dpm)		C-14(dpm)	
	고농도	저농도	고농도	저농도
Standard	5×10^4	5×10^3	5×10^4	5×10^3
전처리	4.6×10^4	4.35×10^3	4.12×10^4	4.07×10^3
회수율	92%	87%	82.4%	81.4%

3. 결론

제작된 전처리장치의 회수율을 평가한 결과 H-3 약 89.5%, C-14 약 81.9%의 회수율을 얻었다. H-3의 경우, 대부분의 H-3가 포집액에 포집되었다고 판단 할 수 있으나, 활성탄 산화시 발생되는 수증기 내에 포함된 H-3가 일부 라인에 남아있을 가능성이 있는 것으로 평가되었다. C-14의 경우, 활성탄이 대부분 탄소로 구성되어 있으므로, 연소산화될 경우 전량 CO_2로 전환된다고 볼 때, 많은 양의 CO_2가 발생되므로 포집액에서 전량 포집 될 수 있도록 포집 수용력이 좋은 포집액을 사용하여야 한다. 본 실험에서는 일부 C-14이 포집수용능력을 초과하여 회수율이 약 81%정도로 나타났다고 판단된다.

특히, C-14의 경우 폐활성탄의 자체처분 기준치가 1Bq/g으로, 100Bq/g인 H-3에 비하여 기준치가 낮기 때문에 낮은 농도의 분석을 위해서는 포집액을 전량 칵테일하여 분석하는 것이 적절할 것으로 판단된다.

향후, 포집라인 변경 및 최적 포집액 선별, 적정 포집액 사용 및 분석방법 개발을 수행할 예정이며, 이를 통하여 보다 신속하고 정확하며 경제적인 방법으로 활성탄 내의 C-14과 H-3를 분석할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

[1] ^{14}C produced in Swedish NPP's -SKB-R-05-78, Dec.2005

[2] General 14C aspects in PWR'S, ETS 1-22 Sep. 2007

[3] Journal of radioanalytical and nuclear chemistry, vol. 275, No.2(2008)261-273

[4] Journal of radioanalytical and nuclear chemistry, vol. 270, No.3(2006)507-514

희토류 산화물 50wt%를 포함하는 유리고화체의 제조 및 특성분석

최정훈[1*], 은희철[1], 조인학[2], 이기락[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 사용후핵연료를 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 공융염 내에는 방사성 희토류 핵종이 다량 존재하며, 염폐기물의 발생량을 줄이기 위해 공융염 내에 존재하는 희토류 핵종을 분리/제거할 필요가 있다. 이러한 공융염 내의 희토류 핵종은 산소 분산방법에 의해 희토류 염화물을 희토류 산화물로 침전시켜 분리/제거하게 된다.[1] 이때 분리된 희토류 산화물은 안정한 형태의 고화체로 제조하여 최종 처분하게 된다.

본 연구에서는 물리화학적 특성이 우수하고, 희토류의 함유량이 높으며, 고밀도인 조건을 만족하는 희토류 고화체를 제조하기 위한 매질로 SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3 유리매질을 이용하였고, 다양한 조성의 희토류를 포함하는 고화체 제조 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

Table 1에 나타낸 바와 같이, 4종류의 희토류 조성을 이용하여 50wt%의 희토류산화물을 포함하는 고화체를 제조하였으며, 구체적은 제조 방법은 다음과 같다. 총 50 g 스케일로 고화체를 제조하였으며 25 g의 고화매질 (SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3) 및 25 g의 희토류 산화물을 mortar를 이용하여 grinding 및 mixing을 한 후, 내경 2.5 cm, 높이 15 cm의 graphite 도가니에 tapping을 하며 충진하였다. 가열로에 도가니를 장입 후, 불활성 가스인 Ar으로 치환 후, 6 ℃/min의 승온속도로 1,450 ℃까지 승온 후 4시간 유지하여 소결을 수행하였다. 상온으로 서서히 냉각한 후, graphite 도가니에서 희토류 고화체를 분리하였다. 우선 Gd의 함량변화에 따른 거시적 형상을 확인하였으며, 희토류의 조성변화에 따른 거시적 형상의 차이는 발견되지 않았으며, 주어진 물질계 조성이 희토류의 조성변화에 영향받지 않은 적절한 조성임을 확인하였다.

희토류 고화체의 PXRD 측정을 위하여, 각 시료를 mortar를 이용하여 fine powder로 grinding한 후 측정을 수행하였다. 모든 시료의 경우, 특정 회절 피크가 없는 것으로부터 비정질을 형성하는 것을 알 수 있었다. 투입된 희토류 산화물의 경우, 각 핵종에 따라 각각 고유의 회절 피크가 존재하나, 이러한 비정질 패턴으로부터 각 희토류 고화체 내의 희토류 산화물은 1,450 ℃의 소결과정을 통해서, 고화 매질과 균질한 상을 형성하게 된 것을 파악할 수 있었다.

희토류 고화체의 SEM 분석결과, phase separation 및 특별한 geometric morphology가 관찰되지 않고, 균일한 상을 형성하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 4개의 시료 모두 약 10~20 nm 수준의 균질한 입자상으로 형성되어 있는 것을 확인할 수 있었으며, 이러한 수십 나노 수준의 입자상은 고화체 및 유리고화체 등에서 관찰되는 일반적인 현상으로, phase separation을 의미하지는 않는다. 따라서 위에서 분석한 XRD 측정결과와 동일하게, SEM분석을 통해서도 50wt%의 희토류 산화물을 포함하는 희토류 고화체는 수십 나노미터 스케일에서 균질한 상을 형성하고 있는 것을 확인할 수 있었다.

XRD 및 SEM 분석을 통하여 균질한 상을 형성하고 있다고 판단되는 4종류의 시료의 각 원소별 분포를 파악하기 위하여 EDX분석을 수행하였다. 대표적으로 2번 시료의 100 μm 스케일에서 electron mapping 분석을 수행한 각 원소의 분포 이미지를 Fig. 1에 나타내었다. 이때, B의 경우 EDX로 분석이 되지 않기 때문에 생략하였다. 고화체의 매질을 형성하는 Al 및 Si 원소의 경우,

랜덤하게 분포하고 있는 것을 확인할 수 있었으며, 이로부터 SiO_2-Al_2O_3-B_2O_3 고화 매질은 상분리 없이 균질하게 매트릭스의 역할을 하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 고화체의 50wt%를 차지하는 희토류 산화물의 경우에도 각 원소 (Nd, Y, La, Ce, Sm, Gd)가 특정 위치에 분포하는 상분리 없이 랜덤하게 분포하는 것을 확인할 수 있었다. 이외의 시료도 전부 고화매질 및 희토류 핵종이 랜덤하게 분포하고 있는 것을 확인할 수 있었다. 이로부터 4종류의 시료 모두 각 희토류 산화물이 각 특정 산화물 혹은 특정 phase 형태로 존재하지 않고, 고화매질과 효율적으로 소결반응을 일으켜 균질한 희토류 고화체를 형성하고 있는 것을 확인 할 수 있었다. 또한 희토류 고화체의 매질 및 희토류의 함량을 파악하기 위하여 EDX 분석을 통하여 조성을 분석하였다. 희토류 고화체 4종류의 구성성분은 전부 input 조성 비율 대비 측정된 조성 비율이 거의 일치하는 것으로부터 원하는 조성의 희토류 고화체가 형성된 것을 확인 할 수 있었다.

희토류 소결체의 열적 장기건전성 평가를 위하여 Time-Temperature Transformation (TTT) 시험을 수행하였다. TTT 시험은 특정 온도하에서 특정 시간에 따른 물리적 및 화학적 특성변화를 분석함으로써 장시간에 걸친 물질의 열적 안정성을 평가하는 시험방법이다. 본 연구에서는 500°C 및 700°C 하에서 각 희토류 소결체의 TTT 시험을 수행하였으며, 각 온도하에서 60 h 후 그리고 180 h 후의 특성을 분석한 결과 물리적인 변형없이 안정적인 고화체를 형성하고 있는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

희토류 산화물 50wt%를 포함하는 고화체를 유리매질을 이용하여 제조하였고, XRD, SEM 분석을 통하여 4종류의 희토류 조성을 가지는 희토류 고화체는 50wt%의 높은 함유량에도 불구하고, phase separation없이 균질한 고화체를 형성하는 것을 확인할 수 있었다. 또한 EDX 분석을 통하여 각 고화 매질 및 희토류 핵종은 소결 도중 휘발 등의 부수적인 반응 없이 원하는 조성의 고화체를 형성하고 있는 것을 확인하였으며, 이들의 분포 또한 국부적인 분포를 나타내지 않고 균질하게 분포되어 있는 것을 확인할 수 있었다. TTT 분석을 통하여 이러한 희토류 고화체는 장기적 열적안정성 또한 우수한 것을 확인할 수 있었다.

Table 1. Composition of glass matrix and rare-earth oxide in solid wasteform

Composition	1	2	3	4
Matrix composition [wt%]				
SiO_2	25.00	25.00	25.00	25.00
Al_2O_3	16.67	16.67	16.67	16.67
B_2O_3	8.33	8.33	8.33	8.33
Total (Matrix)	50.00	50.00	50.00	50.00
Waste composition [wt%]				
La_2O_3	7.69	6.51		
CeO_2	8.12	5.94		
Nd_2O_3	25.09	21.51		
Sm_2O_3	5.22	3.68		50
Gd_2O_3	0.70	9.68	50	
Y_2O_3	3.18	2.68		
Total (Rare-Earth)	50.00	50.00	50.00	50.00

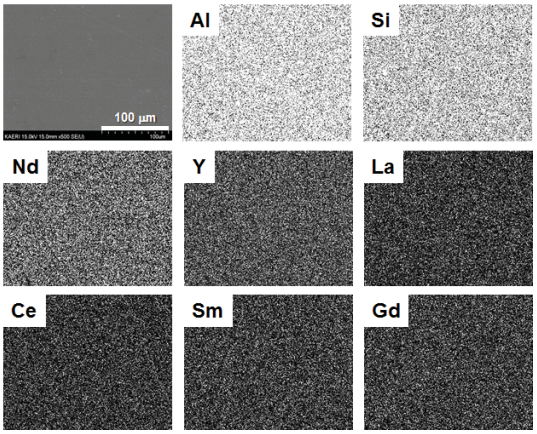


Fig. 1. EDX analysis of solid wasteform containing 50wt% rare-earth oxide.

4. 참고문헌

[1] Y. Z. Cho, H. C. Yang, G. H. Park, H. S. Lee and I. T. Kim, *J. Nucl. Mater.*, 384 (2009) pp.256-261

Effect of Fuels on the Synthesis of Sr doped Perovskite CaTiO3 Nano-Particles Using Solution Combustion Synthesis

Choong-Hwan Jung*, Young-Min Han, Yeon-Ku Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeok-daero, Yusong, Daejeon
*chjung1@kaeri.re.kr

1. Inrtoduction

The management of nuclear HLW is the biggest challenge faced by the nuclear industry worldwide. Borosilicate glass has been considered as an HLW immobilization matrix; however, researches have shown that crystalline ceramics are a better matrix compared to glass owing to their chemical durability and higher density. $CaTiO_3$ (perovskite) is one of the crystalline hosts for the disposal of HLW because it can immobilize Sr and Lns by forming solid solutions. Most of the radioactive waste elements were treated as a nitrate form. Therefore, the solution combustion synthesis process, which uses metal nitrates as the reactant materials, is applied to immobilize the Sr- and Lns-based radioactive wastes elements. During the combustion process, an externally initiated reaction is self-sustained owing to the exothermic reaction. A significant volume of gas evolved during the combustion reaction and led to loosely agglomerated particles. A high temperature of up to 1200oC, inherent to the highly exothermic nature of the redox reaction, leads to well-crystallized powder in a short reaction time.

In this study, the combustion process was applied to form a solid solution of Sr doped $CaTiO_3$. Glycine and other organic compounds and their mixtures consisting of carboxylic acid and an amine group were used as fuel in order to investigate the effects of fuel on the combustion reaction. The synthesized powders are characterized by XRD, SEM, and TEM, and the CatiO3 phase formation was also investigated.

2. Experimental Procedure

$Ca(NO_3)_3\ 6H_2O$, $Sr(NO_3)_2$, and $TiO(NO_3)_2\ xH_2O$ were used as the source materials of the nitrates. To investigate the effect of fuels on the combustion reaction, various types of fuels were prepared: glysine, urea and citric acid, and their mixture. Strontium nitrate with equivalent amounts of up to 50% of Sr doped $CaTiO_3$ was mixed with Ca nitrate and Ti nitrate. The mixed solution was heated to evaporate water. The evaporation of water was completed, and the ignition of the mixture was initiated and spontaneously underwent combustion with an exothermic reaction to form Sr doped $CaTiO_3$ powders. X-ray diffraction analysis, SEM, and TEM with the selected area diffraction (SAD) pattern were performed on the synthesized powders to confirm the formed phases and morphology, as well as the particle size of the synthesized powders.

3. Results and Discussion

The ligand groups, amine and carboxyl acids, of the fuel can strongly influence the behavior of the combustion and the phase formation in the synthesized powders. If only nitrates were dissolved in a precursor solution without fuels, then hard lumps remained without any heat or flames. However, when the fuels were mixed along with nitrates, the precursor could be reacted with a flame. Table 1 shows the reactivity of the as-synthesized CaTiO3 powders with different fuel contents. During the synthesis, pure glycine or the mixture fuel strongly reacted with nitrates, while urea brought a rare reaction and citric acid brought a weak reaction without a flame and with a gas evolution. That is, the selection of the fuel types and composition is a very important parameter, which means that the reaction is strongly dependent on the ligand groups of fuel, as reported by L.A. Chick. Figure 1 shows the XRD patterns for

CaTiO3 produced at three different ratios of glycine to nitrates. As-synthesized powders prepared using the stoichiometric and rich consisted of fully crystalline CaTiO3 with 30nm. The ratio of fuel to mixed nitrate of calcium and titanium is important in obtaining fine and single crystalline CaTiO3 powders. Nano-sized CaTiO3 can be easily synthesized by the solution combustion reaction using fuel having both an amine and carboxylic (glycine or mixture of urea+citric acid), and stoichiometric, composition. Figure 2 shows the X-ray diffraction patterns of combustion synthesized Sr doped CaTiO3 powder. No evidence of the existence of un-reacted or second phases was observed at a composition of up to 30% of Sr doped. This means that a solid solution of CaTiO3 with Sr has been formed during the combustion reaction without any further heating step.

4. Conclusions

Up to 30 mol% Sr formed a solid solution with CaTiO3 easily obtained through the SCS process. The solution combustion synthesis process using metal nitrates and fuel as starting materials was proven to be a simple approach for preparing a solid solution of CaTiO3 with Sr for immobilizing high level radioactive wastes.

5. Acknowledgements

This work was supported by the National Research Foundation of Korea (NRF) grant funded by the Korea government (MSIP) (No. 2013M2A8A1041124)

6. REFERENCE

[1] S. Bhaduri and S.B. Bhaduri: Nanostructured Materials, V11, (1999), p469

[2] C.H. Jung, C.J. Kim and S.B. Bhaduri: J. Nanoparticle Research, V 5, (2003), p383

[3] L.A. Chick, L.R. Pederson, G.D. Maupin and J.L. Bates: Mater. Lett. V 10, (1990), p6

Table 1. Effect of fuel on the as-synthesized $CaTiO_3$

Composition of the fuel				Reactivity	Phase (XRD)	Morpho	BET (m^2/g)
	urea	CA	gly				
A	10/6	x	x	x	-	Cluster	na
B	4/6	4/18	x	weak	-	Cluster	na
C	5/6	5/18	x	strong	$CaTiO_3$	Powder	15.3
D	x	10/18	x	weak	$CaTiO_3$	Powder	21.0
E	x	x	10/9	strong	$CaTiO_3$	Powder	14.9

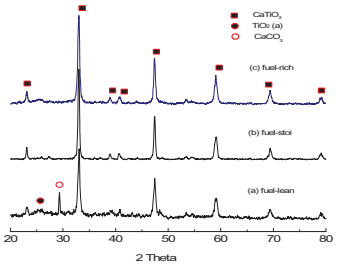


Fig. 1. XRD patterns of $CaTiO_3$ powders synthesized with various glycine content.

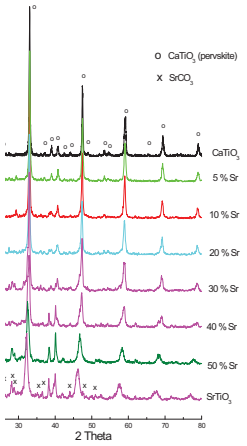


Fig. 2. XRD patterns of as-synthesized Ca(Sr)TiO3 powders with various Sr content.

ITER 중준위방사성폐기물 처리핫셀의 배치

홍권표[1*], 오완호[1], 안홍주[1], 지영용[1], 홍대석[1], 안상복[1], 주용선[1], 이현곤[2], 정기정[2], 나병찬[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 과학로 113
[3]ITER Organization, Route de Vinon-sur-Verdon, 13115, St. Paul-lez-Durance, France
[*]kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)에서 발생되는 B형 폐기물(장수명, 중준위 방사성폐기물)을 처리하기 위해서는 일정한 규모 이상의 핫셀시설이 필요하며 이 핫셀들은 각종 처리장치들을 원격으로 운전할 수 있도록 공간과 설비의 요건이 갖추어져야 한다.

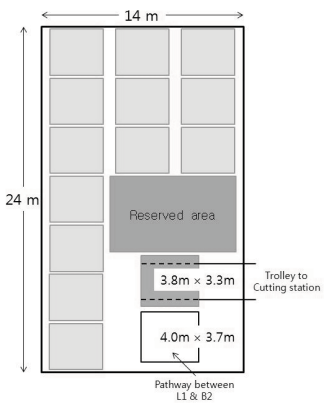
ITER에서는 핫셀시설(HCB)의 지하층을 B형 폐기물 처리공간으로 정하였고, 여기에서 절단공정, 삼중수소제거공정, 특성조사공정, 예비포장공정 등을 수행하도록 하였다.

본 연구에서는 ITER의 핫셀 지하층 공간[1]을 활용하여 B형 폐기물 처리를 위한 각종 처리장치의 작업공간을 고려한 필요공간을 설정하여 배치하였고, 이의 원격취급성도 분석하였다.

2. 본론

2.1 임시저장공간(Buffer Storage)

임시저장공간은 폐기물처리를 위하여 핫셀에 반입된 B형 폐기물을 임시로 적재하여 두는 곳이다. 3.7 x 3.2 x 2.8(h) m^3의 운반바스켓에 담겨 반입된 B형 폐기물을 Fig. 1과 같이 2단으로 적재하도록 설계하였으며, 총 적재용량은 운반바스켓 26개를 적재하는 것으로 하였다.



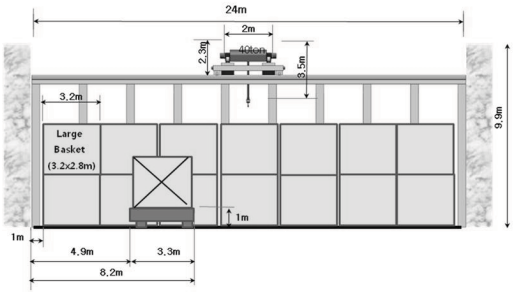


Fig. 1. Plane and vertical Layout of Buffer Storage.

운반바스켓을 취급하는 천정크레인은 40톤 용량으로 하였고, 크레인의 고장시에는 인접한 유지관리실로 옮겨 수리하도록 하였다.

2.2 절단 핫셀(Cutting Station)

삼중수소 제거 등의 후속처리공정과 나중의 폐기물 처분을 위하여 B형 폐기물은 크기가 축소되어야 한다. 절단은 레이저절단기를 사용하며, 부대설비로는 오염확산 방지를 위한 밀폐방, 절단물을 취급하는 Jib crane 등 취급툴이 필요하다. 트롤리(trolley), 레이저절단기 및 밀폐박스의 유지관리를 고려하여 Fig. 2와 같이 배치하였다.

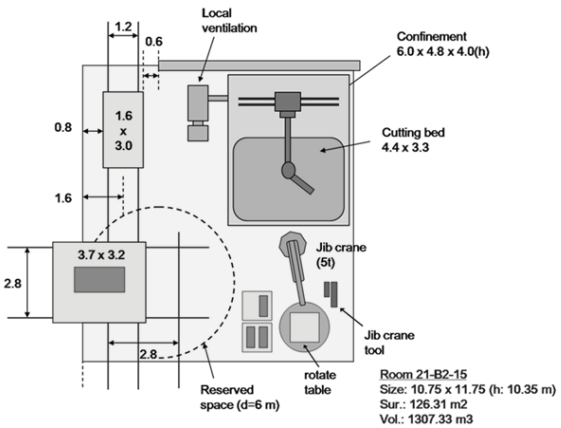


Fig. 2. Cutting station with laser cutting machine.

2.3 삼중수소 제거핫셀(Tritium Removal Station)

B형 폐기물 내 함유된 삼중수소는 프랑스의 처분 규제요건을 맞추기 위하여, 그리고 삼중수소 재활용을 위하여 폐기물로부터 제거되고 포집된다. 삼중수소 제거방식은 진공가열 방식이며, 제거된 삼중수소는 이송을 위해 액화된다. 공정속도를 감안하여 Fig. 3과 같이 두 개의 진공가열로를 설치하는 것으로 하였으며, 삼중수소 잔량 분석을 위한 샘플링장치도 설치하는 것으로 하였다.

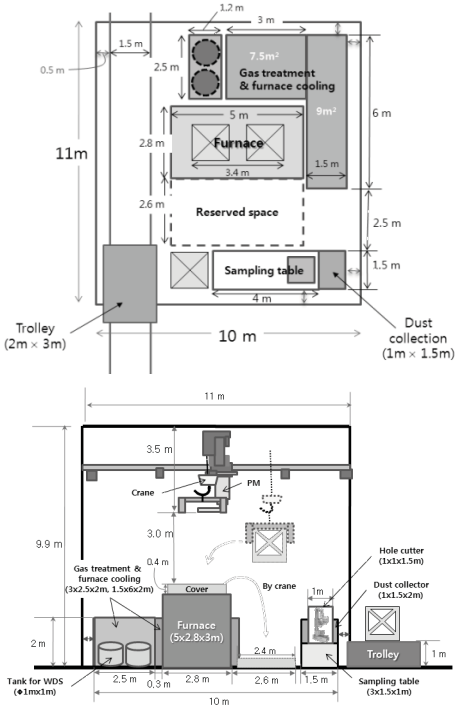
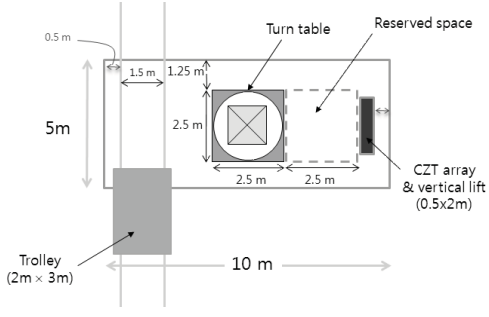


Fig. 3. Plane and vertical layout of Tritium Removal Station(TRS).

2.4 특성조사 핫셀(Characterization Station)

핫셀에서의 B형 폐기물 특성조사는 무게와 방사능을 알아내는 것이다. 회전테이블과 CZT 감마선 검출기 세트를 설치하는 것으로 하였다.



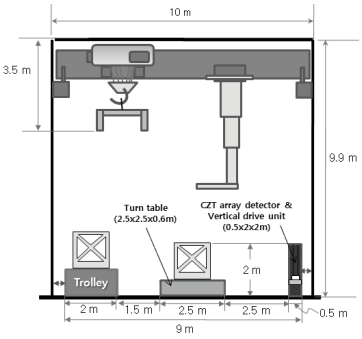


Fig. 4. Plane and vertical layout of Characterization Station.

2.5 예비포장 핫셀(Pre-packaging Station)

일련의 처리공정이 끝난 B형 폐기물은 뚜껑을 덮어서 저장된다. 바스켓 표면의 오염검사 장치 및 제염장치도 추가하였다.

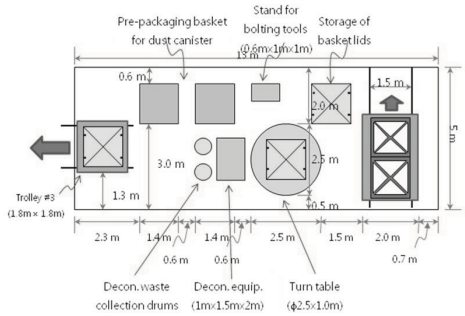


Fig. 5. Pre-packaging Station.

3. 결론

ITER에서 발생되는 B형 폐기물을 처리할 수 있는 핫셀의 배치를 설계하였다. 주어진 시설여건 하에서 처리장치의 기능 및 작업공간, 장치크기 및 형태, 운전조건 및 원격유지관리 등을 고려하여 적절한 기기배치를 수행하였다. 이 결과는 후속의 장치 설계시에 참고로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

이 연구는 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] “Room book of the ITER Hot Cell Facility”, ITER_D_2MYQHY v 1.6

ITER B형 폐기물 처리공정의 원격취급성

홍권표[1*], 오완호[1], 안홍주[1], 지영용[1], 홍대석[1], 안상복[1], 주용선[1], 이현곤[2], 정기정[2], 나병찬[3]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]국가핵융합연구소 ITER 한국사업단, 대전광역시 유성구 과학로 113
[3]ITER Organization, Route de Vinon-sur-Verdon, 13115, St. Paul-lez-Durance, France
[*]kp8452@gmail.com

1. 서론

ITER 핫셀에서 수행되는 B형 폐기물(장수명, 중준위 방사성폐기물)의 처리공정은 절단공정, 삼중수소제거공정, 특성조사공정, 예비포장공정, 오염검사 및 제염공정, 임시저장 등으로 구성되어 있으며, 모든 공정장치는 원격으로 운전된다. 장치가 고장 날 경우에도 원격으로 유지관리가 되어야 하므로 ITER 핫셀에서의 원격취급성은 중요하다.

본 연구에서는 ITER 핫셀에서 이루어지는 B형 폐기물 처리공정에 대하여 장치의 작업성, 공간 등 환경요건을 고려하여 원격작업의 적합성을 분석하였고, 장치가 고장났을 경우에 이를 수리하는 방안도 제시하였다.

2. 본론

2.1 ITER 핫셀 및 원격취급장치

ITER는 B형 폐기물을 처리하기 위하여 핫셀시설(HCB)의 지하층에 일정한 구역을 배정하였고, 인접건물(Personal Access Control Building, PACB)에서 원격으로 운전하도록 하였다. 핫셀시설 내 B형 폐기물을 처리하는 핫셀들의 방 크기는 Table 1과 같다. 모두 9000구역(red zone)으로 분류하고 있으며 원격으로 유지관리되도록 하였다.

또한 이 처리핫셀들에는 각종 처리장치를 운전하고, 방사성폐기물을 이송하며, 장치를 유지관리할 수 있도록 수종의 원격취급장치(Remote Handling Equipment, RHE)가 설치되는데 그 내용은 Table 2와 같다.

Table 2에서 천정크레인(#1~#4)이 커버하는 면적은 Fig. 1에 점선박스로 표시하였으며, 이들 각 원격취급장치는 유지관리실을 각각 가지고 있다.

또한 트롤리(Trolley)는 핫셀바닥에 설치되며(상판까지의 높이는 1 m), 크레인과 더불어 운반보조 역할을 하며, 특히 크레인 구역간의 이송을 담당한다. 동력원격조종기(Power manipulator)는 작업자가 핫셀내 처리장치를 원격으로 조작하는데 사용된다.

Table 1. Size of hot cells for Type B treatment

	W (m)	L (m)	H (m)
Buffer storage	14.75	24.75	10.35
Cutting station	10.75	11.75	10.35
TRS	10.75	11.75	10.35
Characterization	10.75	5.25	10.35
Pre-packaging	7.85	5.25	10.35

Table 2. RHE installed in Type B treatment hot cells

Station	Crane	Trolley	Power Manipulator
Buffer storage	40 ton (#1)	40 ton (#1)	-
Cutting station	20 ton (#2)	30 ton (#2)	1 ton (#1) (50kg)
TRS			
Characterization			
Pre-packaging	20 ton (#3)		1 ton (#2) (50 kg)
Temporary storage	20 ton (#4)	-	-

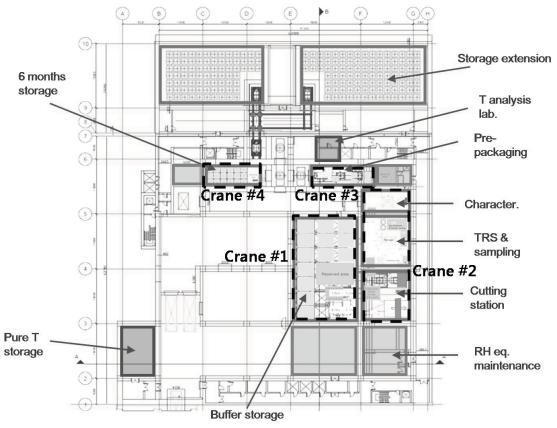


Fig. 1. Coverage of hot cell cranes (Dot boxes).

2.2 처리장치의 원격취급성

핫셀 내의 천정은 약 10 m 이지만, 크레인 브릿지의 설치 등으로 실제 가용높이는 줄어들어 약 6.8 m 가 된다. 또한 각변 1.4 m 크기의 폐기물 바스켓을 취급해야 하므로 핫셀 내의 처리장치의 최대 높이는 약 4 m 내외가 되어야 한다. 이러한 분석을 바탕으로 각종 처리장치를 설계하였으며, 각 장치별로 취급공정을 검토하였다. 특히 대형이 될 것으로 예상되는 절단핫셀의 기밀실, 삼중수소 제거용 진공가열로, 폐기물용기 표면 제염장치 등의 크기 및 작업성을 면밀히 분석하였다.

그림 2는 핫셀 공간의 높이 및 크레인 등 각종 장치의 높이 관계를 보여준다. B1 레벨과 L1 레벨 사이의 중간층은 크레인을 수리하기 위한 공간이다. 핫셀 내 폐기물처리장치의 예로 절단핫셀의 오염확산방지 기밀실(Confinement box)의 경우를 나타내었다.

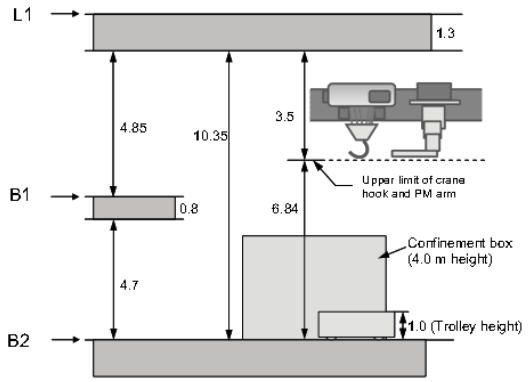


Fig. 2. Height consideration for RH workability.

2.3 핫셀장치의 유지관리 적합성

핫셀 내에는 여하한 경우에도 사람이 들어가지 않는 개념으로 설계되고 있으며, 핫셀 내 모든 장치는 원격으로 운전 및 유지관리된다. 유지관리 방안으로는 현장수리(In-situ maintenance)와 이송수리(Repair room maintenance) 2가지로 나누어 고려하였다.

현장수리는 양팔 동력원격조종기를 사용하여 장치가 있는 위치에서 수리한다. 소모품 등 부품의 교체, 간단한 수리 등이 이에 해당된다. 이송수리의 경우에는 동력원격조종기 등을 이용하여 장비를 해체하고, 크레인 또는 트롤리를 이용하여 제염실로 이송한 후, 원격제염을 수행하며, 다시 수리실로 이송하여 수리(Manual repair)한다. 수리가 완료되면 역순으로 장치를 재설치한다.

Table 3은 각종 처리장치의 주요한 몇 개의 항목에 대하여 수리하는 방안을 보여준다.

Table 3. Maintenance of hot cell equipment

Station	Equipment	In-situ maintenance	Repair room maintenance
RH equipment	Crane		O
	PM		O
	Trolley		O
Cutting	Laser head	O	
	Robot arm		O
	Fan		O
	Filters	O	
TRS	Furnace		O
	Gas treat sys.		O
	Sampling eq.	O (core bit)	O (motor)
Characterization	Rotation table		O
	Detector unit	O	
Pre-packaging	Covering eq.		O
	Decon. Eq.	O (nozzle)	O (gun)
	Inspection	O (sampler)	
Tritium lab.	Glove box	O	

3. 결론

ITER 핫셀에서 수행되는 B형 폐기물 처리공정에 대하여 원격취급성을 분석하였다. 각 공정의 작업성, 장치크기, 핫셀의 면적 및 높이, 원격취급장치 등을 고려하여 가용높이 내에서 작업이 가능한지를 분석하였다. 장치를 유지관리하는 방안으로 현장수리와 이송수리로 분류하여 항목별로 수리방안을 분석하였다.

4. 감사의 글

이 연구는 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] “Room book of the ITER Hot Cell Facility”, ITER_D_2MYQHY v 1.6

[2] Hot cell configuration management (Level B2), ITER_D_434MTA v 1.0

Kr, Xe 포집을 위한 AgZ 그래뉼 제조

백영희*, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*byh@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로 전처리공정에서는 Cs 등 준휘발성 핵종뿐만 아니라 Kr, Xe 등 휘발성 핵종이 발생된다. 이들 핵종 중 Kr, Xe 핵종을 포집하기 위한 극저온 증류법, 용매 흡수법, 멤브레인법, 흡착법 등 많은 연구가 수행되었다[1]. 최근의 연구에서는 미국 FCR&D (Fuel Cycle Research & Development) 배기체처리 시그마팀을 중심으로 무기흡착제를 이용한 흡착연구가 활발하다[2]. 이들 연구에서는 Xe을 포집하기 위한 NaZ 그래뉼을 제조하고 이를 은첨착시켜 AgZ 그래뉼을 제조하는 연구가 진행되고 있으며 이 공정이 미국 FCR&D의 Xe 포집 기준공정이다.

본 연구에서는 이러한 연구추세에 맞추어 NaZ 분말로부터 NaZ 그래뉼을 제조 및 물성을 측정하고 이 그래뉼에 은을 첨착시켜 은함량과 비표면적을 측정하였다. 측정된 물성을 기존에 발표된 자료의 물성 특성과 비교하고자 하였다.

2. 본론

2.1 NaZ 그래뉼 제조

본 연구에서는 Na_2O 함량 5%인 12 μm sodium mordenite(NaZ) 분말(Wako사, Fig. 1)을 이용하였다. NaZ 분말을 볼밀에 장입한 후 회전하면서 콜로이달 실리카 졸을 분사하면서 그래뉼 형태로 성형하였다. 성형이 끝난 그래뉼을 자연 건조하였다. Mordenite 분말의 온도에 따른 비표면적 변화 특성을 알아보기 위하여 각각 300℃, 400℃, 500℃, 600℃에서 5시간동안 열처리하였다. 열처리 전 분말의 비표면적은 588 m^2/g이었고, 300℃, 400℃, 500℃, 600℃에서 열처리한 후는 504 m^2/g, 500 m^2/g, 503 m^2/g, 88.5 m^2/g 로 상당히 열에 민감한 분말임을 알 수 있었다. 따라서, 적정 열처리온도를 선정하는 것이 중요한데 본 연구에서는 비표면적이 크게 변화지 않고 실리카졸을 분해할 수 있는 400℃를 적정 열처리 온도로 선정하였다.

이에 따라, 건조된 그래뉼을 선정된 적정 열처리 온도 400℃에서 5시간 소성한 그래뉼(Fig. 2)은 Table 1처럼 392 m^2/g 이었다. 실리카 졸을 넣지 않고 열처리한 경우는 500 m^2/g 이였는데 실리카 졸을 넣은 경우는 392 m^2/g 이었다. 즉 실리카졸로 인하여 22% 정도의 비표면적 감소가 있었다. 이와 같이 제조된 NaZ 그래뉼의 비표면적은 Table 2와 같이 Ianovski 등[3]의 그래뉼에 비해 1.8배 높은 값을 나타냈다.

Table 1. Surface area of NaZ granule. (m^2/g)

	Before	After
Sodium Mordenite (NaZ)	588	392

2.2 NaZ 그래뉼의 은교환

무기계 흡착제의 흡착성능을 증가시키기 위한 방법으로는 금속이온 특히 Ag이온교환 방법이 있다. Ag를 이온교환하면 Ag와 Xe의 상호작용시 Xe의 5p 궤도로부터 Ag의 5s 궤도로 전하 이동하는 σ-donation 때문에 서로 강한 상호작용을 보여 흡착량이 증가한다[4].

제조된 NaZ 그래뉼 55 g을 수분을 제거할 목적으로 24 시간 200℃에서 건조시켰다. 건조된 NaZ 그래뉼의 일부를 채취하여 0.8M $AgNO_3$용액 170 ml에 담갔다. 이를 24시간 동안 어두운 곳에 방치하여 은을 첨착시킨 후 증류수로 5회 정도 세척시켜 불순물을 제거하였다. 세척 후 오븐에서 180℃로 20시간 건조하여 회색의 AgZ 그래뉼(Fig. 3)을 제조하였다.

제조된 Ag 함침율은 9.2%, 비표면적은 300 m^2/g 이었다. 비표면적은 은첨착으로 인해 약 23% 감소하는 것으로 나타났다. Table 2에서 보는 것과 같이, INL의 AgZ 그래뉼[2]은 함침량 8.1%, 비표면적 250 m^2/g이고, 규슈대학의 그래뉼[3]은 4%, 109 m^2/g 인데 반하여 KAERI 그래뉼은 9.2%, 300 m^2/g으로 은 함침량 및 비표면적에 있어 높은 값을 나타내고 있다. 이는 같은 조건에서 더 많은 량의 Xe 흡착 가능성을 나타내고 있다. 현

재 Xe 흡착실험이 진행 중에 있다.

3. 결론

Kr, Xe 회수 및 분리 공정에 적용될 수 있는 NaZ 그래뉼, AgZ 그래뉼 제조 실험을 진행하면서 다음과 같은 결과를 얻을 수 있었다.

1) NaZ 분말을 볼밀에서 실리카졸 용액을 이용하여 성형하였고, 이를 건조, 소성하여 NaZ 그래뉼을 제조하였다. NaZ 그래뉼 적정 소성온도는 400℃이며 이때 비표면적은 392 m^2/g 이었다.

2) NaZ 그래뉼을 $AgNO_3$용액을 이용 은함량 9.2%까지 첨착 시킬 수 있었으며 이때 비표면적은 300 m^2/g이었다. 이렇게 제조된 AgZ 그래뉼은 문헌에 나타난 그래뉼보다 은함량, 비표면적에서 있어 우수한 값을 보이고 있다.

Table 2. Physical Properties of Sliver Ion-Exchanged Zeolites.

	NaZ granule BET(m^2/g)	AgZ granule BET(m^2/g)	Ag content (wt%)
INL[2]	-	250	8.1
Kyushu-U[3]	217	109	4
KAERI	392	300	9.2

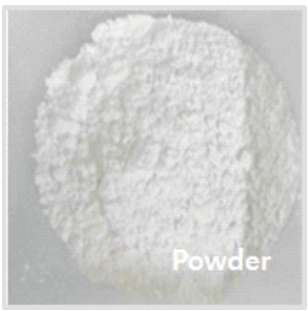


Fig. 1. NaZ powder.



Fig. 2. NaZ granules.



Fig. 3. AgZ granules.

4. 감사의 글

이 논문은 미래창조과학부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

[1] 백영희, 박장진, 신진명, 양재환, 유재욱, 박근일, "파이로공정 배기체처리를 위한 Kr/Xe 회수 및 분리공정 선정", 2013년도 춘계 방사성폐기물학회, pp. 299-300 (2013).

[2] T.G. Garn, M.R. Greenhalgh and J. D. Law, "FY-12 INL Krypton Capture Activities Supporting the Off-Gas Sigma Team", INL/EXT-12-26994 (2012).

[3] Munakata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 40[9], pp. 695-697 (2003).

[4] H. G. Nguyen, G. Konya, E. M. Eyring, D. B. Hunter, T. N. Truong, Journal of Physical Chemistry C, 113, pp. 12818-12825 (2009).

Lab-scale고화공정장치에서 무기매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 및 발생가스(HCl, Cl_2) 포집에 관한 연구

조인학[1], 박환서[2], 안수나[2], 이기락[2], 은희철[2], 박근일[2], 이영석[1]
[1]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식처리공정(pyroprocessing)은 LiCl 또는 LiCl-KCl 용융염을 이용하여 전기화학적 방법으로 U 및 TRU 금속을 회수하는 공정으로서 LiCl 또는 LiCl-KCl로 구성된 염화물계 방사성폐기물이 발생된다. 이러한 염화물계 방사성폐기물은 900℃이하에서 대부분이 휘발되는 물리적 특성을 가지고 있기 때문에, 이를 고려한 고화방법이 필요하다. 이에 대응하여 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)에서는 제올라이트 구조의 용융염내 안정성을 고려하여 금속염화물을 sodalite($Na_8Al_6Si_6O_{24}Cl_2$)로 전환하는 방법을 제안하였으며, 금속염화물을 고정화시키는 방법으로 붕규산 유리보다 낮은 용융점을 가지는 인산염유리를 이용하는 고화방법도 고려되고 있다. 제올라이트를 이용하는 경우에는 상대적으로 높은 내구성을 가지는 반면에, 최종처분부피가 크게 증가하는 단점을 가지고 있으며, 인산염 유리의 경우에는 최종 처분되는 부피는 상대적으로 작으나, 낮은 수화학적 안정성과 아울러 용융장치의 부식에 대한 문제가 발생된다. 이러한 단점을 해결하고자 금속염화물이 가지는 열적·화학적 불안정성을 사전에 제거하는 방법으로서 무기합성매질을 이용하여 탈염화를 수행하여 열적으로 안정한 형태로 전환한 후 고화하는 방법을 개발하여 왔다. 염소를 제거하고 금속만을 고화처리하는 방법은 처리효율이 높은 반면에 고독성의 염소가스를 발생시키는 단점을 가진다.

본 연구에서는 Lab-scale고화공정장치에서 무기합성매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 시험을 수행하였으며, 탈염화과정에서 발생되는 고농도의 염소가스(HCl. Cl_2)를 효과적으로 포집할 수 있는 흡착물질의 특성과 성능평가를 수행하였다.

2. 본론

무기합성매질인 SAP(SiO_2-Al_2O_3-P_2O_5)은 졸겔법으로 제조하였으며, 사용된 모의 금속염화물은 LiCl 90wt%, CsCl 6.8wt%, SrCl2 3.2wt% 이며, 무기합성매질과 금속염화물의 혼합비는 무게비로 2:1로 수행하였다. 반응 시간은 35~50 h, 반응온도는 표면온도를 기준으로 550~750℃까지 단계적으로 증가시켰다. Fig. 1은 Lab-scale고화공정에서 무기매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 장치의 개략도를 나타낸것이다.

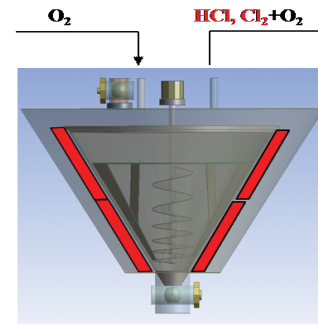


Fig. 1. A schematic diagram of the Lab-scale equipment used in this study.

Fig. 2는 무기합성매질 1.2kg과 LiCl계 금속염화물을 0.6 kg 혼합한 시료의 온도에 따른 탈염화반응의 결과를 나타낸 것이다. 반응온도는 초기에 550℃부터 시작해서 50℃간격으로 단계적으로 700℃까지 수행하였다. Fig. 2에서 볼 수 있듯이, 반응온도에 따라 변곡점이 나타났다. 초기 550℃에서 반응속도는 급격하게 증가되었으며, 이 때 금속염화물의 탈염화 반응율은 약 10%였고, 반응속도는 20 g/min · m^2이었다. 600℃에서도 반응속도와 반응율은 큰 폭으로 증가되지는 않았다. 반응온도가 650℃ 이상일 때는 반응율이 크게 증가되었으며, LiCl의 용융온도인 605℃ 이상인 반응온도 650℃에서는 반응속도와 반응율이 증가폭이 훨씬 크게 나타났다. 700℃에서는 반응속도와 반

응율이 현저하게 낮게 나타나 650°C에서 반응이 대부분 진행되었을 것으로 판단된다. 따라서, 초기에는 금속염화물의 용융온도보다 낮은 온도에서 탈염화 반응을 시작하여 단계적으로 온도를 올리는 것이 보다 더 효과적이라 판단된다.

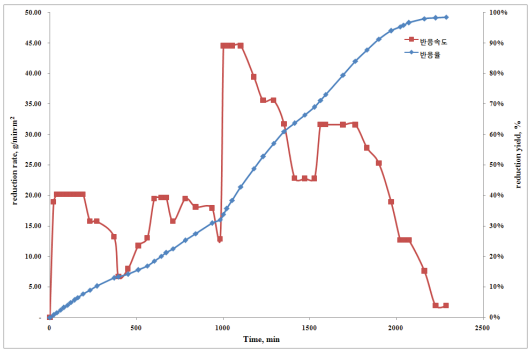


Fig. 2. Results of LiCl dechlorination by using SAP at 550°C~700°C.

무기합성매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 과정에서 염소가스(HCl, Cl_2)는 1000~30000 ppm의 고농도로 발생된다. 염소를 포집할 수 있는 여러 가지 물질의 온도에 따른 반응 gibbs free energy를 확인하면, 알칼리금속의 산화물, 수산화물, 탄산화물이 가장 좋은 반응성을 가지고 있음을 알 수 있다. 파이로프로세스에서 사용되는 전해질은 LiCl 또는 KCl이기 때문에 알칼리금속 중 Li 또는 K가 염소가스 포집물질로 가장 적합하다고 판단된다. Fig. 3은 Lab-scale 탈염화 장치에서 발생되는 염소가스를 LiOH로 포집한 후의 생성물의 사진과 열감량분석 및 XRD결과를 나타낸 것이다.

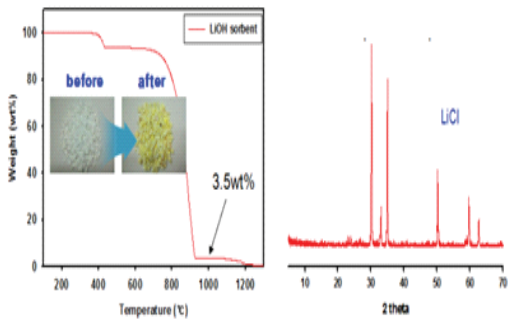


Fig. 3. Experimental results of Cl adsorption.

Fig. 3에서 보는 것처럼, XRD분석결과 얻어진 생성물은 모두 LiCl로 확인되었으며, 열감량분석은 LiCl이 600℃이후로 쉽게 휘발되는 특성을 고려하여 잔류 미반응물의 반응율을 추산한 결과이다. 염소가스와 반응 후 얻어진 생성물에는 미반응 Li_2O가 약 3.5wt%가 존재하며, 반응율은 96.5%로 확인되었다.

3. 결론

Lab-scale고화공정장치에서 무기합성매질을 이용한 금속염화물의 탈염화 시험결과 초기에는 표면온도를 금속염화물의 용융점 보다 낮은 온도로 탈염화 반응을 수행해서 단계적으로 온도를 올리는 것이 반응율과 반응속도가 효과적임을 확인하였으며, 이 때 배출된 생성물의 열적 안정성이 크게 개선되었다. 또한, 고화공정에서 발생되는 염소가스의 포집물질로 사용된 알칼리금속 수산화물이 반응성이 높다는 점과 반응율을 95%이상 얻을 수 있는 결과로, 전해공정의 전해질인 LiCl로 사용할 수 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

[1] Journal of Material Science, “The immobilization of high level radioactive waste using ceramic and glasses", 32, pp. 5851-5887, 1997

[2] Journal of Non-Crystalline Solids, "Candidate wasteforms for the immobilization of chloride-containing radioactive waste", 348, pp. 225-229, 2004

[3] Environmental Science and Technology, "Stabilization/solidification of radioactive salt waste by using $xSiO_2$-yAl_2O_3-zP_2O_5 (SAP) material at molten salt state", 42, pp. 9357-9362, 2008

[4] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 175-176, 2012

LiCl 염내 존재하는 2족 핵종 분리에 관한 기초연구

은희철[1*], 최정훈[1], 조용준[1], 이태교[2], 조인학[2], 김준홍[1], 이기락[1], 박환서[1], 박근일[1]
[1]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[2]충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
[*]ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 사용후핵연료로부터 연료물질로 사용이 가능한 U 및 TRU 금속을 회수하는 파이로프로세싱(Pyroprocessing)을 1997년부터 개발해오고 있다[1]. 이러한 파이로프로세싱 중 전해환원공정은 산화물 형태의 사용후핵연료를 금속형태로 전환하는 중요한 역할을 수행하는 공정이며, 이 과정에서 2족 핵종(Ba, Sr) 염화물을 함유한 LiCl 염폐기물이 발생된다[1]. 이 염화물 형태의 2족 핵종들은 물에 대한 용해도와 방열성이 큰 방사성 핵종들이기 때문에 최종처분을 위해서는 이들을 분리하여 안정한 형태로 고화하여야 한다[1].

이를 위해 한국원자력연구원에서는 경막결정화법을 이용하여 LiCl 내 1/2족 핵종을 농축/분리할 수 기술을 개발해오고 있으며[2, 3], 이 기술을 통해 상당량의 LiCl 염폐기물을 재생 및 감축할 수 있음을 확인하였다. 그러나 이 기술을 통해 발생되는 폐기물 즉, 2족 핵종이 상당량 농축되어 있는 폐기물은 대부분이 물에 대한 용해도 및 고온에서의 휘발성 그리고 장치에 대한 부식성 등이 높은 LiCl 염으로 구성되어 있어 안정한 형태로 고화처리하는 것이 쉽지 않다. 따라서 상기의 염폐기물을 안정한 형태로 처리하기 위해서는 LiCl 염내 존재하는 2족 핵종을 분리하는 것이 필요하다.

따라서, 본 연구에서는 LiCl 및 2족 핵종의 물리/화학적 특성을 이용하여 LiCl 염내 2족 핵종을 분리하기 위한 기초실험을 수행하였으며, 이 실험결과를 바탕으로 LiCl 염내 2족 핵종을 분리하기 위한 공정을 도출하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

LiCl 염내 2족 핵종을 분리하기 위한 기초실험으로 염화물 형태로 분리하는 직접증류(direct vacuum distillation)와 화학적 전환 후 증류/분리하는 화학적 전환 및 증류(chemical conversion/vacuum distillation) 등 2가지를 수행하였다. 전자의 경우 감압조건에서 열중량감압분석을 수행할 수 있는 TG furnace system을 이용하여 직접증류를 수행하였고, 후자의 경우 전기로에서 화학적 반응을 수행한 후 TG furnace system에서 감압증류함으로써 기초실험을 실시하였다. Fig. 1은 상기의 기초실험에 사용된 TG furnace system을 나타낸 것이다. Fig. 1에 나타낸 바와 같이 이 시스템은 알루미나 튜브, 로드셀, 디지털 압력센서, 전기히터, 온도센서(R 타입), 알루미나 도가니, 냉각자켓, 응축염 회수용기, 필터, 밸브, 진공펌프 그리고 냉각수 순환장치 등으로 구성되어 있으며, 1,000°C 및 0.1 Torr까지 가열 및 감압이 가능한 장치이다.

직접증류를 위한 기초실험을 수행하기에 앞서 감압조건에서 2족 핵종 염화물($BaCl_2$, $SrCl_2$)의 휘발특성을 관찰하였으며, 이 결과와 LiCl의 휘발특성[]을 바탕으로 바탕으로 운전온도를 750~900 °C, 운전압력을 1.0 Torr로 설정하여 실시하였다. 이상의 직접증류실험결과 900°C의 운전온도에서도 2족 핵종의 대부분이 염화물 형태로 잔류하고 LiCl은 휘발하여 대부분이 응축염 회수용기에 포집되었다.

고화처리 및 취급의 용이성을 고려하여 2족 핵종을 비교적 안정한 형태로 전환하여 분리하고자 화학적 전환 후 감압증류를 수행하는 기초연구를 수행하였다. 이 실험은 650°C의 온도에서 운전되는 전기로에서 Li_2O를 이용하여 2족 핵종을 산화물 또는 산염화물 형태로 전환한 후 TG furnace system에서 LiCl을 증류하여 2족 핵종을 열적으로 안정하고 취급이 용이한 산화물 또는 산염화물 형태로 분리를 위한 것으로 Li_2O 주입 당량에 따른 2족 핵종 염화물의 반응특성과 LiCl 증류 후 2족 핵종의 잔류특성을 분석하여 LiCl 염내 2족 핵종의 분리특성을 살펴보았으며, 그 결과 2족 핵종은 산화물(SrO) 또는 산염화물(Ba_4OCl_6)로 전환되어 대부분 분리됨을 확인하였다.

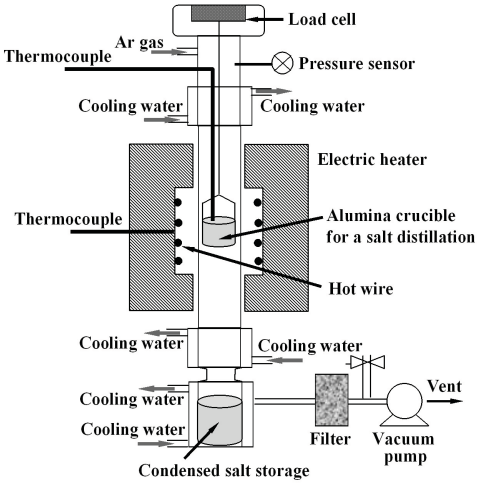


Fig. 1. A schematic diagram of a furnace for a thermo-gravimetric analysis at a reduced pressure.

3. 결론

사용후핵연료 파이로공정에서 발생되는 LiCl 염 폐기물 내 2족 핵종의 분리를 위한 기초연구를 실시하였고, 2가지 방법을 통해 모두 2족 핵종을 거의 대부분 효과적으로 분리할 수 있음을 확인하였으며, 이 결과들은 LiCl 염내 2족 핵종의 분리를 위한 공정 구축 및 2족 핵종의 저장 또는 활용에 대한 용이성 증진에 기여할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] K.C. Song,, H.S. Lee, , J.M. Hur, , J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, Nucl. Eng. Technol. 42, 131-144, 2010

[2] H.S. Lee, G.I. Park, K.H. Kang, J.M. Hur, J.G. Kim, D.H. Ahn, Y.Z. Cho, E.H. Kim, Nucl. Eng. Technol., 43, pp. 317-328, 2011

[3] Y.Z. Cho, G.H. Park, H.S. Lee, I.T. Kim, D.S. Han, Nuclear Technology, 171, pp. 325-329, 2010

LiCl-KCl 공융염을 이용한 염 증류장치 증류도가니의 Scale-Up을 위한 특성 연구

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

1. 서론

파이로프로세스 (Pyroprocessing) 전해정련공정 중 염 증류공정은 전해정련조에서 생성된 우라늄 전착물로부터 염을 증류 분리해냄으로서 염과 우라늄만을 회수한다.[1-3] 현재 전해정련조은 처리성능 향상을 위한 연구가 활발하게 진행되고 있으며, 이에 따라 염 증류장치도 처리용량을 증대시킨 미래의 전해정련조에 상응하는 처리성능 향상 연구가 진행되고 있다.[4] 따라서 본 연구에서는 증기압과 증발속도식의 변수 중 도가니의 면적과 높이의 상관관계를 알아봄으로서 향후 증류도가니의 Scale-Up 시 필요한 기초자료로 활용하고자 하였다.

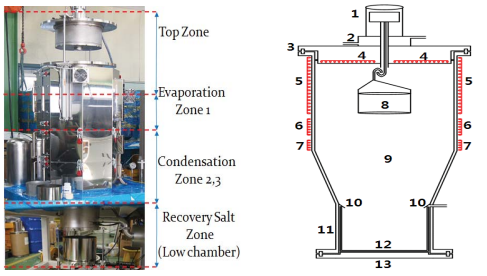
2. 실험장치 및 방법

본 연구를 수행하기 위한 실험방법은 증류도가니에 순도 99.9%의 LiCl-KCl 공융염 일정량을 취한 후 반응조의 로드셀에 장착시키고 진공펌프를 작동하여 반응조 내부의 진공도가 1×10^{-3} Torr가 되도록 한다. 이후 반응조 내부의 온도를 실험 온도까지 승온 시키면서 로드셀의 무게 변화를 측정하였다. 본 실험에 사용된 염 증류장치의 모식도는 Fig. 1에 나타내었다. 또한 실험에 사용된 증류도가니는 기준 도가니로 사용된 A형 도가니 (Φ50×H50)와 높이를 다르게 한 B형 도가니 (Φ50×H100), 면적을 다르게 한 C형 도가니 (Φ100×H50)를 사용하였으며, Fig. 2에 나타내었다.

3. 실험 결과

증류도가니의 높이를 다르게 하여 실험한 결과는 Fig. 3에 나타내었다. 사용된 도가니의 면적은 19.6 cm^2으로 동일하고 높이를 5 cm와 10 cm로 각각 다르게 하였고, 증류구간의 온도는 850, 진공도 2×10^{-3}로 모든 실험조건을 같게 하였다. 동일조건에서 실험한 결과 증류가 시작되는 온도는 A형의 도가니에서는 550℃, B형에서는 662℃로 나타났으며, 증류 종료온도는 B형 도가니에서 839℃로 A형 도가니에 비해 31℃ 높게 나타났다. 또한 실험시작시간부터 종료까지의 유지시간은 A형, B형 도가니에서 각각 251 분, 261 분으로 A형 도가니에서 10 분정도 빠른 결과를 나타내었다. 온도구간별 증류속도는 600~700℃구간, 700~800℃구간, 800~종료온도에서 A형 도가니는 0.028 $g/cm^2\cdot min$, 0.047 $g/cm^2\cdot min$, 그리고 0.084 $g/cm^2\cdot min$로 나타났으며, B형 도가니에서는 0.008, 0.055, 0.096 $g/cm^2\cdot min$로 각각 나타났으며, 평균증류속도는 A형, B형 도가니에서 각각 0.04 $g/cm^2\cdot min$, 0.049 $g/cm^2\cdot min$로 비슷한 증류속도를 보였다. 이러한 결과는 열에너지를 보유한 염 증류기체가 수직으로 상승하지 않고 도가니 내부에서 점차적으로 증가하다가 최종적으로 도가니 밖으로 배출됨을 알 수 있다. 따라서 도가니의 Scale-Up 시 도가니의 높이는 최대한 낮게 하는 것이 좋다는 것을 알 수 있다.

Fig. 4는 도가니의 면적을 달리하여 실험한 결과를 보여주고 있다. 실험에 사용된 도가니의 면적은 19.6 cm^2, 78.5 cm^2으로 각각 다르게 하였고 높이는 5 cm 로 같게 하였다. 실험결과 증류 종료온도는 C형 도가니가 A형 도가니에 비해 약 31℃ 빠르게 종료되는 결과를 보였고, 종료시간 또한 약 12 분 빠르게 나타났다. 그러나 단위면적당 평균 증류속도는 A형 도가니가 0.04 $g/cm^2\cdot min$, C형 도가니 0.018 $g/cm^2\cdot min$로 약 4배 정도 낮게 나타났다. 이러한 결과는 동일 시료량을 처리할 때 면적이 넓을수록 증발량이 많아 유지시간 및 온도 측면에서 유리함을 알 수 있으며, 증류속도를 기준으로 하여 계산해본결과 시료의 양이 2배 증가할 때 도가니의 면적은 약 4배의 증가가 필요함을 알 수 있다.



1. Load cell system 2. Cooling jacket 3. Top flange
4. Top zone heater 5. Zone 1 heater 6. Zone 2 heater
7. Zone 3 heater 8. Crucible 9. Main chamber
10.Salt flow guide 11.Low chamber 12.Recovery salt basket
13.lower flange

Fig. 1. Detail scheme of the salt distillation equipment for salt separation in uranium deposit.

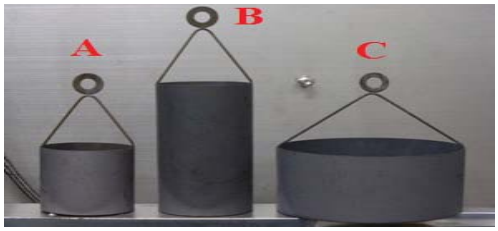


Fig. 2. Detail scheme of the salt distillation equipment for salt separation in uranium deposit.

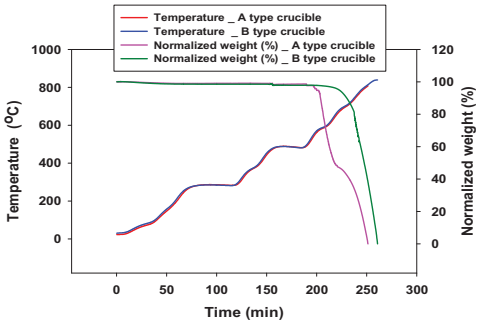


Fig. 3. Detail scheme of the salt distillation equipment for salt separation in uranium deposit.

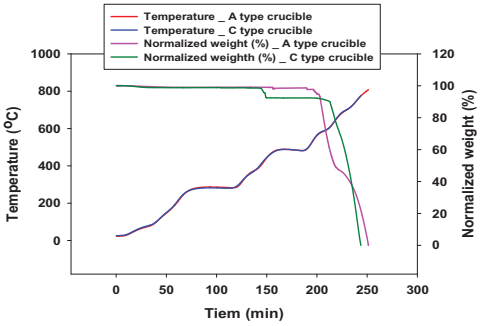


Fig. 4. Detail scheme of the salt distillation equipment for salt separation in uranium deposit.

4. 결론

LiCl-KCl 공융염을 이용하여 염 증류도가니의 Scale-Up을 위한 도가니의 높이와 면적에 따른 실험결과 도가니의 높이는 낮을수록 좋은 결과를 보였고, 도가니의 면적은 시료양이 2배 증가할 때 면적은 약 4배 크게 하여야 함을 알 수 있었다.

5. 참고문헌

[1] 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

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

[3] LILY L. WANG and TERRY C. WALLACE, SR, "Vacuum Evaporation of KCl-NaCl Salts: Part I. Thermodynamic Modeling of Vapor Pressures of Solid and Liquid solutions", Metallurgical and Materials transactions B, Vol 27B, pp. 141-146, 1996

[4] 권상운, 박기민, 김정국, 김승수, 이성재, 정정환, 박성빈, "고액분리컬럼-증류탑 일체형 고성능 염분리장치 개발", 한국원자력 연구구원 보고서, 2012

PIE시설의 HVAC 시스템의 유지보수

황용화*, 정상희, 김도식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hyh@kaeri.re.kr

1. 서론

PIE시설은 취급하는 핵연료로부터 방사성 부유물질 등 오염원을 내포하므로 최적의 운전상태 유지와 주변 환경의 보호를 위해서는 HVAC 시스템이 필수적인 장치이다. 방사성 구역에는 항상 부압상태가 유지되는데 오염이 가장 심한 부분이 가장 높은 부압을 갖게 되어 각 구역별로 압력차가 생기고, 또 공기의 흐름을 제어하여 원만한 운전이 이루어지고 있다. 방사성 구역의 배기계통에는 고성능필터가 설치되어 있고, 특히 핫셀(Hot cell) 에는 전치용 HEPA 필터와 배기용 원통필터, 활성탄필터, HEPA 필터 등 다중의 여과장치가 설치되어 오염물질이 대기로 방출됨이 없도록 완벽한 공기조화 설비가 운전되고 있다. 배기팬에는 금지구역용, 관리구역 및 제한구역용, FH(Fume hood)가 있다. 공기시스템의 주요장비는 주 및 재가열 장치(preheating, reheating coil), 냉각장치, 급·배기팬, 각종 제어장치가 설치되어 있다. 시설의 항온, 항습 유지와 작업조건을 유지하기 위해서는 각 계통의 보수 및 점검이 선행되어야 한다.

2. 본론

2.1 팬의 제어 및 풍량측정

축류형 급기팬은 나선형으로 공기를 토출하므로 정압손실이 큰 편으로 내부에 안내깃(guide vane)을 설치하여 보완하고 있다. 팬의 공기흐름은 토출부는 대부분 엘보 덕트로 되어 있기 때문에 와류 발생과 속도분포가 불안정하여 정압손실이 발생된다. 토출 덕트의 직선길이는 직경의 3~5배가 요구되나 공간 확보가 쉽지 않다. 덕트의 굴곡 및 길이에 의한 풍량 손실로 인해 설계 풍량의 ±10% 범위 내에서 여유분을 주고 있다. 배기팬은 압력 범위가 크고 높은 정압이 요구되기 때문에 고효율을 낼 수 있는 turbo형 impeller를 쓰고 있다. 급·배기 팬 공히 speed control 제어에 의한 방식을 이용하고 있다.

2.2 주 및 재가열 장치

가열 장치는 발열성능이 우수하고 내압에 잘 견디는 판형(Plate)방식을 사용하고 있다. 코일 유니트(coil unit)마다 trap unit를 개별로 설치하여 동파로 인한 파손의 위험을 줄이고 있다. 코일 유니트 제작에는 99.99% 이상의 이음매 없는 인탈산 동관이 사용되었으며 10 Kg/㎠.G의 압력에 견디도록 설계하였고 0.15 mm 두께의 알루미늄 fin을 1인치당 8-10매를 삽입하였다, tube와 fin은 열전달 효과를 높이도록 유압으로 밀착하고 코일의 전면풍속은 2.7 m/sec 이하가 되도록 선정하였다. 열교환기의 부속 배관 재료와 이음쇠는 STS 304 TPA KSD 3576(SCH40) 및 KSB 1543 40S를 사용하고 STS valve, elbow, tee, reducer, flange등 부품은 시험압력 10 Kg/㎠ 이상이다. coil unit의 head 상, 하부에 air vent 및 drain socket을 취부하고 좌, 우로는 1/100의 구배를 주어 응축수가 쉽게 배수되는 구조로 하였다.

2.3 각 구역 부압

시설의 부압유지는 오염도가 높은 구역은 가장 낮은 압력으로 오염도가 낮은 구역은 높은 압력을 유지되게 설계되어 있고 공기흐름은 오염도가 낮은 구역에서부터 오염도가 높은 구역으로 흐르도록 하여 역류방지와 구역간의 차압을 유지하고 있다. 시설내로 흡입된 공기는 시설 흡기계통에서 분진제거와 적절한 온, 습도 조건을 유지한 채 시설 각 구역별로 흐른 후 반드시 배기 계통에서 정화과정을 거쳐야 만이 시설 외부로 배출되도록 되어 있다. 구역기능별 압력조건, 환기회수는 아래와 같다.

구 역	압 력	시간당 환기회수
Inactive Zone	Slight over pressure	3
Working Zone	-3 to -5 mmWG	≥4
Intervention Zone	-6 to -8 mmWG	≥5
In-Cell Zone	-15 to -20 mmWG	≥10

2.4 급·배기 팬의 보수

급기팬은 axial팬으로 후류의 선회유동을 방지하는 베인(vane)이 있어 효율 및 압력을 높일 수 있다. 구조가 간단하고 경량이나 상대적으로 소음이 많이 발생한다. 장기간 사용에 따른 피로현상, 진동에 의한 균열, 날개 밸런스의 불평형 등으로 보수가 요구되었다. 보수내용 및 제작 재질을 보면 축류형(propeller blade)날개이고 boss와 익형은 가볍고 강도가 높은 알미늄 합금 (AC4C)재질로 보수 후에는 불균형 수정시험(balancing test)을 실시하였다. impeller의 불균형 수정시험은 공정상 가장 중요한 부분으로 설정된 축 중심 위에 회전부분의 무게 분포를 고르게 하는 것으로 원심력의 허용범위에서 수정한다. 밸런스 정밀도는 G 6.3 기준 이내에 들도록 하였다.

2.5 조절변 (control valve controller)

조절계(controller positioner)는 diaphragm valve에 controller를 부착시켜 동작하면 valve stem의 stroke를 feed-back 시키므로 정확한 stem의 위치를 유지하고 고차압 유체, 고압조건하에서 마찰저항, 점성유체 등에 의한 영향을 최소한으로 한다.

2.6 펌프계통의 보완

HVAC계통의 펌프는 실내의 온, 습도 조절을 위해 냉각 및 감습 능력을 향상시키는 순환펌프와 스팀 응축수를 회수하는 feed water 펌프로 분류된다. 방사성 구역에 설치된 응축수 펌프의 경우 흡입력으로 인해 방사성 물질이 펌프 casing 내로 인입되어 오염될 위험성을 내포하고 있다. 이를 방지하기 위해 축봉장치(grand packing)를 정밀가공하여 mechanical seal(X-200)을 장착하고 있다. 펌프 및 모터의 베어링 교체, flange coupling의 fitting 상태, 임펠러의 정렬(alignment) 등으로 보완하고 있다.

3. 결과 및 고찰

주기 점검과 각종 시험을 수행함에 따라 장치의 결함, 불완전한 운전상태 등을 사전에 파악하여 원활한 시설 운전과 장치의 향상에 기여할 수 있도록 유지보수를 실시하고 있다. 그 결과로 pre-heating coil은 기존 제품보다 길이를 반으로 줄여 코일파손을 최대한 방지하면서 열효율을 높이고, 코일에 구배를 주어 응축수의 배수가 용이하였다. 급·배기 팬 보수는 내식, 내마모구조의 팬익으로 교체하여 저소음, 고효율을 얻을 수 있었다. 그 결과로부터 장치의 성능 및 특성을 분석하여 유지, 보수 및 운영에 최대한 반영하였다.

또한 각 구역에는 시간당 4~10회 이상 외부 공기를 급기하여 순환시켜야 하기 때문에 환기시스템에는 대형 회전기계류가 많이 사용된다. 이들 HVAC 기계류에 대한 효율적인 운전 및 유지보수는 환기조건의 정상유지는 물론이고 이들 설비의 운전비용의 절감, 안전사고의 미연의 방지 등에 있어서 매우 중요한 문제임을 인식하였다.

Prerequisite Items of Spent Fuel Evaluation during Transportation and Interim Storage

Soyoung Kim[1*], Yoonhee Lee[1], Sungki Lee[1], Yilsup Jung[1], Jinkyoung Kim[2], Sangjin Lee[2]
[1]KEPCO NF Co. 989 beon-gil 242, Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea.
[2]Korea Radioactive Waste Agency, 89 Bukseongno, Gyeongju-si, Gyeongsangbuk-do, Korea
[*]soyoungkim@knfc.co.kr

1. Introduction

The year of storage capability limit is coming soon. Among the many back-end fuel cycle options, transportation and interim storage(T&IS) of spent fuel(SF) is one of the potential scenario. One of the top tier requirements of SF during its T&IS is that the SF must maintain the integrity[1]. Thus, a technology of SF integrity evaluation is an essential prerequisite. The process development for evaluation of SF integrity could be classified as the four stages. The first step is SF characteristic analysis. The second is analysis and forecast of internal and external regulation requirement. The third is environmental analysis according to the management plan. Last is development of the integrity evaluating techniques. For the first step, this paper analyzed current status of SF characteristic and suggest the overall process of SF integrity evaluation.

2. Behavior and characteristic of SF

Generally the initial condition of SF is the state of fuel at end-of-life. For this reason, the performance data of fuel at end-of-life requires each fuel type. But since types of fuel are so various, it is necessary to select the representative fuel among many fuels of each type. And SF should be classified as damaged or undamaged, because of special management and intimate association with cask and system of T&IS.

2.1 Performance data of fuel rod after burn-up

The SF characteristics are connected with various kinds of the in-reactor performance parameter such as, cladding diameter, oxidation, hydrogen content, stress, damage of fuel, etc. For SF integrity evaluation, above data of fuel is required.

For example, because the stress of SF is calculated using cladding diameter of fuel rod after burnup, cladding diameter of SF is important data for SF integrity evaluation.

Using clad diameter(D), hoop stress($\sigma_{h.s}$) formula can be expressed as below.

$$\sigma_{h.s} = \frac{P \bullet D}{t} \quad (1)$$

where, P is internal pressure of fuel and t is cladding thickness excluding oxide corrosion.

Also, the oxidation and hydrogen content of cladding are important and this two data are interrelated. After the cladding outer surface oxidizes by reacting with water in reactor(Eq. 2) and the hydrogen uptake of cladding occurs. About 20% of created hydrogen is absorbed into cladding[2].

$$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 \quad (2)$$

The cladding becomes brittle by oxidation and hydrogen uptake. Hydrogen uptake cause delayed hydride cracking. So, in SF integrity evaluation, oxidation and hydrogen contents are very important.

In general, the maximum oxide layer thickness shall not exceed 100microns. Or the hydrogen concentration of cladding shall not exceed the fuel design limit concentration of 600ppm.

In addition to above data, far more data are needed to SF integrity evaluation; internal pressure, creep, effective thickness of cladding, etc. This is available from PSE and PIE. For SF integrity evaluation, necessary items of SF characteristic are shown in Table 1.

Table 1. Necessary Item of SF Characteristic

	Clad Type	Burnup	Clad Oxide Thickness	Clad Diameter	Clad Hydrogen Content	Fission Gas Release Amount	Rod Internal Pressure	Etc.
Fuel A								
Fuel B								
Fuel C								

2.2 Damaged spent fuel

The damaged SF has to be managed specially and is closely associated with cask and system of T&IS. So, it is important that SF is classified between two separate branches, damaged and undamaged. According to NUREG-1536[3], Fig. 1 shows damaged fuel classification system of SF.

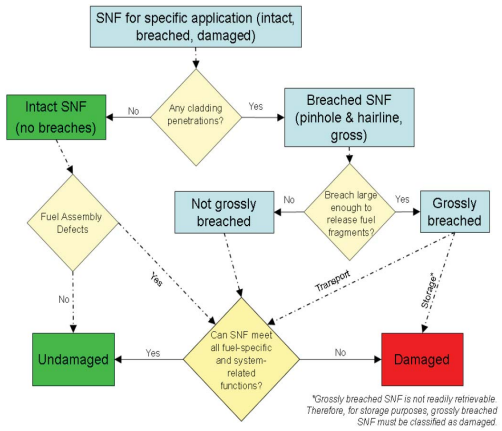


Fig. 1. Damaged Fuel Classification System[3].

From 1978 to 2012, 814 of all PWR fuel rods in Korea were damaged[4]. In Korea, most of damaged fuel rods were taken out of the fuel assembly. In this case, the fuel assembly is not damaged SF in accordance with Fig 1. Some of damaged fuel rod that comes out of the fuel assembly is stored in a separate container. Except for this, some was transported to KAERI for PIE. But, sometimes, while damaged fuel rods were taken out of the fuel assembly, the damaged fuel rod is broken and some of that exist in fuel assembly. This fuel assembly is classified as damaged SF including SF with hardware damaged and should be particularly handled during T&IS.

3. Approach of system for SF integrity evaluation

For SF integrity evaluation, it is necessary to expect SF behavior(degradation mechanism) during T&IS and to set up failure criteria of SF. For this, the proposed process is as follows. First the representative fuel(SF) needs to be selected. Secondly, the characteristic data of representative fuel(SF) must be measured by PSE and PIE or defined through other methods such as a literature survey etc. And the characteristic DB of SF must be built up. Thirdly, to expect SF behavior during T&IS, a code needs to be developed or the existing fuel behavior evaluation tools needs to be modified. And using this code or tools, it is necessary to analyze SF behavior during T&IS. Lastly, in the light of analyzed data, failure criteria of SF should be established.

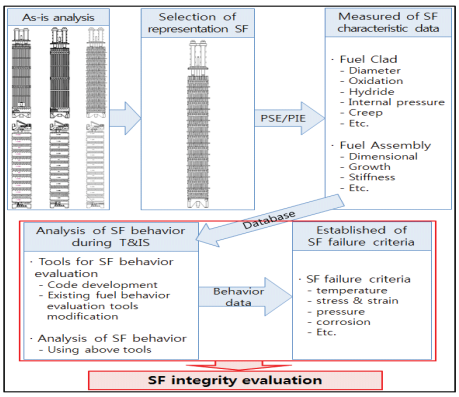


Fig. 2. The overall process of SF integrity evaluation.

4. Conclusion

Regarding SF integrity evaluation, it is prerequisite work to establish SF evaluation technology. First of all, it is essential to know physical characteristics and performance data of fuel rod in reactor. The initial condition of SF is the state of fuel at end-of-life. Also, the damaged SF has to be managed specially. It is important to determine whether a fuel assembly is damaged or not. It is possible to approach SF integrity evaluation based on above information. Proposed approach process is shown in Fig 2.

5. Reference

[1] S.Y. Kim, S.K. Lee, B.S. Choi, K.S. Choi, C.J. Lim, The approach of used fuel integrity evaluation during transportation and storage, ENC, 2012

[2] DOE, HDBK-1017/2-93 DOE fundamentals handbook material science, 1993

[3] NRC, NUREG-1536 Revision 1, Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility, 2010

[4] KNF, KNF-TR-NFR-13003, Rev.0, 2012

SDTS 시스템의 방사선 차폐선량 모사

최홍엽*, 박창제, 김정동, 이용덕, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chy119@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 및 Pyroprocess 공정을 통한 핵물질내 존재하는 동위원소를 정량분석하기 위하여 첨단 핵물질 측정 기술인 SDTS[1,2] (Slowig Down Time Spectrometer) 시스템을 개발하는 중이다. SDTS 시스템은 중성자의 감속 에너지를 이용하여 핵물질내 동위원소 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 다양하고 강한 방사선을 차폐하기 위하여 본 연구를 수행하였다. 본 연구에서는 단순화된 계산 모델을 선정하여 방사선 차폐선량 모사를 MCNPX2.5 코드[5]를 이용하여 수행하였다. 아울러 일반인 선량 기준치(1 μSv/h)에 적정한 구조선정을 위한 평가를 하였다.

2. 본론

2.1 Concrete 두께에 따른 방사선 선량모사

우리가 흔히 사용하는 concrete를 이용하여 방사선 차폐선량모사를 하였다. Concrete두께에 따른 Dose rate를 알아보기 위하여 몬테칼로 코드인 MCNPX2.5를 이용하였다. 기본 모델은 Fig. 1과 같이 구성하였으며, 납의 두께는 170 cm, 납과 Concrete와의 거리는 40 cm, concrete두께는 135, 136, 137, 138, 139, 140, 145, 150, 155, 160 cm로 1 cm씩 늘려가면서 계산하였다.

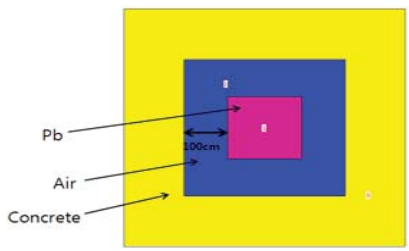


Fig. 1. Neutron shielding model.

Concrete두께에 따른 방사선 선량을 모사한 결과 Table 1에서 계산 된 것과 같이 139 cm 부터 0.097 μSv/h로 만족하였고, 155 cm에서 0.018 μSv/h로 약 10배정도 낮게 나온 것을 알수가 있다.[6]

Table 1. Dose Rate for Concrete

Thickness (cm)	Dose rate (mSv/h)	Error	μSv/h
135 cm	1.50E-04	0.0275	0.15
136 cm	1.34E-04	0.0281	0.134
137 cm	1.19E-04	0.0301	0.119
138 cm	1.09E-04	0.0351	0.109
139 cm	9.70E-05	0.0331	0.097
140 cm	9.05E-05	0.0356	0.091
145 cm	5.14E-05	0.0431	0.051
150 cm	3.05E-05	0.0582	0.031
155 cm	1.76E-05	0.0667	0.018
160 cm	1.23E-05	0.0944	0.012

2.2 혼합 구조에 따른 방사선 선량모사

일반인 선량 기준치(1 μSv./h)에 만족하며 공간적인 제약을 최소화하는 차폐 구조를 선정하기 위하여Fig. 2와 같은 혼합 구조를 구성하여 계산을 하였다. 혼합 구조는 Concrete 사이에 Borax를 놓아둔 구조이다. 이번 계산은 일반 concrete와 Heavy concrete로 나누어 수행을 하였다. 이렇게 차폐를 계산한 이유는 차폐재의 두께를 줄임으로서 차폐에 드는 비용과 두께에 따른 공간적인 제약을 최소화하기 위함이다.

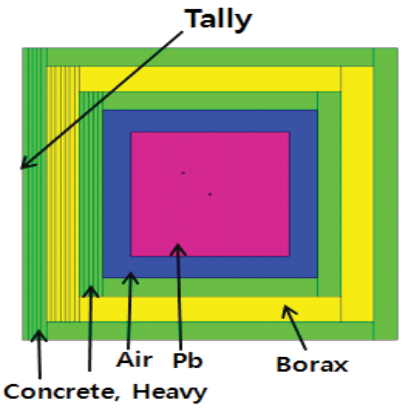


Fig. 2. Shielding structure model.

Heavy concrete에 대한 차폐를 계산 한 결과 내부와 외부 concrete의 두께가 30 cm이고 Borax의 두께가 5 cm에서 Table 2와 같이 일반인 선량기준치 0.1 μSv/h에 만족을 하는 것을 알수가 있었다. Borax의 두께를 5 cm로 정한 이유는 차폐의 총두께를 최소화 하면서 선량기준치에 만족하는 값은 5 cm 가 적합하여 결정하게 되었다.

Table 2. Dose Rate for Shielding Structure

Borax두께	Heavy Concrete+Borax+ Heavy Concrete	
Thickness (cm)	Dose rate (μSv/h)	Error
6 cm	0.0374	0.036
5 cm	0.0573	0.029
4 cm	0.0918	0.026

Heavy concrete에서 결정한 Borax 5 cm를 가지고 일반 concrete에 대하여 똑같은 실험을 한 결과 Table 3과 같은 결과를 얻을수 있었다.

Table 3. Dose Rate for Shielding Structure

일반 concrete 내부and외부두께		일반 Concrete+Borax+일반 Concrete	
Thickness(cm)		Dose rate (μSv/h)	Error
In	Out		
35cm	35cm	1.43	0.003
40cm	40cm	0.277	0.004
45cm	45cm	0.0539	0.007
50cm	45cm	0.0177	0.013
45cm	50cm	0.0314	0.007
50cm	50cm	0.0103	0.0112

(Borax 5cm)

Table 3을 보면 concrete 내부두께 45 cm, 외부두께 45 cm로 고정했을 때 일반인 선량기준치에 만족하며 차폐 총 두께를 최소화 할 수 있었다.

3. 결론

Concrete에 대한 차폐선량을 MCNPX 2.5로 계산한 결과 155 cm에서 일반인 선량 기준치에 만족하는 것을 알수가 있었다.

일반인 선량 기준치에 만족하며 공간적인 제약을 최소화하는 차폐 구조를 선정하기 위하여 Concrete사이에 Borax를 놓아두어 계산을 한 결과 Heavy concrete 경우에는 총두께 65 cm (Heavy concrete 내부 30 cm, 외부 30 cm, Borax 5cm), 일반 concrete 경우에는 총두께 95 cm (일반 concrete 내부 45 cm, 외부 45 cm, Borax 5cm)의 결과를 얻을수 있었다. 이러한 결과를 토대로 최적화 방안을 마련할 계획이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원 받았습니다 (No.2013036069).

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, H.Y Choi, J.D. Kim, C.J Park, "Neutron detector performance evaluation and Shielding element analysis", KAERI/ TR-4854/ 2013

SDTS 시스템의 중성자 발생을 위한 전자 발생장치 성능평가

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

1. 서론

SDTS (Slowig Down Time Spectrometer) 시스템은 고효율 중성자를 이용하여 사용후핵연료 및 파이로 핵물질의 동위원소별 함량 측정 분석을 할 수 있는 비파괴 기법이다[1]. SDTS 시스템의 선원 중성자는 타켓에 전자를 입사시켜 (e,ɣ)(ɣ,n) 반응에 의해서 발생된다[2]. 효율적인 중성자 발생을 위해서 선형 전자가속기를 선택하였다[3,4]. SDTS 시스템에 적합한 경제적이고 효율적인 소형 선형 전자가속기 구축 단계에 있으며, 80 kV 전자총을 가진 전자발생장치를 제작하여 성능 평가 하였다. 선형 가속기는 빔 전류 0.5 A 가 요구된다. 전자빔이 가속관을 통과하면서 50%의 손실이 발생되는 것을 감안하여 최소 빔 전류는 1 A이상 되어야 한다. 선원 중성자의 발생률은 빔 전류의 세기와 비례한다. 따라서 본 연구에서는 전자발생장치의 성능을 고려하여 최대 빔 전류를 2 A로 결정하였다. 전자 발생장치의 빔 전류 세기 변수 인자들의 조건을 결정하여 1 A~2 A 빔 전류 값을 측정하였다.

2. 본론

2.1 전자 발생장치 구성 및 원리

전자 발생장치의 구성은 Fig. 1에서 볼 수 있듯이 총 11개로 구분할 수 있으며 각 장치별 역할은 Table 1에서 알 수 있다.

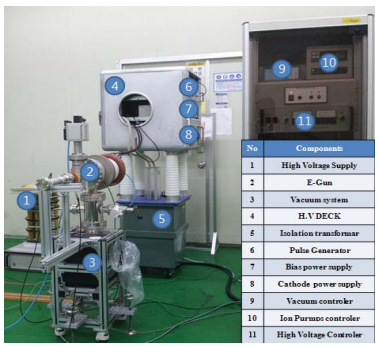


Fig. 1. Configure of the electron generator system.

Cathode Filament 에 열을 가하여 발생된 열전자가 빔으로 가속되는 과정은 다음과 같다. High Voltage power supply에서 전자총의 그리드에 가속전압을 인가하여 -80kV 의 가속전압을 만든다. 음극에서 나온 전자가 양전극 쪽으로 방출되지 못하게 하기 위하여 Bias power supply를 이용해서 음극 바로 앞에 붙어 있는 grid 에 음전극을 기준으로 양의 전압의 전압을 걸어준다. 전자빔이 필요한 시점에 트리거가 작동하여 신호를 펄서에 보내면 펄서에서는 순간적으로 음극과 그리드 사이에 긴 길이의 음의 펄스 전압을 걸어주게 되고 전압이 걸리는 시간 동안 음극에서 발생된 전자들이 그리드를 통과하여 전위차에 의해 전자빔으로 가속된다.

Table 1. Description of the device

Item	Description
1	Cathode-anode에 HV 공급
2	삼극관 형태의 전자총
3	전자총 내부의 진공 장치
4	전원장치를 고압에 Floating시키기 위함
5	전원장치의 150kV 절연된 입력전원
6	그리드에 Bias voltage 해제
7	그리드에 bias voltage 공급
8	Cathode Filament Heating
9	전자총 내부의 진공 측정
10	전자총 내부의 진공 유지
11	High Voltage power 컨트롤러

2.2 Beam Current 측정

전자 발생장치에서 발생되는 빔의 전류 세기는 Beam Current Monitor(BCM) 와 Oscilloscope를 이용하여 측정하였다. 전자총에서 발생한 전자가 Grid를 통과하여 BCM이 설치된 전자관을 지날 때 빔의 전류 세기와 펄스 모양을 Oscilloscope를 통하여 측정하였다. 빔 전류 세기는 4가지의 변수들의 영향을 받는다. High Voltage, Pulse Width, Cathode Voltage, Bias 전압 과 Pulse Amplitude 의 전압차 등이 있다.

Table 2는 전자 발생장치 성능 평가 실험 조건과 측정한 빔 전류 세기를 보여 준다.

Table 2. Beam current of the optimal condition

Cathode Voltage(V)	H.V (V)	Bias (V)	Pulse		Beam Current(A)
			Width (ns)	Amplitude(V)	
4.2	80	50	500	-140	1.01
4.3	80	50	500	-150	1.21
4.4	80	50	500	-160	1.46
4.5	80	50	500	-180	1.70
4.6	80	50	500	-190	1.87
4.7	80	50	500	-190	2.20

High Voltage 는 전자가속기의 장치인 buncher, Pre-buncher에서 빔 손실을 막기 위해 80 kV 로 선정하였다. Pulse Width는 중성자 발생율을 높이기 위해 Long Pulse인 500 ns 선정하였다.

Cathode voltage 증가에 따라 빔 전류의 세기는 증가며 그 이유는 전압의 증가에 따라 발생되는 전자량이 증가하기 때문이다. 만족하는 빔 전류를 얻기 위해 Cathode voltage 4.2 V~ 4.7 V로 선정하였다.

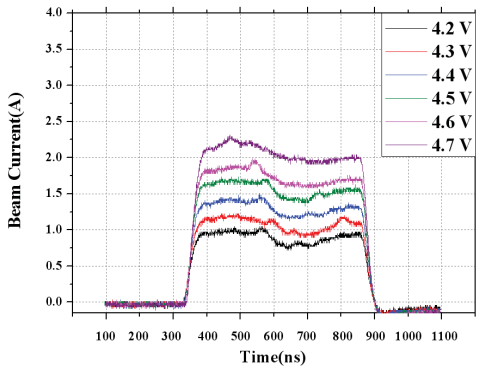


Fig. 2. Beam shape of the optimal condition.

Fig. 2는 Oscilloscope 를 통하여 전자 빔의 전류 세기와 모양을 측정한 그래프이다. Cathode Voltage 에 따라 1.01 A~2.20 A 빔 전류를 측정하였다. 또한 Long Pulse 에 대해 만족스러운 빔 모양을 측정하였다.

3. 결론

본 연구에서는 SDTS 시스템의 효율적인 선원 중성자 발생을 위한 장치로 선형 전자가속기를 선정하였고, 80 kV e-Gun 을 가진 전자 발생장치를 제작하였다. 선형 전자 가속기 운영 시 빔 손실을 고려하여 약 1 A 이상의 빔 전류가 필요하다. 빔 전류에 영향을 주는 High Voltage, Pulse Width, Cathode Voltage, Bias, Pulse Amplitude 각각 장치의 Parameter를 조정하여 약 1 A~2 A 전류의 크기를 측정하고 만족스러운 빔 모양을 측정하였다. 실험 결과는 선형 전자 가속기가 완성이 되고 운영이 될 때 빔 조건 설정에 중요한 자료가 될 것이라 사료된다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국 연구재단의 원자력기술개발 사업으로 지원받았습니다(No.20113036069).

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] C.J. Park, Y.D. Lee, K.Y. Noh, G.I Park, "Design of the Neutron Generator and Target for the LSDTS System", KAERI/TR-4046/2010

[3] Horia R. Radulescu et al., “Pulsed Neutron Generator Facility for Slowing Down Time Spectrometry,” ANRCP-1999-29, Texas at Austin (1999)

[4] N. Baltateanu, M. Jurba, V. Calian, G. Stoenescu, "Optimal Fast Neutron Sources Using Linear Electron Accelerators," Proceedings of EPAC 2000, Vienna, Austria, Oct. 7-10, 2000

TGA를 이용한 폐 피복관 염소화 반응 속도 분석

전민구*, 최용택, 이창화, 이유리, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*minku@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정 및 습식 재처리 공정에서 발생하는 폐 피복관 폐기물은 알파 붕괴가 일어나는 잔류 사용후핵연료와 방사화로 인해 저준위 폐기물로의 취급이 불가능하며, 중준위 혹은 고준위 폐기물로 취급되고 있다. 폐 피복관은 사용후핵연료 폐기물의 약 25 wt%를 차지할 정도로 높은 비율을 가지고 있기 때문에 폐 피복관의 처리는 파이로 공정에서 큰 비중을 차지한다 [1].

국내에서는 파이로 공정 발생 폐 피복관의 감량을 위해 염소화 및 전해정련 공정을 통한 Zr의 회수 연구를 수행하고 있으며, 미국의 경우에는 건식저장 시 발생할 수 있는 피복관의 불안정성을 고려한 탈피복 및 염소화 공정 옵션을 연구 중에 있다 [2].

기존의 염소화 실험 결과는 대부분 기초 연구 수준에 머물러 있기 때문에, scale-up을 위해서는 반응 속도 및 공정 조건 등에 대한 구체적인 정량 자료가 필요한 상황이다. 본 논문에서는 염소화 반응을 수행하기 위해 TGA (Thermo Gravimetric Analysis) 장치를 구성하여 반응 속도를 얻는 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

염소의 부식성으로 인해 일반적인 TGA 시스템은 본 연구에서 사용이 불가능하다. 따라서, 반응 속도 연구를 위해 본 연구에서는 별도의 TGA 장치를 구성하였다. 구성된 장치의 개요도를 다음의 Fig. 1에 나타내었다. 본 장치는 상부에 컴퓨터와 연결된 저울을 두어 무게 변화를 실시간으로 기록할 수 있도록 하였으며, 염소가스가 저울로 유입되는 것을 방지하기 위해 상부에 아르곤 기체를 흘려주었다. 하단부에는 석영 basket을 제작하여 저울과 연결하고 피복관 시료를 반응 영역에 고정할 수 있도록 하였다 [3].

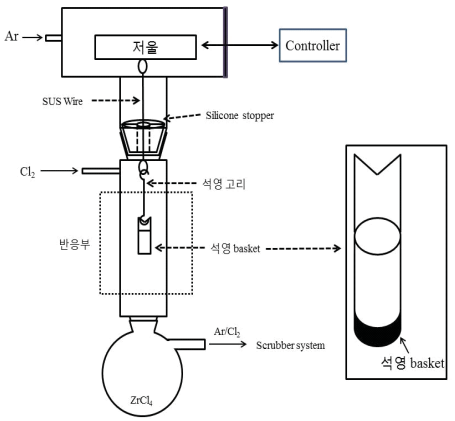


Fig. 1. Schematic diagram of TGA system for chlorination reaction.

반응 실험은 400 도에서 수행하였으며, 100 sccm Ar을 상부에서 흘려주고, 중간에서 20 sccm의 Cl_2를 흘려주어 진행하였다.

2.2 실험 결과

아래 그림에는 Zircaloy-4 피복관을 이용한 염소화 실험 결과를 나타내었다. 약 3 g의 피복관을 이용한 실험에서 전체 반응시간은 7 시간이었으며, 반응 후에는 잔류물이 거의 남아있지 않는 것을 확인할 수 있었다. 반응 초기에 측정 무게가 오히려 증가하는 것을 확인할 수 있는데, 이는 급격한 반응으로 인한 반응열에 의한 현상으로 보여지며, 이에 대한 보다 상세한 분석 결과를 발표할 예정이다.

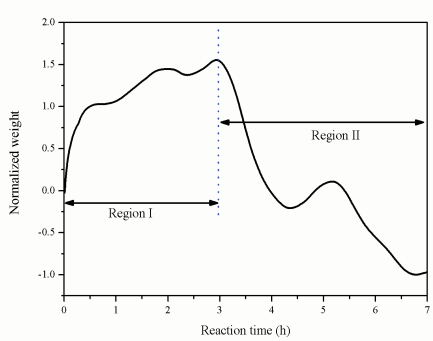




Fig. 2. TGA measurement result of Zircaloy-4 cladding hulls (up) and a photograph of reaction residue of the chlorination reaction (down).

3. 결론

본 연구에서는 폐 피복관의 염소화 반응 연구를 위해 TGA 시스템을 자체 제작하여 그 측정결과를 보고하였다. 측정 결과 반응열에 의한 영향으로 인해 무게의 정확한 측정이 어려웠으나, 반응조건의 변화 및 보다 충분한 자료의 확보를 통해 보다 정량적인 반응 속도 자료가 얻어질 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, E.H. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43, No. 4, pp.317-328, 2011

[2] E.D. Collins, G.D. DelCul, B.B. Spencer, R.R. Brunson, J.A. Johnson, D.S. Terekhov, N.V. Emmanuel, Precodia Chemistry, Vol. 7, pp.72-76, 2012

[3] M.K. Jeon, Y.T. Choi, C.H. Lee, Y.L. Lee, K.H. Kang, G.I. Park, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 108, pp.163-164, 2013

Zr 전착물의 형상 개선을 위한 fluoride 첨가 효과 연구

이창화*, 이유리, 전민구, 최용택, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정은 원전에서 발생하는 사용후핵연료로부터 우라늄(U)과 초우라늄(TRU)원소를 전기화학적으로 회수하여 재활용하고, 고 방사성 핵종들을 분리 처리함으로써 고준위 폐기물의 양을 획기적으로 감소시키고 핵확산저항성을 높인 사용후핵연료 건식 처리기술이다[1]. 파이로 공정은 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 탈피복하여 원료물질을 제조하는 전처리 공정과 원료물질을 전해환원, 전해정련, 전해제련을 통해 U과 TRU를 회수하고 남은 염을 재생/처리하는 후속공정으로 구성된다. 이 때, 전처리 공정에서 탈피복 후 발생되는 금속폐기물은 U 10톤을 기준으로 했을 때, 폐 피복관은 약 2.5톤, 구조재는 약 1톤에 이른다[2]. 특히, Zr 합금으로 구성되어 있는 폐 피복관은 탈피복시 극미량의 사용후핵연료가 잔류할 수 있고, 노내에서 핵연료가 연소되는 동안 방사화 및 고 방사성 핵분열생성물의 생성/침투로 인해 전량 중준위폐기물로 구분될 것으로 예상된다. 따라서, 파이로 공정의 효과적인 폐기물 감축을 위해서는 금속폐기물의 발생량을 줄이는 것이 매우 중요한 과제라 할 수 있다.

폐 피복관의 대부분을 차지하는 금속 Zr을 분리, 회수할 수 있는 기술인 염소화 및 전해정련 공정은 기존에 상용화, 운영되고 있는 압축법 또는 용융법과달리, 고 방사성 핵종을 분리 처리하고 Zr을 재활용할 수 있기 때문에, 폐기물의 양/부피의 실질적인 감축이 가능하다는 장점이 있다.

Zr 전해정련은 외부에서 전압 또는 전류를 가하여 양극바스켓에 있는 Zircaloy-4 또는 Zirlo와 같은 Zr합금 피복관을 전기화학적으로 용해시켜 음극에 Zr 금속으로 환원, 석출시키는 방법으로 염소화에 비해 회수속도가 느린 단점은 있지만, 염화물을 금속으로 전환하는 Kroll process와 같은 추가공정 없이 고순도의 Zr을 얻을 수 있으며, 다른 파이로 공정과의 공정연계성/일관성도 우수한 장점이 있다.

Zr 전해정련에서 사용되는 염은 LiCl-KCl 등과 같은 염소계 공융염과 LiF-NaF-KF 등과 같은 불소계 공융염이 대표적이며, 개시제로 $ZrCl_4$, ZrF_4, K_2ZrF_6 등으로 다양하게 사용된다. Zr을 회수하는 인가전압이나, 작업온도는 사용하는 염과 개시제의 종류에 따라 달라진다. 특히, 불소계 염의 경우 용융점이 높아 작업온도가 약 700 ℃ ~ 900 ℃로 매우 높고, 부식성이 강하기 때문에 장치, 반응기 및 안정한 기준전극 소재 사용에 제한이 있다. 반면, LiCl-KCl과 같은 염화물 기반의 용융염인 경우, 용융온도가 낮아 일반적으로 널리 사용되나, Zr이 다전자가로 존재하여 산화/환원반응 거동이 복잡하고, 분말형태의 전착 특성으로 인해 Zr 전착물 내 염 함량이 높다는 단점이 있다.

따라서, 본 연구에서는 LiCl-KCl 공융염에서 Zr 전해정련을 수행할 때, fluoride 화합물의 첨가가 Zr 전착물의 특성에 어떠한 영향을 주는 지 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험방법

Zr 전해정련 및 전기화학실험을 위해서 99.99 wt% LiCl-KCl (Sigma Aldrich)을 사용하였으며, 수분과 산소가 5 ppm이하로 유지되는 Ar 분위기의 글로브박스에서 실험을 수행하였다. 개시제로는 $ZrCl_4$, $ZrCl_4$ + LiF, ZrF_4, K_2ZrF_6를 각각 사용하였으며, Zr 화합물의 Zr 이온농도는 0.07 M, LiF는 0.84 M가 되도록 첨가하였다. 작업전극은 텅스텐(W)선, 상대전극은 Zr rod, 기준전극은 Ag/Ag^+를 사용하였으며, 작업 온도는 약 600℃를 유지하였다. Potentiostat (BioLogics SP-150)을 이용하여 측정한 Cyclic voltammetry를 통해 전기화학 거동을 살펴보았으며, 일정 환원전위에서 Zr 전착물을 얻어 개시제의 종류에 따른 형상을 비교하고, XRD로 성분 및 결정성을 확인하였다.

2.2 실험결과

염소계 용융염에서 Zr^{4+}이온은 Cl^-이온들과 배위결합을 하고 있는데, 결합력이 더 높은 F^-이온으로 대체하기 위해서는 Zr이온에 비해 약 6배 이상의 F^-이온농도를 필요로 한다[3]. 따라서, LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 염에 LiF를 첨가하여 그 효과를 살펴보았다. Fig. 1은 개시제로 $ZrCl_4$를 사용했을 때, LiF의 첨가 유무에 따른 전압-전류 곡선을 나타낸 것이다. Fig. 1a는 순수한 염화물 기반의 용융염에서 cyclic voltammetry를 수행한 것으로, -1.05 V와 -1.35 V 부근의 두 군데에서 환원 peak가 관찰되는데, 이것은 다 전자가 Zr이온의 환원반응 또는 다단계를 통한 Zr 환원반응이 일어나는 것을 나타내며, 이에 대응하는 산화 peak가 -0.9 V이하에서 확인된다. 반면, Zr^{4+} 이온의 농도보다 F^-이온이 약 12배로 되도록 LiF를 첨가한 경우 (Fig. 1b)에는 약 -1.15 V 부근에서만 환원 peak가 나타난다. 이것은 LiF 첨가 시, Zr 이온의 환원이 단일한 반응경로를 통해 일어나는 것을 보여주는데, 이는 산화반응 영역에서도 동일한 형태로 나타난다.

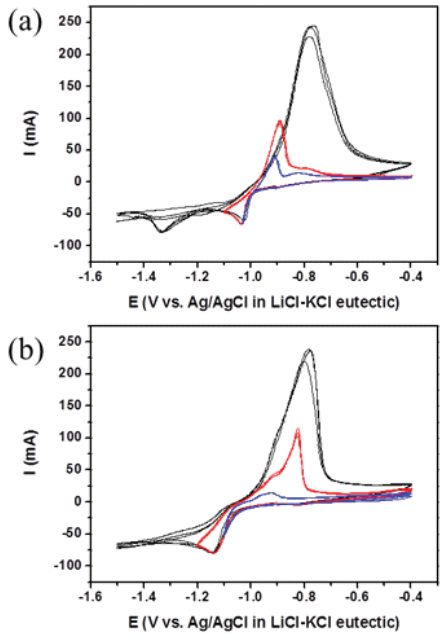


Fig. 1. Cyclic voltammograms of W wires for Zr reduction and oxidation in (a) LiCl-KCl-$ZrCl_4$ and (b) LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF at 600°C.

LiF의 첨가가 Zr의 전착물 형상 및 구조에 어떠한 영향을 미치는 지 확인하기 위하여, 각각의 용융염에 대해 일정한 전압에서 Zr 전착을 수행하였다. LiCl-KCl-$ZrCl_4$ 염의 경우, -1.0 V에서 LiF를 추가로 첨가한 염에서는 -1.1 V에서 Zr 환원을 3시간 동안 수행하였다. 각각의 전위에서 전류밀도는 약 -50 mA/cm^2 ~ -70 mA/cm^2 가 흘렀으며, Zr 전착물에 대해 Fig. 2와 같이 XRD를 분석하였다. 결론적으로 LiF 첨가한 경우, 무첨가와 비교해, Zr 전착물 내 금속 Zr의 peak가 확연하게 증가한 것을 알 수 있으며, 이는 LiF 첨가에 의해 Zr이 4가 이온으로 안정화되어 단일한 환원 반응경로를 거치기 때문에 Zr 전착물의 결정성이 향상되는 것으로 생각된다. 추가 실험에서 ZrF_4와 K_2ZrF_6를 개시제로 사용한 경우에서도 LiF 첨가와 유사한 결과를 나타내었다.

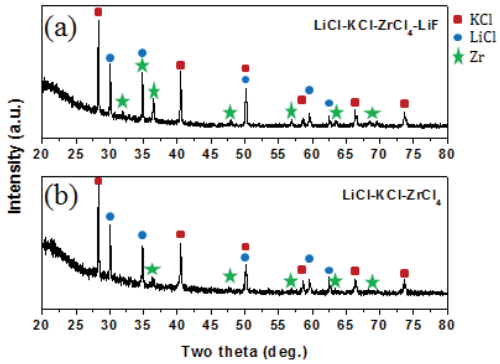


Fig. 2. X-ray diffraction patterns of Zr deposited for 3 hrs on W electrode at (a) -1.1 V vs. Ag/Ag^+ in LiCl-KCl-$ZrCl_4$-LiF and at (b) -1.0 V vs. Ag/Ag^+ in LiCl-KCl-$ZrCl_4$. The operating temperature was 600°C.

3. 결론

LiCl-KCl 공융염에서 Zr 전착 시, fluoride 첨가물을 통해 환원반응 메카니즘을 변화시키고, 이를 통해 Zr 전착물 특성의 향상이 가능할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

[1] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, Prog. Nucl. Energ., 31, 131 (1997)

[2] H. Lee, G.-I. Park, K.-H. Kang, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho, and E. H. Kim, Nucl. Eng. Tech., 43, 317 (2011)

[3] A. Girginov, T. Z. Tzvetkoff, M. Bojinov, J. Appl. Electrochem., 25, 993 (1995)

우라늄오염자갈 제염기술 개발

김계남*, 박욱량, 김승수, 김완석, 문제권
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 가동 중에 다량의 우라늄오염 토양이 발생되었다. 발생된 오염토양의 30%이상이 자갈이었다. 보통 입경이 10 cm 이하인 토양은 토양세척이나 동전기제염방법을 사용하지만, 입경이 10 cm 이상인 자갈을 토양세척이나 동전기제염방법을 적용하면, 제염효율이 작다. 그러므로 오염된 자갈을 제염할 수 있는 기술 개발이 필요하다.

2. 본론

2.1 자갈세척제염

우라늄 오염된 자갈을 세척하기위해 Fig. 1과 같이 자갈세척장치를 제작하였다. 제작된 자갈세척장치를 이용하여 세척실험을 수행했다. 자갈세척장치는 trammel, nozzle, gravel injection box, gravel collection box, waste solution collection box, nitric acid solution box, 그리고drum hoist 등으로 구성 되고 질산용액을 사용하여 세척을 수행했다.

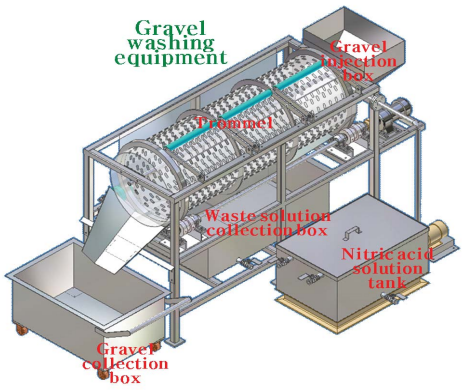


Fig. 1. Manufactured gravel washing equipment.

Table 1과 Table 2는 자갈 무게별로 자갈세척장치를 사용하여 질산용액으로 3번 세척했을 때의 제염효율을 보여준다. 자갈은 무게가 클수록 우라늄오염농도가 감소했고, 3번의 세척실험 결과 약 20 %의 제거효율을 나타냈다. 또한 세척회수는 2회가 적합하며 3회 세척시의 재염효율은 작았다. 자갈 암종에 따라 깊이 우라늄이 오염된 자갈은 세척만으로 자체처분이하로 제염하는 것이 불가했다. 이런 경우 자갈을 미세하게 분쇄한 후 세척하는 것이 효율적이다 라고 사료된다. 한편 자갈세척장치에 의한 세척만으로 자체처분허용농도에 도달할 수 없기 때문에 세척된 자갈들을 다시 동전기-전기투석 장치에 넣어 제염하는 것이 필요하다.

Table 1. Removal efficiency along gravel weight by gravel washing (drum 1)

	1st (Bq/g)	2nd	3rd	Removal Efficiency
1214g	3.68	1.86	2.03	44%
1244g	1.5	1.47	1.23	18%
1382g	6.49	6.58	6.49	0%
1432g	0.89	0.68	0.67	15%
1458g	1.2	0.97	0.96	2%
1760g	1.45	0.99	0.98	26%
2728g	0.95	0.85	0.84	8%
3250g	0.73	0.72	0.71	3%
4440g	0.71	0.28	0.27	54%
4906g	0.79	0.78	0.72	8%
Average	1.03	0.84	0.8	22%

Table 2. Removal efficiency along gravel weight by gravel washing (drum 2)

	Ci (Bq/g)	1st	2nd	Removal Efficiency
1328g	0.97	0.91	0.9	7%
1526g	3.71	3.7	3.7	0%
1656g	1.6	1.2	1.18	26%
1876g	0.61	0.4	0.37	39%
2200g	0.4	0.2	0.18	50%
2252g	0.72	0.32	0.3	58%
3242g	0.76	0.72	0.54	29%
Average	1.25	1.06	1.02	18%

2.2 동전기-전기투석 제염

자갈의 제염효율을 향상시키기 위해 자갈세척장치로 세척된 자갈을 Fig. 1과 같은 동전기-전기투석장치에 넣어 자체처분 허용농도 이하로 오염

된 자갈을 다시 제염했다. Table 3은는 동전기-전기투석장치에 의한 시간경과별 제염효율을 보여준다.

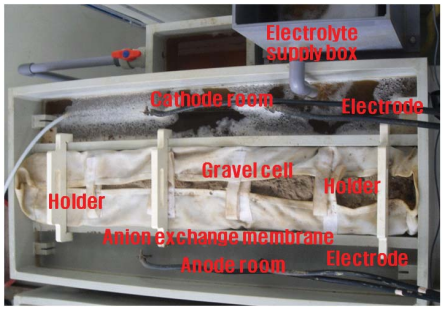


Fig. 2. Schematic diagram of electrokinetic-electrodialytic decontamination.

동전기-전기투석 기간이 5 일, 10 일, 15 일, 20 일경과시 42%, 64%, 74%, 그리고 80% 우라늄이 자갈로부터 제거되었다.

Table 3. Removal efficiency along decontamination period by electrokinetic-electrodialtic equipment

Period	0rigin Bq/g	5 days	10 days	15 days	20 days (Bq/g)
Removal Efficiency	1.7	43%	65%	74%	81% (0.32)
Removal Efficiency	1.3	41%	63%	73%	79% (0.27)

3. 결론

자갈세척장치에 의한 세척제염실험 결과 제염효율은 약 20% 였다. 그러므로 세척된 자갈을 다시 동전기-전기투석 장치에 넣어 제염한 결과 자체처분허용농도 이하로의 제염이 가능했다.

4. 참고문헌

[1] Gryschko P, Kuhnle R, Terytze K, Beruer J, Stahr K (2005) Soil extraction of readily soluble heavy metals and as with 1 M NH_4NO_3 solution. J. soils Sediments. 5: pp. 101-106

[2] Tandy S, Bossart K, Mueller R, Ritschel J, HauserL, Schulin R, Nowack B (2004) Extraction of heavy metals from soils using biodegradable chelating agents. Environ. Sci. Technol. 38: pp. 937-944

취급 용이성 고려 인산화계(K_3PO_4, K_3PO_4·Li_3PO_4)따른 공융염 폐기물 내 희토류 핵종 인산화 비교분석

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 발생되는 LiCl-KCl 공융염폐기물 내에는 방사능 또는 고방열성의 희토류와 소량의 악티나이드 등의 염화물을 포함하고 있어 이를 처리하는 기술개발이 반드시 필요하다[7]. 따라서 발생된 공융염 폐기물에서 순수한 염을 회수하여 재활용하는 기술의 개발은 폐기물의 양을 최소화할 수 있으며 또한 경제적 측면에서도 매우 중요하다. 이를 위해 공융염내 용해되어 있는 희토류 핵종 염화물을 불용성의 산화물 형태로 전환시켜 분리하기 위한 방법으로 화학적 첨가제(Li_2O, V_2O_5)를 주입하는 연구가 수행되었으며, 희토류 염화물이 산화물 형태로 효과적으로 진행되는 것으로 보고되고 있다[8,9]. 그러나 산화물 형태로의 높은 전환효율을 얻기 위해서는 과잉의 화학적 첨가제가 주입되어야 하며 이로 인해 LiCl-KCl 공융염내 불순물이 다량 생성되어 폐기물량이 늘어나는 단점을 보였다. 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, 특히 이 공정에서 인산화에 의한 희토류 핵종의 침전비율이 크게 차지하고 있다. 하지만 공융염 내 희토류핵종의 인산화에 필요한 인산화제의 전처리 방법이 많은 전처리 시간을 필요로 한다. 공정의 편의를 위해 희토류 염화물의 인산화에 영향을 미치는 인산화제의 종류와 전처리 방법을 고려한다면, 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전공정의 문제점을 보완할 수 있을 것으로 판단된다.

따라서 본 연구에서는 공융염 폐기물 내 희토류 핵종 분리시 취급 용이성을 고려해 K_3PO_4와 K_3PO_4·Li_3PO_4 인산화물을 사용하여 공융염내 희토류를 각각 침전시키고, 희토류 염화물의 인산화 침전특성을 비교 평가하여 인산화제의 전처리 방법의 문제점을 보완하고자 하였으며, 이 결과를 공융염내 희토류 핵종 침전공정의 효율을 증진시키기 위한 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용된 lab-scale 공융염내 희토류 핵종 침전장치의 개략도는 Fig. 1과 같다. Fig. 1에서와 같이 희토류 핵종 침전장치는 axial 형태의 pitched four blade 임펠러에 배플(baffle)용 가스 분산관으로 구성된 교반장치가 설치된 플랜지, 반응용기, 반응기, 전기히터, 전기모터 등으로 구성되어 있다.

희토류 핵종 침전/분리효율을 평가하기 위해 LiCl-KCl의 공융염과 사용후핵연료 내 존재하는 희토류 핵종 중 8종(YCl_3, $LaCl_3$, $CeCl_3$, $PrCl_3$, $NdCl_3$, $SmCl_3$, $EuCl_3$, $GdCl_3$)을 대상물질로 정하여 실험 하였다. 모의 공융염폐기물을 450℃에서 LiCl-KCl 공융 조성비와 같은 비율로 혼합된 인산화제(K_3PO_4, Li_3PO_4-K_3PO_4) 1당량을 각각 주입하고 교반속도는 300 rpm의 속도로 운전하면서 운전시간에 따른 희토류 핵종의 전환율을 살펴보았다. 침전효율을 평가하기 위해 10, 20, 30, 60, 120 분마다 시료를 채취하였으며, 시료 채취는 석영관을 이용하였다. 채취한 시료는 0.1 M HNO_3 용액 200 ml에 일정량(4 g 내외)을 용해하여 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류 이온의 농도를 분석하였다.

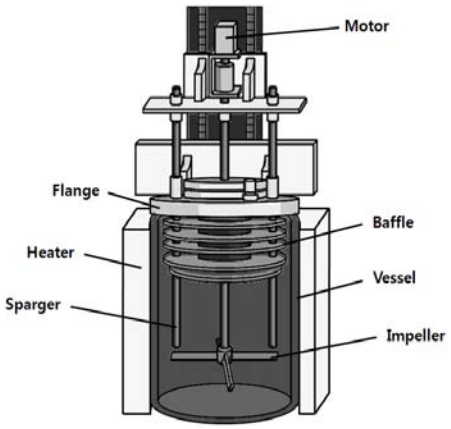


Fig. 1. A schematic diagram of the lab-scale equipment used in this study.

3. 결론

본 연구에서는 인산화제의 전처리 방법 개선을 위해 인산화제의 종류에 따른 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전특성을 살펴보았으며, K_3PO_4 인산화제를 이용하여 희토류 염화물 인산화 실험을 수행 하였을 때 K_3PO_4·Li_3PO_4 인산화제를 이용한것과 같이 99% 이상의 인산화 효율을 보였다. 이로 인해 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전 공정시간을 효과적으로 단축시킬 수 있음을 확인하였다.

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, pp. 116-121, 2006

[2] V. A. Volkovich, T.R. Griffiths, R.C. Thied , J. Nucl. Mater., 323, pp. 49-56, 2003

[3] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, pp. 329-336, 2005

[4] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai and Y. Arai, Anal. Sci., 17, pp. 51-57, 2001

[5] J. P. Ackerman, Ind. Eng. Chem. Res., 30, p. 141, 1991

[6] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai., Y. Arai, J. Nucl. Mater., 357, pp. 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, pp. 110-115, 2011

[8] Y. Katayama, R. Hagiwara and Y. Ito, “Precipitation of rare earth compounds in LiCl-KCl eutectic”, J. Elctrochem. Soc., 142, pp. 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, pp. 258-265, 2001

분말형 방사성폐기물의 고감용화장치 개발

전길호[1], 강일식[2], 김기홍[2*]
[1](주)라드인, 대전광역시 서구 변동 71-54
[2]한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
[*]gilho0211@hanmail.net

1. 서론

원자력시설에서 발생된 모든 방사성폐기물은 인간생활 환경권으로부터 격리시켜 중앙집중 관리되도록 영구처분장에 처분하게 되는데, 방폐물의 처분비용(1,193 만원/드럼)에 대하여 방폐물 발생자들은 커다란 부담을 갖고 있을 것으로 예상됨에 따라 국가 인도규정과 처분장의 인수조건을 준수하면서 최대한 방폐물의 감용화를 통하여 처리 및 처분비용을 절감할 필요가 있다.

분말형 방폐물(농축폐액의 건조분말, 폐이온교환수지, 슬러지 및 소각재 등)을 처분하기 위해서는 다양한 고화매질을 이용하여 혼합(mixing)방식으로 고화하게 되는데 이 방법은 방폐물의 함입율 제한으로 필연적으로 고화물의 부피가 크게 증가되는 단점을 갖게 된다. 그러나 방폐물의 분말을 덩어리(펠렛형이나 과립형)로 전환하여 방폐물 덩어리 사이의 공간을 액상의 고화매질로 채워 고화하는 경우에는 적어도 부피증대는 일어나지 않는다. 오히려 혼합방식에 비하여 수배 정도의 감용 효과를 기대할 수가 있다. 그러나 후자의 경우에 방폐물 덩어리의 입도분포(수십 μm ~ 수십 mm)가 매우 넓을 경우에는 액상 고화매질의 침투(penetration)가 곤란할 수가 있는데, 그 결과 불건전한 고화체가 생성될 수가 있다.

보통 분말로부터 펠렛, 과립 및 정제 등으로 성형하기 위해서는 분말과 성형제재(바인더)를 혼합하여 이들을 고압축력으로 가압하는 방식(Single Station/Rotary Tablet Press, Roller Compaction, Granulation 등)이 이용되는데 이들 방법들은 각각의 장단점들을 갖고 있으며, 본 연구에서는 ① 성형제재를 사용치 않으면서 성형의 가능성, ②성형된 덩어리(펠렛으로 약칭) 입도 크기의 균일성 유지 여부, ③고밀도의 펠렛 성형 가능성(고감용화), ④설치 및 유지보수가 용이한 크기 및 구조로의 제작 가능성, ⑤펠렛화 전·후처리용 부대장치가 필요치 않는 조건 등을 고려하여 분말형 방폐물의 고감용화장치를 도출하였다. 덧붙여서 분말 방폐물의 고감용화는 ①가압장치를 이용하여 압축된 펠렛을 성형시키는 단계, ②생성된 펠렛을 드럼내에 최대로 충진 시키는 단계에서 이루어질 수 있기 때문에 위 사항들을 근거로 Fig. 1의 고감용화장치(Briquetting or Pelletizing Machine)를 제작하였다.



Fig. 1. High Volume Reduction Device.

2. 본론

분말의 펠렛화를 위하여 당초에 Single Station Tablet Press 방식을 고려하였으나, 전술한 바와 같이 여러 조건들을 고려하여 정교하지 못하지만 일반 산업에 범용화된 Briquetting 방식을 채택하고, 이를 원자력산업에 이용할 수 있도록 매우 정교하게 장치의 각 요소들을 정밀설계하고, 장치의 성능 평가실험을 통하여 최적화된 Pilot 규모의 분말형 방폐물의 고감용화장치를 개발하였다.

2.1 성형압축력

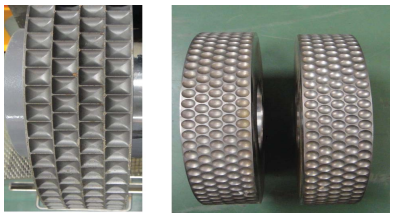
펠렛 성형용 포켓이 가공된 2개의 롤 타이어간에 가해지는 압력(Agglomeration pressure)은 분말이 포켓내에서 펠렛으로 성형되어지는데 필요한 요소로서, 성형압축력이 작을 경우에는 분말이 펠렛으로 성형되지 않거나 펠렛의 강도가 매우 낮아 감용 효과를 기대할 수 없게 된다. 분말을 펠렛으로 성형하기 위해 압축하는 방식으로 롤

타이어의 직경 및 포켙 크기에 따라 유압식과 스프링식이 널리 사용되고 있으며, 또한 2개의 롤 타이어 사이의 이격거리를 고정시키는 방식도 있다. 스프링식은 협소한 장소에 적합하지만 성형압축력이 매우 미약하여 실험과정에서 배제됨에 따라 본 장치에서는 유압식과 고정식을 병행할 수 있도록 하였다. 유압식인 경우에는 350 kg_f/cm^2 (약 15톤 해당)의 압력을 갖도록 하였다. 고정식 (< 3 mm)은 장치의 설치공간이 협소할 경우에 유압장치를 제거하고 사용할 수 있도록 설계하여 제작하였다.

2.2 펠렛성형용 포켙 형태

본 고감용화장치의 핵심부분으로 펠렛성형용 포켙 형태는 사각형과 원형으로 제작하였으며, 두가지 모두가 높은 성형압축력에 의해 높은 압축강도의 펠렛을 형성할 수 있게 하였지만 방폐물의 분말 특성에 따라 보다 더 펠렛의 압축강도가 높으면서 고감용화가 요구되는 경우에는 사각형의 펠렛, 드럼내 펠렛의 충진율을 높이기 위하여서는 원형의 포켙을 선택하여 사용할 수 있도록 하였다. 롤 타이어의 직경과 포켙의 형상 및 크기는 현 장치의 최적 성형압축력하에서 펠렛이 롤 타이어로부터의 취출이 용이하고 드럼내 충진율이 극대화될 수 있도록 최적화하였다.

Fig. 2에 사각형과 원형의 롤 타이어러를 나타냈으며, 이들로부터 성형된 펠렛을 Fig. 3에 나타냈다.



(1) Tetragonal (2) Circular

Fig. 2. Roll Tyre(Pellet Pocket Type).



(1) Tetragonal (2) Circular

Fig. 3. Produced Pellet Shape.

2.3 분말 공급방법

롤 타이어 사이의 공간으로 분말의 공급은 매우 중요한 공정변수로 롤 타이어의 회전수와 성형압축력과 매우 밀접한 관계에 있으며, 수평방향 또는 수직방향으로 분말을 공급할 수 있지만 본 고감용화장치에서는 수직방향으로 하였으며, 분말의 안식각을 고려하여 분말 공급장치 내에 분말이 잔류하지 않으면서 원활히 공급되도록 설계하였다. 분말의 공급방법과 공급량은 분말의 고감용화 정도를 결정하는 핵심 인자이다.

2.4 분말형 방폐물의 처리량

본 장치의 단위시간당 처리량은 롤 타이어의 직경 및 두께, 포켙의 개수 및 롤러의 회전수에 의해 결정되는데, 본 Pilot 규모의 분말 고감용화장치의 최적 운전조건하에서 25 ~ 60 kg/h의 분말 처리능력을 갖고 있다.

3. 결론

원자력시설에서 발생되는 각종 분말형 방사성폐기물의 고화처리를 위하여 일반 산업계에 범용화된 브리케팅 장치들을 정밀 분석하고, 장치의 각 요소부분들을 매우 정교하게 설계, 제작 및 성능평가를 통하여 원자력산업에 특화시켜 분말형 방폐물의 고감용화를 위한 장치를 개발하였다.

본 고감용화장치를 통하여 고밀도의 펠렛 제조 (펠렛기준으로 2.9배 이상, 고화체 드럼기준으로는 1.4배 이상의 감용효과)를 통하여 처분비용의 절감화가 기대되며, 혼합방식에 비해 4 ~ 6배 정도의 감용효과에 해당할 것으로 판단된다. 그리고 본 pilot규모의 고감용화장치는 롤 타이어의 회전수에 따라 최적 운전조건하에서 25 ~ 60 kg/h의 분말 처리능력을 갖고 있다.

제4분과

방사선안전 및 환경 (Oral)

후쿠시마 원전 사고로부터 제주지역 토양에 침적된 극미량 ^{134}Cs 분석 및 거동 평가

강태우, 박재우*
제주대학교, 제주도 제주시 아라 1동 1번지
*jwpark@jejunu.ac.kr

1. 서론

일본 후쿠시마 원전 사고는 2011년 3월 11일 일본 동북부 지역에 규모 9의 대지진으로 해일이 발생하여 인접해 있는 후쿠시마 제1원전에 영향을 줌으로써 이로 인해 대량의 방사성 물질이 환경에 방출되고 전세계적으로 확산되었다. 일본 NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency)에서 추정한 ^{131}I, ^{134}Cs 및 ^{137}Cs 방출량은 각각 160 PBq, 18 PBq 및 15 PBq으로 발표되었다[1]. 한국원자력안전기술원의 조사에 의하면 제주지역에 유입된 ^{134}Cs은 25.2 Bq/m^{2}으로 부산 지역에 약 2.5배 그리고 국내 다른 지역들보다 약 10배 이상으로 유입되었을 것으로 추정하였다[2].

제주지역은 화산폭발시 형성된 화산회를 모재로 하여 생성된 토양으로 유기물 함량이 다양하게 분포되어 있고 양이온 치환용량이 매우 높은 특이한 토양 특성을 가지고 있어 방사능 핵종의 거동에 관한 연구를 수행하는데 아주 유리하다.

그러므로 본 연구는 일본 후쿠시마 원전사고로부터 제주지역 토양에 침적된 극미량의 ^{134}Cs 방사성 핵종을 분석하기 위한 방법과 거동을 평가하기 위하여 수행하였다.

2. 본론

2.1 시료 채취

토양 시료는 인위적인 교란이 없고 평탄하며 개활된 곳을 선정하여 분해되지 않은 유기물(낙엽 등)을 제거하여 채취하였다. 채취 방법은 용적이 100 cm^{3}이고 깊이가 5 cm인 일반적인 토양 채취기와 일정한 면적 (50×50 cm)을 지정한 후 표층에서 1 cm 이내 표층토를 직접 채취하였고, 또한 토양 깊이에 따른 방사능 농도 분포를 확인하기 위하여 깊이가 25 cm까지 채취할 수 있는 아크릴 재질의 원통형(직경 5 cm, 길이 25 cm) 채취기를 제작하여 채취하였다. 그리고 용적이 200 cm^{3}이고 깊이가 2 cm인 stainless steel 토양 채취기를 제작하여 채취하였다.

2.2 시료 전처리

채취된 시료는 잘 밀봉한 후 채취량을 확인한 다음 풍건하여 2 mm 체를 통과시켜 105℃ 건조기에서 건조하였고, 토양 깊이가 25 cm까지 채취한 토양은 토양 깊이가 5 cm까지는 1 cm 그리고 5 cm 이후부터는 2.5 cm 단위로 조심스럽게 분리하여 건조하여 사용하였다. 건조된 토양 시료는 아주 미세하게 분쇄하여 원통형 계측 시료용기 (너비 50 mm, 높이 70 mm)에 충진하여 분석시료하였다.

2.3 방사능 분석

방사능 분석은 고순도 게르마늄 (High Purity Germanium) 검출기와 다중파고분석기 (EG&G Ortec, USA)로 구성된 감마분광계를 이용하여 시료 및 배경 방사능을 각각 80,000초 동안 측정하였다. 계측된 시료는 스펙트럼 분석용 프로그램 (Aptec, Canberra, USA)을 이용하여 ^{134}Cs (604.7 keV) 감마 핵종을 판별하여 방사능 농도를 계산하였다. 그리고 감마분광 시스템의 에너지 및 효율 교정은 ^{109}Cd, ^{57}Co, ^{139}Ce, ^{203}Hg, ^{115}Sn, ^{85}Sr, ^{137}Cs, ^{88}Y 그리고 ^{60}Co 감마 핵종이 혼합되어 있는 감마 교정용 표준 용적선원 (SRS 83711-487, Analytics Co.)을 사용하였다.

3. 결론

3.1 토양 중 ^{134}Cs 방사능 농도

Table 1은 후쿠시마 원전사고로부터 제주지역 토양에 침적된 극미량의 ^{134}Cs를 분석하기 위하여 토양 시료 채취 방법을 다르게 하여 분석한 결과를 나타내었다. 채취 용적이 100 cm^{3}이고 깊이가 5 cm인 일반적인 토양 채취 방법에 의한 결과, ^{134}Cs는 두 지점 모두 검출하한치 이하로 평가되었으나, 50×50 cm로 일정한 면적을 지정한 후 표층에서 1 cm 이내 표층토를 직접 채취한 경우는 각각 4.51, 2.04 Bq/kg-dry으로 분석되었다. 이러한 결과는 후쿠시마 원전사고로부터 유입된 ^{134}Cs

이 Fig. 1에서 보는바와 같이 대부분 표층에서 1 cm이내에 존재하고 있기 때문에 일반적인 토양 채취 방법으로 토양 깊이가 5 cm까지 채취할 경우 희석에 의한 영향으로 검출하한치 이하로 평가된 것으로 판단된다.

따라서, 방사선 사고시 극미량의 방사성 핵종이 방출되어 토양에 침적될 경우 토양 중 방사능 농도 평가에 있어서 시료 채취 방법이 중요함을 알 수 있었고, 시료 채취 방법의 개선이 필요할 것으로 생각된다.

Table 1. The radioactivity of ^{134}Cs depending on soil sampling methods

Sampling site	Sampling date	^{134}Cs (Bq/kg-dry)	
		100 cm^3 sampler	50×50 cm Area
S1	2012-02-15	<1.55	4.51±0.47
S2	2012-01-16	<1.50	2.04±0.30

3.2 토양 중 ^{134}Cs 거동 및 침적량

Fig. 1은 제주지역 토양에서 후쿠시마 원전사고로 기인한 방사성 핵종인 ^{134}Cs의 거동을 평가하기 위하여 나타내었다.

후쿠시마 원전사로부터 방출되어 제주 지역에 유입된 ^{134}Cs은 극미량으로 대부분 표층 1 cm이내에 존재하고 있었으나, site 1인 경우는 3 cm까지 존재하고 있었는데 이러한 것은 토양 유기물 함량이 다양하게 분포되어 있고 육지부에 비하여 아주 높으며, 양이온 치환용량이 매우 높은 제주지역 토양의 특이한 특성 때문이라 생각된다.

Table 2는 후쿠시마 원전사로로부터 제주지역 토양에 침적된 ^{134}Cs 유입량을 평가하였다.

제주지역 토양에서 단위 면적당 ^{134}Cs 침적량은 9.06~29.6 Bq/m^2 범위로 강수에 의한 단위 면적당 유입량 계산 결과인 25.2 Bq/m^{2}과 비슷하였으며[2], 조사지점들 사이에서 다소 차이가 있는 것은 강우량 차이, 강수 시 토양 표면에서 유실 등에 의한 영향으로 판단된다.

앞으로 일본 후쿠시마 원전 사고로부터 제주지역 토양에 침적된 ^{134}Cs 거동과 관련하여 가장 많은 ^{134}Cs이 유입된 시점의 강우와 연계하여 지점을 선정한 후 더욱 정밀하게 시료를 채취하여 제주지역 토양에서 ^{134}Cs 거동을 재평가함으로써 아주 유용한 자료로 활용될 질 것으로 기대된다.

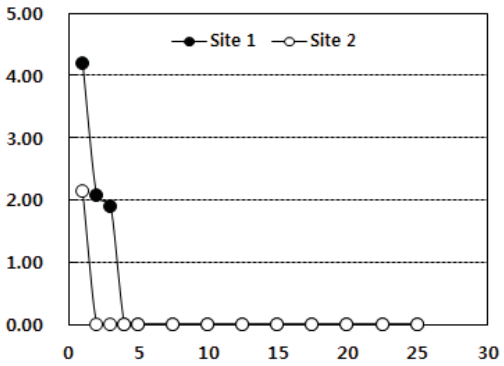


Fig. 1. The depth profiles of ^{134}Cs in the soils.

Table 2. Inventory of ^{134}Cs in the soils

Sampling site	Sampling date	Inventory of ^{134}Cs (Bq/m^2)
S1	2012-02-15	29.6±1.60
S2	2012-01-16	9.06±1.26
S3	2012-11-15	21.0±0.65
S4	2012-11-14	17.4±0.44
S5	2012-11-14	-
S6	2012-11-16	19.3±0.49
S7	2012-11-16	25.5±0.55

4. 참고문헌

[1] Nuclear Regulation Authority website: Regarding the evaluation of the conditions on reactor cores of unit 1, 2 and 3 related to the accident at Fukushima Dai-ichi nuclear power station, Tokyo Electric Power Co. Inc., http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/english/press/2011/06/en20110615-5.pdf. Accessed 2012 December 23

[2] 대한방사선방어학회, 2012년 추계학술발표회 논문요약집, pp.84-85, 2012

우유 시료 ^{131}I의 MDA에 영향을 주는 인자 분석

맹성진[1,2], 이상훈[1,2,*], 황호경[1,2], 권다혜[1,2], 송지연[2]
[1]경북대학교, 대구광역시 북구 대학로 80
[2]방사선과학연구소, 대구광역시 북구 대학로 80
[*]lee@knu.ac.kr

1. 서론

2012년 원전 주변 환경방사능 조사 결과, 우유 시료의 ^{131}I 최소검출가능농도(Minimum Detectable Activity, 이하 MDA)가 기준치(0.2 Bq/L)를 만족하지 못한 경우가 보고된 바 있다. 이에 본 연구자들은 MDA에 영향을 주는 인자로 (1)원시료의 양 (2)background 준위에 변화를 줄 수 있는 방사성핵종(^{40}K과 ^{137}Cs)의 시료 중 농도를 제기하고, 이들 변수가 MDA에 미치는 영향을 모사계산을 통하여 분석하였다. Monte Carlo 시뮬레이션 프로그램인 MCNPX(Monte Carlo N-Particle eXtended, Los Alamos, U.S.A)을 이용하여 HPGe을 모델링하고, 이를 실제 검출 반응함수와 비교 분석을 통해 환경 시료의 MDA에 대해서 분석·연구하였다.

2. 본론

밑의 (1)수식의 (a)은 일반적인 MDA 조건을 알 수 있는 수식으로 R은 검출기의 분해능, B는 검출기의 background 계수량, ϵ은 검출기의 절대효율이다[1]. 이 두 가지 요소는 검출기의 기본 성능에 해당하는 분해능과 효율은 환경 시료의 양과는 상관없는 변수이므로, 이를 고정 시킨다면, background 계수량에 따라 MDA가 변화되는 것을 유추할 수 있다. 또한, (2)의 (b) 수식은 APTEC(CANBERRA's program) 분석 프로그램에서 사용하는 MDA 추정 공식이다. 이때, k는 1.645(95%이상의 신뢰수준에서)이며, n_b는 background 계수량, Δ_2는 검출한계(Detection Limit)에 해당하는 net 계수량 이다[1].

$$MDA \approx \frac{\sqrt{R(E)B(E)}}{\epsilon(E)} \quad (a) \qquad (1)$$

$$\Delta_2 \simeq k^2 + 2k\sqrt{2n_b} \qquad (b) \qquad (2)$$

MDA의 변화 요인은 수식 (1)에서 보는 것과 같이 검출기의 분해능, 검출 효율은 검출기의 기본 성질로, 이들의 경우 분해능과 효율이 좋아지면, 당연히 MDA는 떨어지게 되어 있다. 하지만, 시료와 전처리에 따라 달라지는 B의 경우는 시료의 양, 샘플링부터 전처리이후 측정까지의 시간, 측정 시간, 방해 핵종의 비율에 따라 달라질 수 있다. 이와 관련하여, 시료의 양과 방해 핵종의 비율에 따라, MDA 변화를 모델링 하였다.

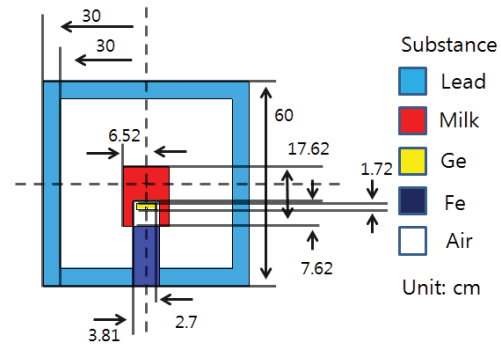


Fig. 1. MCNPX Geometry Model for HPGe Simulation. [2]

Fig. 1는 MCNPX 계산을 위한 모델링 단면이다. ϕ 60 cm, 높이 60 cm, 두께, 5 cm으로 납 차폐를 가정하였고, 검출기 모사를 위해 ϕ 5.4 cm x 1.72 cm의 원통형 Ge검출기를 가정하였다. 그 위에 우유 시료를 담은 측정용 용기(2 L)를 위치하여 실제와 유사하게 모델링 하였다. 실제 측정에 사용된 우유 시료는 원전 주변(경주 지역) 우유로, 4 L의 우유를 하루 동안 가열하여 증발-농축하여 2 L의 측정용 시료를 만들고, 86000초 동안 HPGe 검출기를 이용하여 측정하였다. 밑의 Fig. 2는 Fig. 1의 모델을 이용하여, USDA Nutrient Database를 이용한 우유를 가정하여 몬테 칼로 계산을 한 결과이다.

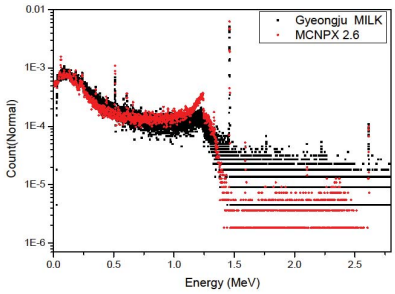


Fig. 2. The measured and simulated responses of HPGe for a milk sample. (detection time : 86000 second)

컴퓨터 모사를 이용한 농축도에 따른 MDA변화는 우유 채취량이 증가함에 따라 증발 농축된 측정시료내의 ^{131}I의 양이 비례하여 증가한다고 가정하고, MDA분석 방법은 APTEC분석 프로그램의 방법과 동일한 방법으로 계산하였다. 실제 측정된 우유 시료 스펙트럼 분석 결과, ^{131}I의 364.5 keV의 MDA가 0.053189 Bq/L이었고, 아래 Table 1에 원시료의 양을 1배, 2배, 4배, 6배, 8배로 하였을 때, 계산된 스펙트럼으로부터 분석한 MDA와 실제 우유의 MDA를 나타내었다. 분석 결과, 우유 원시료가 양이 많을수록, MDA의 수치가 작아 질 수 있다는 결과(4배 농축, 27.5% 향상)를 얻을 수 있었다.

Table 1. MDAs from simulations and actual measurement.(Milk Amount Change Cases)

Sample	MDA (Bq/L)	note
x1	0.073822 ±0.09%	MCNPX
x2	0.052569 ±0.21%	MCNPX
x4	0.038078 ±0.35%	MCNPX
x6	0.031374 ±0.46%	MCNPX
x8	0.028477 ±0.56%	MCNPX
*4L	0.053189 ±0.98%	actual measurement

*Real Sample

방해 핵종 량에 따른 MDA의 변화를 알아보기 위해, ^{131}I의 주요 에너지보다 높은 에너지의 감마선을 방출하고, ^{131}I의 MDA에 방해할 가능성이 있는 ^{137}Cs(662 keV) 과 ^{40}K(1460.8 keV)의 농도 변화를 인위적으로 가정하여 계산하였다. 계산 결과는 Table 2에 제시되어 있는 것과 같다.

Table 2. MDAs from simulations and actual measurement. (Background Change Cases)

Assumed Count Rate		^{131}I's MDA(Bq/L)	note
^{137}Cs	x1	0.052569 ±0.21%	MCNPX
	x10	0.056600 ±0.20%	MCNPX
	x100	0.097539 ±0.17%	MCNPX
	x1000	0.192866 ±0.11%	MCNPX
^{40}K	x1	0.052569 ±0.21%	MCNPX
	x10	0.147523 ±0.12%	MCNPX
	x100	0.458586 ±0.07%	MCNPX
	x1000	1.443396 ±0.04%	MCNPX
Measurement Case		0.053189 ±0.98%	actual measurement

이때, 전체 방사성 동위원소에서 ^{40}K (81.26 5%)가 ^{137}Cs (0.5626%)보다 환경 시료에 많이 들어 있어, 대상 MDA의 증가에는 더 영향이 있는 것을 알 수 있다.

3. 결론

본 연구를 수행한 결과, 측정 시료의 4배 농축이 27.5%의 MDA수치 향상을 기대할 수 있고, 방해 핵종의 10배 증가할 때, 방사성 동위원소의 종류에 따라 MDA수치가 각각 107.8%(^{137}Cs), 280.4%(^{40}K) 나빠질 수 있음을 모사계산을 통해 추정 할 수 있다. 추후 연구에서는 전처리 시간과 측정시간의 변화에 따른 MDA의 향상 여부 연구를 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육부와 한국연구재단의 지역혁신인력양성사업(2012H1B8A2026280)으로 수행된 연구결과임.

5. 참고문헌

[1] Glenn F. KNOLL, Radiation Detection And Measurement, chapter 12
[2] ORTEC, Online Manual, 2013
[3] United States Department Of Agriculture Nutrient Database,

삼중수소(10만 Ci) 저장/운반용기 개발

최종락*, 송규민, 손순환
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*jrchoi1@khnp.co.kr

1. 서론

냉각재와 감속재로 중수(D_2O)를 사용하는 가압중수로형 원자로(PHWR)인 월성원자력발전소 1,2,3,4호기에서는 가압경수로형 원자로(PWR)에서 보다 많은 삼중수소(H-3)가 발생하게 된다. 한수원에서는 작업자와 주민 피폭선량 저감 및 원전의 원활한 가동을 위해 삼중수소제거시설(TRF)를 건설하고 냉각재 및 감속재의 삼중수소를 제거하여 TRF내 저장용기에 보관하고 있다. 한편, 삼중수소는 자원으로서도 높은 가치를 갖고 있어 우리나라가 국가차원에서 참여하고 있는 ITER 사업 및 일반 산업계에서도 수요가 상당하다. 따라서, PHWR에서 발생하는 삼중수소의 상업적 활용을 위해 방사성 물질인 삼중수소를 안전하게운반할 수 있는 용기를 개발할 필요가 있다. 이에 한수원에서는 운반중 화재 및 낙하사고에도 10만 Ci 삼중수소를 안전하게 운반할 수 있는 '삼중수소 저장/운반용기'를 개발하였다.

2. 본론

2.1 삼중수소 저장/운반용기의 구성

삼중수소 저장/운반용기의 주요 요건은 용량 10만 Ci(3.7 PBq), 저장 형태는 금속수소화합물이며, 운반 중 낙하사고 뿐만 아니라 화재 및 10년 보관시 삼중수소 붕괴에 의해 발생하는 기체상태 He의 압력에서도 건전성을 유지하는 것으로 하였다.

삼중수소 저장/운반용기는 삼중수소 흡장재를 포함하는 '저장용기', 저장용기에서의 삼중수소의 누설에 대비한 '격납용기', 사고 및 화재에서도 삼중수소가 안전하게 보관되도록 하고 취급에 편의성을 주는 '드럼용기'로 구성된다.

삼중수소 흡장재는 흡장 및 탈장 조건을 고려하여 ZrCo를 선택하였고, 격납용기는 흡장재의 부피, 운반시 소요되는 시간(최대 1년)에 삼중수소 붕괴에 따라 발생하는 He의 부피를 고려하여 공간을 산정하였다. 또한 삼중수소의 주입과 배출을 위한 배관과 밸브를 채용하였다. 삼중수소가 베타선원이라는 점과 기계적 특성을 고려하여 재료를 선정하였다.

격납용기는 저장용기를 수용할 수 있는 공간을 가지며, 추가누설을 방지하는 이중 O-Ring이 포함되어 있으며, 누설여부를 확인하기 위한 샘플링 밸브를 가지고 있다. 또한 사고시 충격에도 충분히 견딜 수 있는 재질과 사양을 갖추고 있다.

드럼용기는 저장용기를 포함하는 격납용기를 수용할 수 있도록 하였으며, 운반도중 낙하 및 화재에도 안전성을 확보할 수 있는 완충재인 발사목(Balsa Wood)과 단열재를 내장하고 있다.

2.2 저장용기

2.2.1 금속흡장재

저장부 내부에는 분말 형태의 금속흡장재가 내장되어 있으며, 그 무게는 ZrCo의 경우에는 255.4 g으로 $ZrCoT_{2.0}$ 기준으로 10만 Ci(3.7 PBq)의 삼중수소를 금속수소화물 형태로 저장할 수 있는 양이다.

2.2.2 저장용기 본체

저장용기는 10년간 보관하여도 He의 압력을 견딜 수 있는 4 ㎫ @38℃의 원통형 고압용기로 설계하였으며, 재질은 STS 316 L이다. Fig. 1과 같이 저장용기는 실린더형 저장부와 삼중수소 입출력을 위한 2개의 노즐과 밸브로 구성된다.

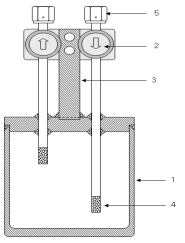


Fig. 1. Tritium Storage Vessel.

저장용기의 내부 부피는 1.311ℓ이며, 모든 연결부위는 용접되어 있다. 저장부 내부에는 흡장 및

탈장을 위한 노즐 2개가 설치된다. 노즐 말단은 흡장재 분말이 외부로 나가지 못하도록 금속 필터로 마감되어 있다.

밸브부는 흡장 및 탈장 밸브 각 1개, 밸브 고정대 및 연결 피팅으로 구성된다. 밸브는 저장부 상부면에 위치하며, 2개의 밸브를 기계적으로 고정하기 위해 밸브 고정대가 있다. 밸브 고정대는 저장부의 상부면에 용접되어 있으며, 2개의 고정판으로 밸브를 결속하도록 되어 있다.

2.3 격납용기

격납용기는 플랜지 형태로 개폐가 가능한 STS 304 L 재질의 고압용기로서 설계압력 0.5 ㎫(@38℃)로 설계하였다. 격납용기는 용기 상부(2)와 용기 하부(1)로 나누어지며, 상세 구조를 Fig. 2에 나타냈다. 윗면에는 인양장치를 연결할 수 있도록 하였으며, 격납용기를 개봉하기 전에 내부 저장용기의 누설 여부를 확인하기 위한 샘플링 밸브가 있다. 샘플링 밸브는 용기 상부에 내장되어 있으며, 밸브 핸들과 밸브관이 통하는 부위는 마개로 막혀 있다.

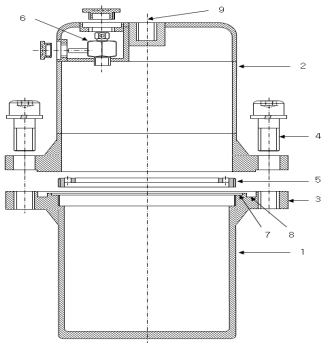


Fig. 2. Confinement Vessel.

하부 플랜지는 상부 플랜지와 16개의 볼트(4)로 연결되게 된다. 하부 플랜지 윗면에는 밀봉을 위한 금속 O-링(7)이 설치되며, 탄성중합체(elastomer)-링(8)이 추가 설치하여 금속 O-링의 누설여부를 확인할 수 있도록 하였다. 저장용기는 격납용기 내부에 정확하게 장착이 되며, 저장용기 상부면은 고정링(5)을 나사식으로 눌러서 용기하부 내에 고정시키도록 되어 있다. 격납용기는 정상상태에서는 상온 상압 상태이며, 내부는 비활성기체(N2, He 등)로 샘플링 밸브를 통해 채우게 된다.

2.4 드럼용기

드럼용기는 Fig. 3에 나타낸 것처럼 마개를 여닫을 수 있는 드럼 형태로서 STS 304를 사용한다. 드럼용기 내부에는 물리적 충격을 흡수할 수 있는 완충재로서 발사우드와 열차폐를 위한 단열매트가 드럼용기 내부에 설치된다. 드럼용기는 몸체(1)와 마개(2)로 구성되며 마개는 8개의 볼트(5)로 고정된다. 바닥면에는 보강대가 십자형으로 붙어 있다. 드럼 바닥은 받침대(6)가 둘러져 있다. 운반용기의 운반 및 취급이 용이하도록 손잡이(3)를 상단 외벽에 부착하였다.

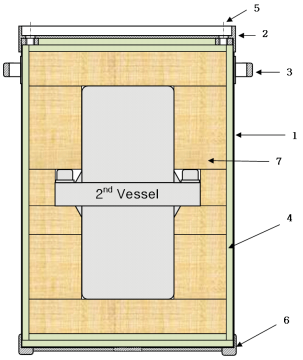


Fig. 3. Drum Vessel.

3. 결론

국내 PHWR에서 발생하는 삼중수소를 상업적으로 이용하기 위한 10만 Ci 용량의 '삼중수소 저장/운반용기'를 개발하였다. 본 용기는 삼중수소를 안전하게 저장하고 운반할 수 있는 구조를 가지고 있으며, 화재 및 사고시에도 건전성을 유지할 수 있다. 삼중수소 저장/운반용기의 제원은 Table 1과 같다.

Table 1. Dimensions of Tritium Transport Vessel

항 목	제 원	단 위
총 무게	38.1	kg
전체 높이	500	mm
외경	324	mm
겉보기 밀도	0.96	g/cm^3

4. 참고문헌

[1] J.C Irvine and I.R harris, Investigation of The Systems ZrCo-H_2 and $ZrCo_{0.84}Ni_{0.16}$-H_2, Journal of the Less-Commo Metals, Vol. 74, pp. 33-43, 1980

The Development of Integrated Verification Equipment to Spent Fuel

Byung Marn KOH*, Jae Bum PARK, Seung Ho AHN, Ki Hyun KIM, Seong Youn JO
Korea Institute of Nuclear Non-proliferation and Control (KINAC), Yusung-daero 1534, Yusung-gu, Daejeon, Korea 305-348
*marn@kinac.re.kr

1. Introduction

In Safeguards, for verification of the spent fuel of LWR (Light Water Reactor), ROK and IAEA inspectors are using SFAT (Spent Fuel Attribute Tester) and IRAT (Irradiated Fuel Attribute Tester). SFAT can verify a spent fuel cooled at least 15 years and IRAT has a function of the non-fuel item verification. Both are based on the detection of Cs-137 (662Kev) and can judge the authenticity for the target item through it.[2]

While a number of inspections were carried out, we needed more simple, small and light equipment and therefore have been studying the development of USAT (Unified Spent fuel Attribute Tester) integrated functions of SFAT and IRAT. Until now, we carried out the conceptual design, making a prototypes and three times field tests.[1]

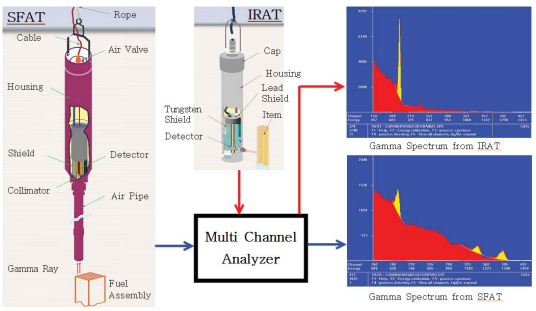


Fig. 1. Schematic Diagram of SFAT and IRAT[1].

2. Methods and Results.

2.1 Make a Prototype[2]

By MCNP (Monte Carlo N-Particle transport code) analysis, we made decisions about the prototype specifications of USAT, such as the SDP310/Z/60s CZT detector, the tungsten shield of ring block type and the variable length air pipe. It was only considered for reduce the weight and length for the prototype. In case of size, because it can be changed depend on the structure of shield, we used frame of SFAT temporarily.

2.2 The 1st and 2nd Field Test[3]

Our twice field tests for verify the prototype were carried out at spent fuel ponds of Kori unit #3 and Hanul unit #3 in 2102. At the tests, we confirmed the SFAT function of USAT and found out the optimal length (100cm) of the air pipe by changing its length. And we tested the optimal distance (55~80cm) between the prototype and target fuels which were already confirmed the IRAT function.

Table I and II are the summary of test results. Our prototype is partly satisfied with our needs and has similar performance in comparison with SFAT and IRAT respectively.

Table 1. Test Results (SFAT Function)

Enrichment (w/o)	Cooling Time (year)	Burn-up (MWD/MTU)	Cs-137 Peak
3.50	16.6	16,065	○
2.10	32.5	16,744	○

Table 2. Test Results (IRAT Function)

Enrichment (w/o)	Cooling Time (year)	Burn-up (MWD/MTU)	Cs-137 Peak
3.20	23.1	32,776	○
3.20	30.0	29,637	○
3.50	17.7	40,007	○

2.3 The 3th Field Test

On analysis results for previous tests, we needed to additional tests for the effect of an initial enrichment, a cooling time, a discharge burn-up and a fuel type. Above all, we considered the test for OPR (Optimized Power Reactor) fuel type because

we got satisfactory results at Westinghouse type fuel only.

Our third field test for OPR fuel type was carried out at Hanbit unit #3 on June 2103. However, we couldn't get satisfactory results for SFAT function in spite of target fuels which are similar to previous test options.

Table 3. Test Result for Fuel Type

Type	Enrich (w/o)	Burn-up (MWD/MTU)	Cooling Time (year)	SFAT	IRAT
W/H	3.5	16,065	16.6	○	-
W/H	2.1	16,744	32.5	○	-
OPR	1.3	12,445	17.2	×	-
OPR	2.4	25,847	16.1	×	○
OPR	2.4	25,057	15.0	×	○

2.4 Analysis of Results

While compare to two types of spent fuel, we were interested in the structure of an upper end fitting. In case of the SFAT function test, the detection point is on the plate of an upper end fitting.

We did simple simulations by MCNP for the radioactivity intensity on the detection point at each fuel types and got a result that W/H type has more strong intensity than OPR type. However, this simulation was only considered an effect of SUS304 and water and it was not included effects of guide tubes and instrument tubes which can be a role of the collimator. As the below figure, each fuel type have a different construction and number of tubes and it may be options that affect radioactivity intensity. Therefore, it needs detailed analysis and simulation for these.

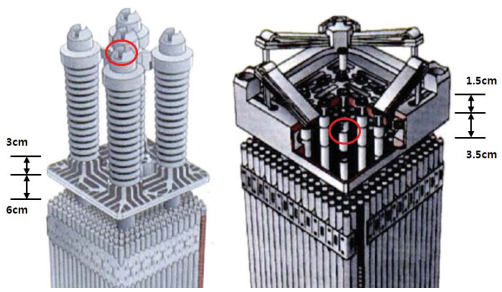


Fig. 2. Comparison with Fuel Type

3. Conclusions

At the test for OPR type fuel, we could not get satisfactory results for the SFAT function of USAT and it was an unexpected situation. In order to analyze this problem, we are going to additional tests by change for detection points for the same target and do detailed simulation for two types fuel by using MCNP code.

After solve the problem, we are expected to make a performance curve for USAT functions such as a initial enrichment, a discharge burn-up, a cooling time and these correlations. Also, hereafter, we are going to make an attempt to the additional weight reduction and downsizing of USAT by change the frame.

4. Reference

[1] K.H. KIM, B.M. KOH, J.B. PARK, Necessity of Development of Integrated γ Detector to Improve National Safeguards System, Korea Nuclear Society, May 26-27, 2011

[2] K.H. KIM, J.B. PARK, S.H. AHN, B.M. KOH, Conceptual Design for the Development of Unified Spent fuel Attribute Tester by MCNP Analysis, Institute of Nuclear Materials Management, July 15-19, 2011

[3] B.M. KOH, K.H. KIM, J.B. PARK, S.H. AHN, The Study on the Development of Unified Spent Fuel Attribute Tester, Korea Nuclear Society, May 25-26, 2012

방사선관리구역 작업복 보관기간 산정 프로그램 개발

박병목*, 채경선, 신경욱, 박장순, 박주연, 박호점, 정도영
세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산디지털2로 184, 벽산디지털밸리2차 910호
*pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 방사선관리구역 출입시 모든 작업종사자는 신체보호를 위해 작업복을 착용하게 되며, 작업이 종료된 후에는 작업복을 정해진 장소에 탈의한 후 방사선관리구역을 나오게 된다. 탈의 장소에 회수된 사용후 작업복은 작업복을 세탁하는 장소로 옮겨 세탁전에 반드시 작업복의 방사성오염여부를 측정한다. 이렇게 오염준위를 측정하는 이유는 첫째 작업복의 표면오염 준위에 따라 세탁, 보관 및 폐기를 결정, 둘째는 비슷한 오염준위를 갖는 작업복들을 세탁함으로써 오염준위가 높은 작업복에서 오염준위가 낮은 작업복으로 방사성물질 전이를 방지하기 위해서이다[1].

방사선관리구역 작업복의 세탁은 일반 의복의 세탁과는 달리 육안으로 확인 하는 청결상태 뿐만 아니라 세탁후 잔존하는 오염준위가 중요하다. 세탁후 제거되는 방사성물질에 따라 작업자의 피부오염 방지, 방사성물질에 의한 방사선피폭을 방지할 수 있기 때문이다. 작업복에 의한 피부오염 및 방사선 피폭은 오염준위가 높은 오염보관 작업복을 세탁하여 재사용 하는 경우 발생할 수 있기 때문에 이러한 문제를 사전에 방지할 뿐만 아니라 오염보관중인 작업복을 어느 시점에서 세탁할 경우 재사용이 가능한지를 예측할 수 있다면 보다 더 효율적인 작업복관리가 가능할 것이다.

2. 본론

2.1 작업복 보관기간 산정 프로그램 설계

작업복 보관기간 산정 프로그램을 운영하기 위해 총 3단계로 설계하였다.

• 1단계 - RI 핵종 Data Base 구축

원자력발전소에서 생성되는 또는 생성될 수 있는 대표적인 방사성동위원소 68종에 대해 핵종명, 반감기를 DB화 하였고, DB화 되어있지 않은 핵종이 생성될 경우 추가 입력이 가능.

• 2단계 - 검출된 방사성핵종의 보관기간에 따른 방사능감쇠 고려

대부분의 오염작업복은 원자로건물을 출입하게 되는 계획예방정비기간 중에 발생되며, 원자로건물 내에 존재하는 핵종은 경상운전의 다양한 운전 변수에 따라 변화되어지므로 RCS 시료, 공기중 입자시료, 표면오염 시료 등을 핵종분석한 핵종별 방사능 값을 지표로 활용할 수 있다. 기입할 항목으로는 '호기별 계획예방정비', '핵종분석 일자', '핵종명', '핵종분석결과 방사능 값'이며, 작성시점은 계획예방정비 시작 시점의 채취 시료 핵종 분석값을 적용하거나, 계획예방정비 시작, 진행, 종료 시점의 값을 평균하여 적용 할 수 있도록 한다.

• 3단계 - 방사선관리구역 작업복 보관기간에 따른 방사능값 변화 프로그램

1) 보관기간 시작일 : 보수적인 결과를 위해 해당 계획예방정비기간에 발생한 모든 작업복의 보관기관 시작일은 계획예방정비 종료일을 적용.
2) 오염제거율 : 작업복의 재질에 따라 세탁시 오염제거율이 상이하다. 그러므로 사용중인 작업복 재질을 선택시 오염제거율이 자동으로 적용되도록 하였음[2].
3) 현재의 방사능값 : Portable 표면오염 측정기는 측정값이 cps 또는 cpm으로 측정되어지지만 작업복의 오염 준위 기준은 Bq/cm^2 또는 kBq/m^2으로 신속히 환산할 수 없으므로 프로그램을 통해 신속한 환산 수행
4) 감쇠+세탁 후 방사능 값 : 현재의 단위면적당 방사능값에 일정한 보관기간 및 세탁효율을 고려한 예상 방사능 값 계산시 작업복을 오염시킨 방사성물질의 핵종 분율 및 반감기가 모두 상이하여 수 계산이 불가능하다. 그러므로 프로그램에 의한 자동계산이 필요함.

$$A_G = \left[\left(A_{AP}\times e^{-(\lambda_A\times T)}\right)+\left(A_{BP}\times e^{-(\lambda_B\times T)}\right)+\ldots\right] - \left[\left(\left(A_{AP}\times e^{-(\lambda_A\times T)}\right)+\left(A_{BP}\times e^{-(\lambda_B\times T)}\right)+\ldots\right)\times\varepsilon\right] \quad (1)$$

- A_G : 감쇠+세탁 후 방사능값(목표 방사능값)
- A_{AP} : "A" 핵종의 현재의 방사능 값

- A_{BP} : "B" 핵종의 현재의 방사능 값
- λ_A : 핵종 "A"의 붕괴상수(단위 : 1/Day)
- λ_B : 핵종 "B"의 붕괴상수(단위 : 1/Day)
- T : 보관 기간(단위 : Day)
- ε : 적용된 오염제거율(작업복 재질 선택)

2.2 작업복 보관기간 산정 프로그램 개발

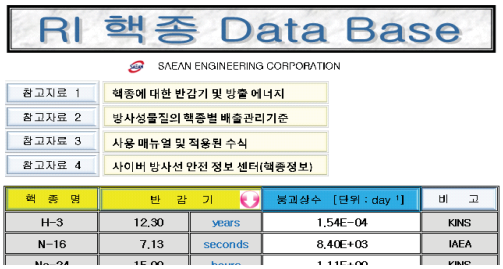


Fig. 1. RI Data Base.

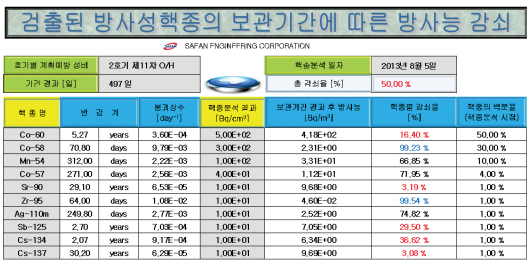


Fig. 2. Radioactivity Decay Sheet.

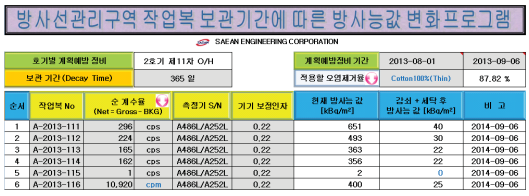


Fig. 3. Program of Storage Period Calculation.

2.3 핵종 분율 영향 평가

원자력발전소의 운전변수에 따라 생성되는 방사성물질의 분율 차이가 오염 작업복의 보관에 어떤 영향을 미치는지 다음 조건으로 가정하여 알아보았다.

[조건]

1) 발생핵종 : 10종
2) 분석된 총 방사능 값 : 1×10^3 Bq/cm^3
3) 오염제거율 : 87.82% - Cotton 100%(Thin)
4) 핵종의 분율 : 네가지 Case - Table 1 참조
5) 40 kBq/m^{2}이 되는데 필요한 보관기간 : 365일, 180일, 30일 적용

Table 2의 Case2를 보면 측정된 표면오염이 254cps일 때 365일 경과후 40 kBq/m^{2}이 되지만 Case 3은 296 cps로 측정값이 더 높더라도 365일 경과후 40 kBq/m^{2}이 된다. 그리고 세탁에 따른 오염제거율을 고려하지 않고 붕괴만을 통해 365일 후 40 kBq/m^{2}이 되는 측정값은 Case 2는 31 cps, Case 3는 36 cps로 작업복의 오염제거는 세탁에 의한 오염제거율이 가장 큼을 알 수 있다.

Table 1. Cases of Contaminated Status

Nuclide	Case1	Case2	Case3	Case4
Co-60	50 %	55 %	45 %	50 %
Co-58	30 %	25 %	35 %	30 %
Mn-54	10 %	10 %	10 %	10 %
Co-57	4 %	4 %	4 %	1 %
Sr-90	1 %	1 %	1 %	1 %
Zr-95	1 %	1 %	1 %	1 %
Ag-110m	1 %	1 %	1 %	1 %
Sb-125	1 %	1 %	1 %	1 %
Cs-134	1 %	1 %	1 %	1 %
Cs-137	1 %	1 %	1 %	4 %

Table 2. Storage Period & Counts to be 40 kBq/m^2

Storage Period	365일	180일	30일
Case1	273	227	164
Case2	254	214	162
Case3	296	241	167
Case4	265	223	164

※ Equipment Compensation Factor : 0.22 Bq·cm^{-2}·S, Unit : cps

3. 결론

방사선관리구역에서 사용되었던 작업복을 일정기간 보관후 세탁하여 재 사용할 경우 생성되는 핵종의 종류, 분율, 반감기 등의 변수에 따라 보관기간을 수 계산으로 처리하기란 매우 힘들다.

본 연구에서는 이러한 문제를 해결하고 범용성, 편리성, 신뢰성 등을 고려한 '방사선관리구역 작업복 보관기간 산정 프로그램'을 개발함으로서 작업복의 재사용율 증가, 체계적이고 과학적인 오염 작업복 보관기간 산정 및 방사성 액체폐기물 관리 등 방사선안전관리 업무를 향상시키는데 기여할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 방사선관리구역 작업복의 오염현황 및 폐기물 관리 방안, 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술대회 논문요약집, pp. 223~224
[2] 원전 방사선관리구역 작업복 재질에 따른 제염효과 비교실험, 대한방사선방어학회, 2010년 추계

ICP-MS를 이용한 석탄회 및 토양 중 천연방사성 핵종(U, Th)의 신속분석법 개발

임종명*, 이훈, 박지혜, 지영용, 장미, 정근호, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jmlim@kaeri.re.kr

1. 서론

2012년 7월부터 생활주변방사선 안전관리법이 시행됨에 따라, 원료물질 또는 공정부산물 중의 천연방사능 핵종에 대한 규제가 시작되었다. 따라서 천연방사능 핵종에 대한 분석법의 정도관리 및 유효성 검증이 매우 시급한 실정이다. 원료물질 또는 공정부산물 중 천연 방사능 핵종은 대표적으로 U-235, U-238, Ra-226, Th-232, K-40을 대상으로 하며 각 핵종은 α-spectrometer, γ-spectrometer 또는 ICP-MS를 이용하여 분석하는 방법이 이용되고 있다.

원료 물질 또는 공정부산물 중 천연방사능 핵종의 신속한 분석은 Ra-226, Ac-228의 농도를 감마핵종분석기를 이용하여 정량하고 방사평형을 가정하여 U-238, Th-232의 농도를 유도하는 간접분석방법이 간편, 신속분석법으로 이용될 수 있다. 그러나 자연환경 중 또는 인위적인 요인에 의해 그 두 핵종간의 평형이 깨지는 현상이 빈번히 관측되고 있어 각 핵종의 농도를 직접적으로 분석하는 ICP-MS 또는 α-spectrometer를 활용하는 방법이 필요하다. 이와 같이 직접분석법을 이용하면 원료물질과 공정부산물 중의 천연방사성핵종의 농도를 정확히 평가할 수 있으나 두 분석법은 시료의 용해 및 분리 공정을 포함하는 전처리 과정에 장시간이 소요되고 그 과정 중 시료의 오염 및 손실 등에 따라 분석 결과의 정확도가 상대적으로 떨어지는 단점을 가지고 있다. 따라서 직접분석법의 적용을 위한 분석 방법의 유효화 및 품질보증 체계가 요구되고 있다.

원료 물질 또는 공정부산물 분석 시료의 전처리 과정은 크게 시료의 매질을 용액상으로 균질화하는 전처리 단계와 화학종 분석을 위한 분리, 농축 단계로 나누어 질 수 있다. 특히 전처리 단계는 대부분 분리, 농축 및 분석에 방해 영향을 미치는 유기물의 제거와 용액화의 과정을 거쳐야 한다. 따라서 시간이 매우 오래 걸리며 분석 불확도에 가장 큰 요인으로 작용하기 때문에 전처리 방법에 대한 표준화 및 유효화가 필수적으로 요구된다.

따라서 본 연구는 직접분석방법인 알파핵종분석기, ICP-MS를 이용한 천연방사성핵종 중 알파핵종 신속 분석방법을 개발하기 위하여 시료 전처리 단계에서 소요되는 10 일 이상의 시간을 5 시간 이내로 최소화할 수 있는 최적의 방법을 개발하고자 하였으며 이를 위하여 시료의 매질을 완전 용해할 수 있는 alkali fusion 방법을 활용하고자 하였다.

2. 본론

2.1 Alkali fusion

환경, 식품 및 원료물질 등의 시료에 대한 전처리를 위하여 시료를 완전 분해하며 분해 시간을 최소화 할 수 있는 alkali fusion 방법이 이용될 수 있다. 이러한 alkali fusion 분해법은 전통적으로 이용되어 온 hot plate 방법보다 빠른 분해 시간, 적은 시료 오염, 휘발성 원소 손실의 극소화 할 수 있는 장점이 있으나 목적 핵종의 검출가능농도(MDA)를 위한 시료량이 큰 방사성 핵종 분석의 경우 시료량의 제한이 큰 단점으로 작용한다. 또한 이 방법은 alkali flux를 과량 사용하기 때문에 분해 용액의 매질이 매우 복잡해지는 단점을 갖는다.

본 연구에서 alkali fusion 분해법의 적용을 위해 사용된 fusion 장비는 K2 PRIME (Katanax)이며 5개의 pt-crucible을 동시에 장착하여 시료를 분해 할 수 있다(Fig. 1). 이 장비는 전기로 형태로 안전성을 확보하고 온도 조절 프로파일을 다양하게 선택할 수 있으며 다양한 시료를 용융제와 함께 단시간에 1000°C에서 용융할 수 있으며 위험작업인 용액화를 자동으로 수행할 수 있다.



Fig. 1. Fusion system for sample digestion.

2.2 시료 분해 및 전처리 조건 확립

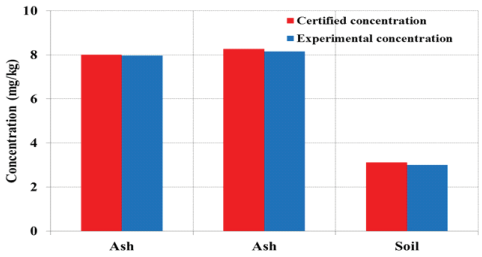
다음의 Fig. 2에 석탄회 및 토양 시료 (0.5 g)의 분해 조건을 나타내었다. 시료의 용융을 위하여 lithium metaborate ($LiBO_2$)를 이용하였으며 시료와 플럭스는 1:4의 비률로 사용되었다. 분해 온도 및 시간은 다양한 조건으로 조사되었다. 시료 0.5 g의 경우 600°C에서 750°C까지 10 분 동안 천천히 시료와 flux를 산화하고 1000°C에서 8 분 동안 용융한 후 5% HNO_3 용액에 녹여 분석용 시료로 이용하였다. 한편 이 용액은 과량의 플러스의 사용으로 인해 매우 복잡한 매트릭스를 갖기 때문에 Fe 공침법 (pH=7)을 이용하여 U, Th을 침전시킨 후 3M HNO_3 용액으로 용해하여 최종 분석용 시료로 이용하였다. 석탄회 및 토양시료의 전처리에 소요된 시간은 용융 30 분, Fe 공침 과정 30 분으로 1 시간 이내에서 시료의 전처리를 완료할 수 있었다. 본 시료의 전처리는 향후 각 시료의 주요 구성성분 및 특성에 따라 최적으로 조건을 확립하기 위해 다양한 실험이 이루어 질 것이다.

2.3 전처리 방법 유효화

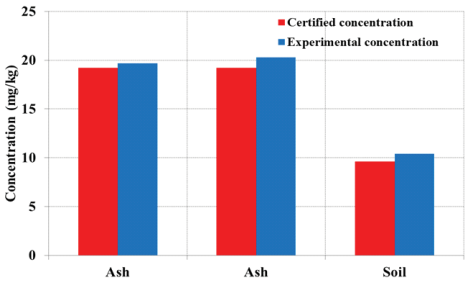
원료물질 또는 공정부산물 중의 천연 방사능 핵종 중 U, Th의 신속 분석기술 개발을 위해 석탄회 및 토양 시료에 대한 전처리 과정을 포함하는 분석 방법의 표준화하고자 하였다. 이를 위하여 인증표준물질(certified reference material, CRM)을 이용한 정확도(accuracy), 정밀도(precision) 평가를 수행하였다. 석탄회 및 토양 시료에 대한 인증 표준물질로는 NIST SRM 1633c (Trace Element in Coal fly ash)와 SRM 2709a (San Joaquin Soil)를 이용하였다.

석탄회 및 토양 시료의 인증표준물질 각 0.5 g을 본 연구에서 확립한 알칼리 용융 조건을 이용하여 용해하고 magnetic-sector 방식의 ICP-MS (SPECTROMS, SPECTRO)를 이용하여 U-238과 Th-232의 농도를 측정하였다.

본 연구에서의 측정 결과와 표준물질에 대한 인증값과 비교하였을 때 방법의 정확도를 나타내는 U과 Th의 상대오차가 각각 1.9%, -4.3%를 나타내었다. 또한 정밀도를 나타내는 상대표준편차가 U과 Th에 대해 각각 1.4%, 2.7%로 나타나 분석 방법에 대한 신뢰성을 확인하였다.



(a) Uranium concentration



(b) Th concentration

Fig. 2. Results of recovery tests of U and Th in coal ash and soil CRM samples determined using fusion and ICP-MS.

3. 결론

본 연구에서는 직접분석방법인 알파핵종분석기, ICP-MS를 이용한 천연방사성핵종의 신속 분석방법을 개발하기 위하여 시료 전처리 단계에서 소요되는 10 일 이상의 시간을 5 시간 이내로 최소화할 수 있는 최적의 방법을 개발하고자 하였다. 이를 위하여 시료의 매질을 완전 용해할 수 있는 alkali fusion 방법을 활용하였다. 처리 과정을 포함하는 분석 방법의 표준화 및 유효화를 위해 인증표준시료를 이용한 정확도, 정밀도한 결과 U과 Th의 상대오차가 각각 1.9%, -4.3%를 나타내었고 상대표준편차는 각각 1.4%, 2.7%로 나타났다. 따라서 석탄회 및 토양 시료 중 천연방사능 핵종의 농도 평가를 위한 fusion 방법의 적용은 신뢰성이 우수한 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] C. Galindo et al., “An improved radiochemical separation of uranium and thorium in environmental samples involving peroxide fusion ”, Applied Radiation and Isotope, 65, 9-6, 2007

요오드 에어로졸 거동 및 흡착 연구

임희정*, 손세철, 연제원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*imhj@kaeri.re.kr

1. 서론

요오드는 핵연료가 원자로에서 연소되는 동안 핵분열생성물로써 상대적으로 많은 양이 발생되고 있으며 이러한 방사성핵종들을 모니터링 하는 것은 원자력 관련 시설의 운영뿐만 아니라 사고 및 해체시에도 중요하다. 휘발성방사성핵종들은 원자로내의 증기나 물방울등과 쉽게 상호작용을 하여 오염된 에어로졸등을 형성하며, 사고나 비상시 배기를 통해 공기중으로 방출되어질 수 있다. 요오드는 높은 휘발성으로 인해 환경중으로 쉽게 노출될 수 있고 인체내에 흡입되어 갑상선에 축적될 수 있으므로, 오염된 에어로졸들의 생성과 거동, 그리고 이들에 대한 안정화 및 검출 기술들이 필요하다고 할 수 있다. 요오드와 유기요오드들은 기체나 여러종류들의 에어로졸 형태로 이동한다고 알려져 있으나 이에 대한 실질적인 실험 데이타들과 정보들이 많이 부족한 상태이다. 그래서 요오드 관련 에어로졸들이 어떻게 생성되며 원자력발전소의 격납용기내에서, 더 나아가 환경에서 거동하는지에 관한 연구를 위해 요오드 발생 및 유입부분이 부착된 에어로졸 발생장치를 실험실 후드안에 설치하였다. 요오드 에어로졸등을 효과적으로 흡착시킴으로써 격납건물의 배기 필터시스템에 응용가능한 흡착제 또한 합성하였다.

2. 본론

2.1 요오드 에어로졸 발생장치 설치

휘발성 요오드 핵종으로 I_2와 CH_3I를 선택하여 발생시키고, Fig. 1에서 보여지는 모델 3450 Vibrating Orifice Aerosol Generator를 이용하여 일정한 크기의 물방울을 만들어 증발시킨다. 요오드 에어로졸 관련 거동을 보기 위해, 이 때 발생된 요오드 기체들은 물방울들과 자연스럽게 섞이도록 주입시키고, 여러 분광스펙트럼방법들을 이용하여 생성된 요오드 에어로졸들을 정성·정량적으로 분석한다.

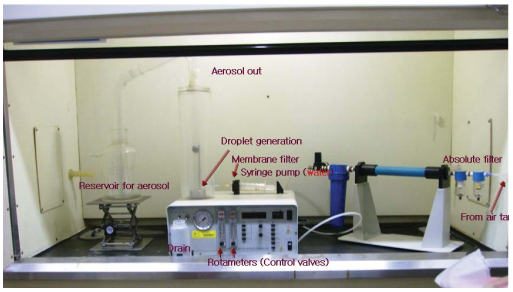


Fig. 1. Photo of lab scale set-up for a behavioral study of iodine aerosols.

2.2 요오드 에어로졸 흡착제 합성

금속 은(Ag)은 Ag^- 이온과 마찬가지로 다양한 형태의 요오드나 요오드 이온과 결합하며, 무기-유기 혼성 실리카젤은 수용액뿐만 아니라 유기용액 및 기체 분자들과도 잘 섞일 수 있다.

우선 가수분해와 축합반응을 통해, 3차원 다공성 구조의 무기 실리카에 ethylenediamine (TMSen)과 mercapto의 유기작용기를 공유결합시켰다. 그 후에 $AgNO_3$ 용액내에서 전자빔 조사를 통해 환원된 나노입자의 금속 Ag가 이 리간드들에 고정되도록 반응 조건을 조절하여 최종적으로 Fig. 2와 같이 Ag 나노입자가 첨착된 blank 실리카젤, TMSen-anchored 실리카젤, 그리고 mercapto-anchored 실리카젤들을 합성하였다.

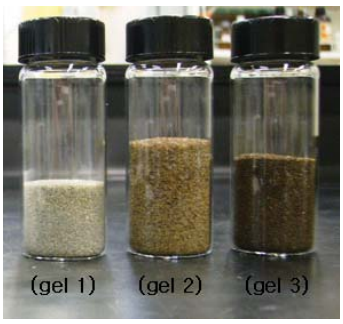


Fig. 2. Photo of Ag nanoparticle-embedded blank and TMSen- and mercapto-anchored gels (180-600 μm sizes).

2.3 요오드 흡착제 특성 분석

Fig. 3의 transmission electron microscopy

(TEM) 결과에서 보여지듯이, 전자빔 조사에 의해 생성된 Ag 나노입자들이, 합성된 다공성 무기-유기 혼성 실리카젤들의 표면뿐만 아니라 3차원 구조의 내부에까지 첨착되어 있음을 알 수 있다. 실리카에 단단하게 공유결합되어 있는 TMSen과 mercapto리간드들 및 첨착된 Ag 나노입자 농도들과 분포정도가 inductively coupled plasma atomic emission spectrometry (ICP-AES), ultraviolet and visible absorption spectrophotometer (UV-vis), attenuated total reflectance (ATR), X-ray photoelectron spectroscopy (XPS) 및 elemental analyzer (EA)등에 의해 측정되었다. 합성된 흡착제들 각각의 표면적과 흡착제들 내부 기공들의 크기는 Brunauer-Emmett-Teller (BET)에 의해 얻어졌으며, 리간드들이 첨가된 TMSen-anchored 젤과 mercapto-anchored 젤들이 blank 젤보다 더 큰 기공 입자 크기를 보여줌이 확인되었다. 특히, TMSen 리간드는 무기-유기 혼성 실리카젤의 3차원적 구조를 다소 느슨하게 만듬으로써 더 많은 Ag 나노입자들이 첨착될 수 있게 했다.

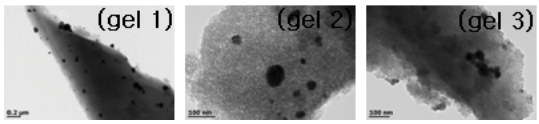


Fig. 3. TEM images of Ag nanoparticle-embedded blank and TMSen- and mercapto-anchored gels 1-3.

3. 결론

요오드 관련 에어로졸들의 생성 및 거동과 안정화 연구를 위하여 에어로졸 발생장치를 설치하고 테스트 했다. 이러한 요오드 에어로졸들을 제거하기 위한 목적으로, Ag 나노입자가 첨착된 ligand-anchored 젤들이 성공적으로 합성되었고 각각의 특성에 대해서도 구체적으로 분석되었으며, 실질적인 흡착제로의 활용뿐만 아니라 광학센서로써의 응용도 기대되어지고 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다.

5. 참고문헌

[1] State of the Art Report on Nuclear Aerosols, Report NEA/CSNI, no. R5, 2009

[2] H.J. Im, B.C. Lee, J.W. Yeon, Journal of Nanoscience and Nanotechnology, Vol. 13, No.11, pp. 7643-7647, 2013

[3] H.J. Im, K.-S. Choi, Journal of Nanoscience and Nanotechnology, Vol. 12, No.7, pp. 5808-5811, 2012

[4] H.J. Im, Y. Yang, L. R. Allain, C. E. Barnes, S. Dai, Z. Xue, Environmental Science & Technology, Vol. 34, No.11, pp. 2209-2214, 2000

중·저준위 방사성폐기물 해상운반경로상의 해양환경방사능 조사

박은상[1*], 곽상수[1], 김헌[1], 김완[2]
[1]한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
[2]경북대학교 방사선과학연구소, 대구광역시 북구 산격3동 1370
[*]ajaj1767@korad.or.kr

1. 서론

원자력을 이용하는 과정에서 필연적으로 발생되는 중·저준위 방사성폐기물을 국가 차원에서 안전하게 관리하기 위해 중·저준위 방사성폐기물 영구처분시설을 경북 경주시 양북면 일대에 동굴처분 방식으로 건설 중에 있다.

본 연구에서는 중·저준위 방사성폐기물 해상운반으로 인한 주변 환경으로의 방사선영향을 평가하는데 기준이 되는 기초 환경조사 자료(Base-line data)를 확보하기 위하여 해상운반경로상의 해수, 해저퇴적물, 해양생물 등의 환경시료를 채취하여 전알파, 전베타, ^{3}H, ^{14}C, ^{90}Sr 및 감마핵종 방사능 농도를 측정·분석하였다.

2. 본론

2.1 시료종류

해양환경방사능조사를 위한 대상 시료는 해수, 해저퇴적물 및 해양생물(어류, 해조류)로서, 조사지역 내에 분포하는 채취가 가능한 종류의 환경매체를 대상으로 하였다.

Table 1. Sample Types and Sampling Points

Transport Path	Sample Types	Points
WOLSONG ~ HANUL	Sea Water	7
	Sediment	7
	Marine Organisms	5
WOLSONG ~ KORI	Sea Water	3
	Sediment	3
	Marine Organisms	2
WOLSONG ~ HANBIT	Sea Water	23
	Sediment	23
	Marine Organisms	18

2.2 시료채취

해수 및 해저퇴적물은 원전(고리, 영광, 울진)의 물량장과 영해 사이는 10 km마다 시료를 채취하고 영해에서는 40 km마다 채취하였다. 해양생물은 운반경로를 따라 연안에서 채취 또는 구매하였다.

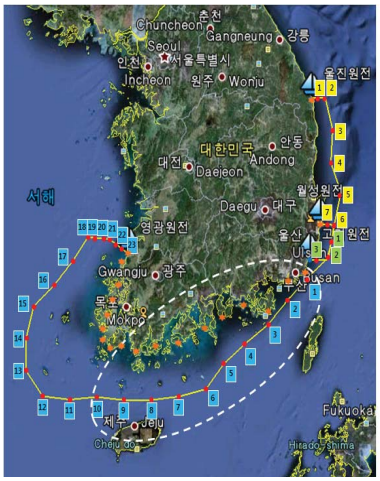


Fig. 1. Sampling points.

2.3 분석핵종

분석핵종은 원전에서 법적 제한치 미만으로 배출되고 있는 방사성핵종과 처분되는 폐기물에 포함된 방사성핵종을 비롯하여 방사성동위원소 폐기물에 들어있거나 체르노빌 원전사고 또는 핵실험 등에 의해 환경에 존재하는 인공방사성핵종 중 비교적 짧은 반감기의 것을 제외하고, 자연에 존재하는 천연방사성핵종의 일부를 대상으로 정하였다.

환경시료의 방사능을 분석하기 위해 원전과 처분시설 운영 중 방사성폐기물에 포함될 가능성이 높은 핵종으로 "월성원자력환경관리센터 부지주변 방사선환경조사 계획서"의 시료별 환경방사능 분석핵종에 근거하여 선정하였으며, 해수의 분석핵종으로 전알파 및 ^{14}C, 해양생물의 분석핵종으로 ^{14}C를 각각 추가하였다.

환경시료 방사능 분석 시, 기준이 되는 검출목표치는 원자력안전위원회고시 제2012-5호 "원자력이용시설 주변의 방사선환경조사 및 방사선환경영향평가에 관한 규정" [별표 2]의 검출하한치를 기준으로 정하였다.

Table 2. Radionuclide for Radioactivity Survey

Sample types	Radionuclide
Sea Water	Gross-α, Gross-β, ^{3}H, ^{14}C, ^{90}Sr, ^{59}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{54}Mn, ^{95}Zr, ^{95}Nb, ^{131}I, ^{140}Ba, ^{65}Zn
Sediment	^{90}Sr, ^{59}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{95}Zr, ^{54}Mn, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{131}I, ^{144}Ce, ^{95}Nb, ^{140}Ba, ^{65}Zn, ^{40}K, ^{144}Ce
Marine Organism	^{14}C, ^{90}Sr, ^{60}Co, ^{95}Zr, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{54}Mn, ^{95}Nb, ^{65}Zn, ^{40}K

2.4 시료 전처리

감마핵종분석을 위하여 해수는 인몰리브덴산 암모니움-이산화망간(AMP-MnO_2) 공침법, 해저퇴적물과 해양생물은 건조분쇄법과 생체법으로 전처리를 수행하였다. ^{14}C 분석을 위하여 해수는 직접흡수법, 해양생물은 고압연소법을 사용하였고 ^{90}Sr은 각 시료에 대하여 발연질산법을 사용하였다. 해수시료 ^{3}H 분석을 위하여 증류법, 전알파 및 전베타 분석을 위하여 직접증발법으로 전처리를 수행하였다.

2.5 방사능 계측

저준위 알파/베타 계수기를 사용하여 시료 당 전알파 3회(60 분/회) 및 전베타 6 회(30 분/회) 이상 반복 측정하였으며, ^{90}Sr은 측정용 시료와 BKG의 계측시간을 모두 20 분간 10 회 이상 계측하고 평균값을 취하여 방사능농도를 구하였다. ^{3}H는 증류된 시료수 8 mL와 액체섬광체 12 mL를 혼합하여 만든 시료가 담긴 vial 표면을 알코올을 이용하여 깨끗하게 닦아낸 다음, vial을 냉암소에서 12 시간 이상 넣어둔 후 액체섬광계수기(LSC)로 계측하였다. ^{14}C는 ^{14}C가 흡수된 탄소흡수제 10 mL와 액체형광체 10 mL가 담긴 20 mL 용량의 vial 표면을 알코올로 닦아낸 다음, 냉암소에서 12 시간 이상 보관한 후 액체섬광계수기로 계측하였다. 감마핵종은 고순도게르마늄검출기(HPGe)를 사용하여 감마선 스펙트럼을 측정하였으며, 각 핵종에 대한 방사능 검출하한치를 만족할 수 있도록 측정시간은 86,000 초 이상으로 하였다.

Table 3. Radioactivity Analysis Equipment

Equipment	HPGe	LSC	Low α/β Counter
Radio-nuclide	γ	^{3}H ^{14}C	^{90}Sr Gross-α, β

3. 결과 및 고찰

중·저준위 방사성폐기물 해상운반경로에서 해양시료를 채취하여 방사능 분석을 수행한 결과, 해수에서 ^{137}Cs 농도는 1.16 ~2.32 mBq/L, ^{90}Sr 농도는 0.713~1.81 mBq/L, ^{14}C 농도는 0.225~0.252 Bq/g-C, ^{3}H 농도는 <0.892~2.87 Bq/L, 전베타 농도는 6.50~10.1 Bq/L의 범위로 조사되었다. 해저퇴적물에서 ^{137}Cs 농도는 <0.349~4.05 Bq/kg-dry, ^{90}Sr 농도는 <0.139~0.814 Bq/kg-dry의 범위로 검출되었다. 그리고 해양생물에서 ^{137}Cs 농도는 <0.0236~0.107 Bq/kg-fresh, ^{90}Sr 농도는 <0.0114~0.0850 Bq/kg- fresh, ^{14}C 농도는 0.209~0.252 Bq/g-C이다. 천연방사성핵종인 ^{40}K 농도는 해수에서 10.5~12.8 Bq/L, 해저퇴적물에서 386~1,070 Bq/kg-dry, 해양생물에서 46.4~220 Bq/kg-fresh이다. 각각의 시료에서 검출된 ^{137}Cs 및 ^{90}Sr의 방사능농도는 과거 대기권 핵실험에 의해 우리나라 일반 지역에서 검출되고 있는 방사능농도와 동일한 수준이었으며, 해수와 해양생물 시료에서 검출된 ^{14}C의 방사능농도는 자연환경준위와 비슷한 수준이었다.

4. 결론

2010년 12월 30일부터 2012년 6월 29일까지 약 18개월 동안 수행한 해상운반경로상의 해양시료 방사능조사자료는 방사성폐기물의 해상운반이 주변 환경에 미치는 방사능 영향을 판단할 수 있는 비교자료로 활용할 수 있어 국민 건강과 환경보전을 하는데 기여할 수 있을 것으로 사료된다.

5. 참고문헌

[1] 원자력이용시설 주변의 방사선환경조사 및 방사선환경영향평가에 관한 규정, 원자력안전위원회고시 제2012-5호

[2] “월성원자력환경관리센터 부지주변 방사선환경조사계획서”, 한국원자력환경공단, 2012

[3] “해양환경방사능조사” 보고서, 한국원자력안전기술원, 2010

제4분과

방사선안전 및 환경 (Poster)

원자력관계 사업의 방사선작업종사자 피폭방사선량 경향분석

오승철[1], 임우진[1], 박일[1], 이승행[2], 김병수[2], 서규석[2], 김광표[1*]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[*]kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

국내 원자력관계 사업의 방사선작업종사자 피폭방사선량 관리는 원자력안전법에 따라 원자력안전위원회에서 수행하고 있으며, 원자력안전위원회는 산하기관인 원자력안전기술원과 수탁기관인 방사선안전재단을 통해서 피폭방사선량의 기록유지 및 관리 분석을 수행하고 있다. 방사선안전재단은 방사선종사자전문시스템(RIS)을 운영하여 방사선작업종사자의 생애 피폭기록에 대한 체계적인 관리를 수행하고 있으며 원자력안전기술원에서는 국가방사선작업종사자안전관리센터(KISOE)를 운영하여 방사선작업종사자의 피폭저감화 및 합리적인 방사선 안전규제를 도모하고 있다.

국내 방사선 및 원자력의 이용분야가 다양해지고 방사선 관련 작업분야가 세분화됨에 따라 방사선작업 종사자 수와 방사선 작업종사자가 받는 집단선량이 증가하고 있다. 또한 원전의 해외수출과 국내 방사선 관련 산업시장 규모의 증대로 인하여 국내 방사선작업종사자 수가 증가할 것으로 예상됨에 따라 향후 방사선작업종사자의 피폭방사선량관리 및 분석의 중요성이 대두되고 있다. 이에 따라 본 연구에서는 국내 방사선 작업종사자의 피폭방사선량 관리를 위한 기초자료 확립을 위해 국내 방사선작업종사자의 피폭방사선량을 분석하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

본 연구에서는 국가방사선작업종사자안전관리센터(KISOE)를 통해 수집한 방사선작업종사자의 피폭 자료를 토대로 2011년 기준 국내 방사선작업종사자수, 집단선량, 평균선량을 분석하였으며, 이를 2010년 기준 방사선작업종사자 피폭자료와 비교하여 전년 대비 변화량을 분석하였다. 또한 2002년부터 2011년까지의 10년간 방사선량 자료를 토대로 국내 방사선작업관련 기관수, 종사자수, 집단선량 및 평균선량 추이를 분석하였다. 방사선작업종사자의 방사선량에 대한 세부적인 분석을 위해 기관별 분류를 통한 분석을 병행하였으며 의료기관, 일반산업체, 비파괴, 판매기관, 연구기관, 교육기관, 공공기관, 원전, 군사기관, 기타 등 총 10개의 기관으로 분류하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1에 2010년과 2011년의 기관별 집단선량을 나타내었다. 2011년 방사선작업종사자의 총인원은 2010년 대비 7% 정도 증가한 약 40,000명으로 집계되었다. 방사선 작업 종사자 수의 증가에도 불구하고 2011년 기준 방사선작업종사자 전체 집단선량은 2010년 대비 3,700 man·mSv(11%) 감소한 약 31,000 man·mSv로 나타났다. 2011년 총 방사선작업종사자의 평균선량은 2010년 대비 0.15 mSv 감소한 0.79 mSv로 나타나 일반인의 연간 선량한도인 1 mSv보다 0.21 mSv 낮은 값을 기록하였다.

방사선작업종사자에 대한 집단선량 및 평균선량을 세분화하여 기관별로 분석한 결과 2011년 기준 비파괴 검사기관에서 가장 높은 집단선량 분포를 보였으며 2010년 대비 2% 증가한 약 14,000 man·mSv로 나타났다. 2010년 가장 높은 집단선량을 나타낸 원전에서는 전년대비 26% 감소한 11,000 man·mSv로 나타나 비파괴 검사에 이어 두 번째로 높게 나타났다. 다음으로 의료기관 방사선작업종사자의 집단선량이 2010년 대비 4% 증가한 4,000 man·mSv로 나타났으며 일반 산업체, 판매기관, 교육기관의 순으로 높은 집단선량 분포를 나타내었다.

방사선작업종사자의 집단선량 및 종사자수에 대한 자료를 바탕으로 기관별 평균선량을 분석하였으며 이를 Fig. 2에 나타내었다. 2011년 기준 가장 높은 평균선량 값을 나타낸 기관은 비파괴검사기관으로 2010년 대비 2% 감소한 2.39 mSv로 나타났다. 2010년 1.15 mSv의 평균선량을 나타내었던 원전에서는 2011년 0.77 mSv로 2010년 대비

33%의 감소율을 보이며 타 기관에 비해 감소수준이 높게 나타났다. 의료기관에서는 2010년 대비 3% 감소한 0.96 mSv로 나타나 비파괴 검사기관에 이어 두 번째로 높은 평균선량을 나타내었다. 다음으로 판매기관에서 2010년 대비 0.01 mSv 감소한 0.51 mSv를 보였으며 그 외 기관에서는 0.1 mSv 이하로 나타나 상대적으로 낮은 평균선량 분포를 보였다.

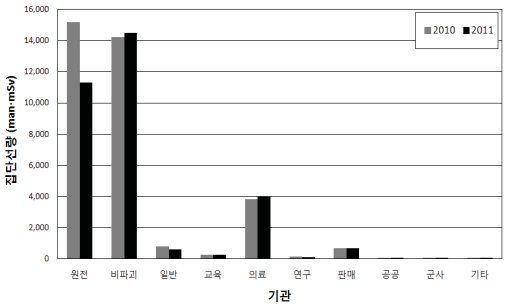


Fig. 1. Collective dose with institution classification.

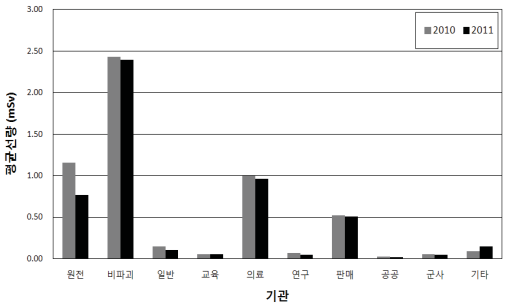


Fig. 2. Annual dose with institution classification.

전체적인 경향분석을 위해 Fig. 3에 2002년부터 2011년까지 10년간의 방사선 관련 기관수, 종사자수, 집단선량, 평균선량 추이를 나타내었다. 기관수는 2002년부터 지속적으로 증가하는 추세를 보이고 있으며 2011년 기준 지난 10년 동안 약 40% 증가하였다. 방사선 관련 기관수의 증가에 따라 방사선 작업종사자의 수도 2002년 대비 약 60%가 증가하였다. 집단선량은 방사선 작업 종사자수의 증가에 따라 2002년부터 2007년까지 꾸준한 증가 추세를 나타내었으나 2008년 전년대비 17% 감소하였다. 이는 원전과 일반 산업체에서 각각 2000 man·mSv 이상의 집단선량이 감소하였기 때문이다. 2008년 이후 집단선량은 다시 증가하였으나 2011년에 원전에서의 높은 집단선량 감소로 인하여 전체 방사선 작업종사자의 집단선량이 감소하였다(Fig. 1).

개인선량의 경우, 국내 방사선 작업 종사자 수의 증가에도 불구하고 꾸준히 감소하는 경향을 보이고 있으며, 2011년에는 2002년 대비 70% 수준의 평균선량을 기록하였다.

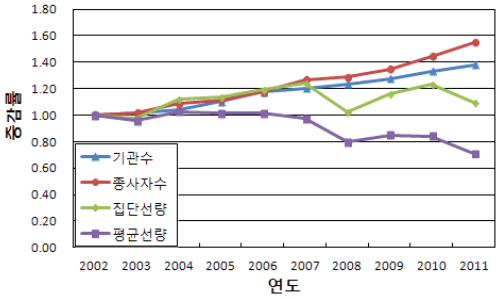


Fig. 3. Data trends (institution, radiation worker, collective dose, annual dose).

3. 결론

본 연구에서는 국내 방사선작업종사자의 피폭방사선량 자료를 토대로 기관별 분류에 방사선량을 분석하였다. 분석결과 국내 방사선 작업종사자수의 증가에도 불구하고 개인 평균선량은 지속적으로 감소하는 추세를 보이고 있다. 이는 국내 방사선작업종사자에 대한 방사선 피폭관리가 효과적으로 이루어지는 것으로 판단된다. 본 연구를 통해 분석된 자료는 국내 방사선작업종사자의 피폭방사선량 관리와 방사선안전관리를 위한 기초자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력안전기술원의 지원(국내 방사선작업종사자 피폭선량 분석 및 피폭선량 데이터베이스 품질평가)으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

MCNP 전산코드를 이용한 엑스선발생장치 누설방사선 평가

김태형*, 김상인, 김종수, 김장렬, 김봉환
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kimth@kaeri.re.kr

1. 서론

엑스선발생장치는 가열된 음극으로부터 나온 열전자를 가속시켜 금속표적에 충돌시키는 과정을 통해 엑스선을 발생시킨다. 이 때 생성된 엑스선은 방출구(window) 방향으로만 진행하는 것이 아니라, 모든 방향으로 방출된다. 엑스선발생장치의 차폐체를 투과하여 방출구 이외의 방향으로 나오는 방사선을 누설방사선(leakage radiation)이라 하며, 엑스선발생장치 사용자는 엑스선발생장치의 누설방사선의 존재를 인지하고 그에 따르는 방호대책을 수립할 필요성이 있다.

엑스선발생장치의 누설방사선은 해당 장치의 기하구조 및 차폐체에 따라 각기 다르게 나타나게 되는데, 일반적으로 출력이 높은 엑스선발생장치의 경우에 투과력이 좋은 고에너지 엑스선을 발생하기 때문에 누설방사선의 양이 상대적으로 많으며, 해당 장치의 주변 누설방사선에 대한 평가를 수행하여, 방사선작업자가 최소한의 피폭을 받도록 유도해야 함을 의미한다.

본 논문에서는 한국원자력연구원에서 방사선/능측정기의 저에너지영역 교정 및 성능평가에 사용되는 중경엑스선발생장치인 최대 출력 3.2 kW 급의 MG325 시스템의 누설방사선의 영향을 평가하기 위하여, 대표적 방사선수송해석코드인 MCNP를 사용하여 관련 장치 및 환경을 모사하고, 누설방사선량과 특정지점에서 누설방사선 선질을 평가하였다.

2. 본론

2.1 MCNP 전산 모사

MCNP 전산모사의 대상인 MG325 엑스선발생장치 시스템은 Philips 사에서 제작된 3.2 kW 급 장치로, 장치의 주요 제원은 Table 1과 같다.

MCNP 모델을 제작하기 위해서는 관련 장치의 대한 물성 및 크기 제원에 대하여 정확히 알아야만 한다. 하지만, 사용자가 엑스선발생장치에 대한 상세한 제원을 알기란 쉽지 않다. 본 연구에서는 MG325를 일반적인 엑스선발생장치의 구조로 가정하고 해당 장치의 제원을 최대한 반영하여 MCNP 모델을 제작하였다.

Table 1. Major specifications of the MG325 system

Item	Value
Weight	35 kg
Dimension (∅×h)	182 mm × 624 mm
Focal spot size	4.0 mm (standard)
Max power	3.2 kW
Tube Voltage	15-320 kV
Inherent filtration	4 mm Be + 3 mm Al
Emergent beam angle	40°
Leakage radiation	<10 mSv/h (at full load)

MG325는 Fig. 1과 같이 570(W) × 1140(L) × 300(H) cm 의 내부용적을 가지는 두께 60 cm의 콘크리트 벽을 갖는 직육면체모양의 지하교정실에 설치되어 있다. MG325는 출입구 방향으로 240 cm 떨어진 중앙 부분의 높이 120 cm지점에 설치되어 있으며, 방출구을 통한 조사방향은 북쪽을 향하고 있다. MG325는 누설선량을 줄이기 위하여 두께 1 cm, 밀도 11.34 g/cm^{3}의 납(Pb)으로 구성된 하우징(Housing) 안에 설치되어 있다.

엑스선튜브는 182 mm(∅) × 624 mm(H)의 실린더 형으로서 밀도 11.34 g/cm^{3}의 납으로 설정하였다. 좌·우측 원형판의 두께 및 원통의 두께는 MCNP 모델이 완성된 후에 제원에서 제시한 누설방사선량에 만족하는 값을 반실험적인 계산을 통해 구하였다. 엑스선 방출구는 장치의 방출각도가 40°임을 고려하여 표적의 초점으로부터 방출구까지 40°의 각을 갖는 원뿔을 모사하여 모델에 반영하였다. MG325의 금속표적은 가장 일반적인 재료인 밀도 19.26 g/cm^{3}의 텅스턴(W)으로 설정하고, 4.0 mm 의 초점(focal spot) 크기를 포함할 수 있는 직각사다리꼴 기둥모양으로 모델링하였다. 또한, 방출구에 장치의 고유필터인 4.0 mm 베릴륨(Be, 1.85 g/cm^3)과 3 mm 의 알루미늄(Al, 2.7 g/cm^3)을 원통모양으로 모사하여 반영하였다. 장치 내부와 외부는 각각, 진공상태(Vacuum, 1.0×10^{-20} g/cm^3), 표준공기(Air, 1.2×10^{-3} g/cm^3)로

설정하였다. 엑스선을 제작하기 위한 전자선은 우측에서 좌측 방향으로 진행하여 표적에 충돌하도록 모사하였다.

Fig. 1은 지하교정실의 크기 및 MG325 위치와, MCNP로 모사된 MG325을 보여준다.

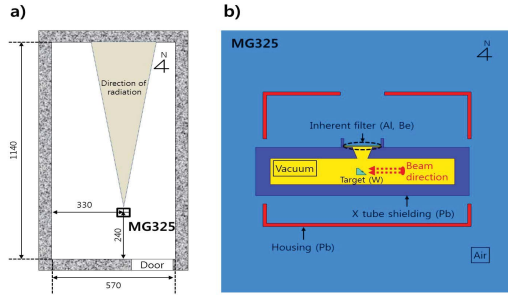


Fig. 1. The position of MG325 system and size of the irradiation room(a), MCNP model for MG325(b).

2.2 평가방법

MCNP를 이용한 MG325 누설방사선 평가는 보수적 평가를 위하여 해당 장치의 최대부하 상태(320 kV × 15 mA)를 가정하였다. 누설방사선량을 평가하기 위하여 엑스선발생장치 설치위치인 높이 120 cm 영역을 대상으로 정하고, 지하교정실의 평면 공간선량 분포를 계산하였다. 또한, 누설방사선 선질 특성을 파악을 위해 엑스선발생장치 초점에서부터 전·후·좌·우 방향으로 1 m 떨어진 지점에서의 누설방사선 에너지스펙트럼을 계산하고 비교하였다.

2.3 평가 결과 및 고찰

2.3.1 공간선량 분포 결과

Fig. 2는 MG325 시스템이 설치된 지하교정실의 높이 120 cm에서의 평면 공간선량 계산값 분포이다. 그림을 통해 알 수 있듯이, 엑스선발생장치 중심으로 방사선장이 형성됨을 확인할 수 있다. 조사방향을 제외한 측·후면에 형성된 방사선장이 누설방사선장에 해당하며, 엑스선발생장치 중심으로 부터 1 m 떨어진 지점에서의 선량이 좌·우·후면에서 각각 30.0 mSv/h, 31.5 mSv/h, 4.1 mSv/h 로 평가되었으며, 조사방향에서는 7.3×10^{4} mSv/h 의 값을 보였다.

누설선량은 후면이 측면에 비해 작음을 알 수 있는데, 이것은 엑스선발생장치의 전자선의 진행방향과 기울기를 갖는 표적의 기하구조가 반영된 결과라고 해석된다.

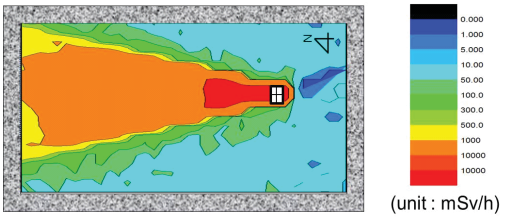


Fig. 2. Calculated dose distribution in the irradiation room with X-ray tube operating at full load.

2.3.2 누설방사선 선질 비교 결과

Fig. 3은 엑스선발생장치 초점 중심으로부터 전·후·좌·우 방향으로 1 m 떨어진 지점에서의 누설방사선 선질 특성을 보여준다. 좌·우·후면에 해당하는 누설방사선은 조사빔에 비해 저에너지영역에 상당히 낮은 광자플루언스율(Φ)을 가진 것으로 평가되었다. 기하구조가 비슷한 좌·우측의 경우에 선질이 비슷하게 나타난 반면, 후면의 선질 분포는 측면에 비해 저에너지영역에 나타남을 보였다.

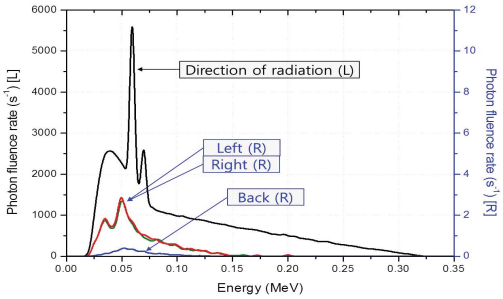


Fig. 3. Calculated MG325 X-ray spectra, measured at 1.0 m distance from the focal spot in four directions with X-ray tube operating at full load.

3. 결론

한국원자력연구원에서 사용 중인 중경엑스선발생장치인 MG325 시스템의 누설방사선 평가를 수행하였다.

누설방사선의 공간선량분포와 선질 평가결과를 볼 때, 상대적으로 엑스선 발생장치의 측면이 후면에 비해 높은 방사선량과 에너지를 가짐을 확인했다. 이러한 결과는 해당기기의 누설방사선의 방호대책 수립 시 활용될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] 방사선 방어 및 측정기술 개발, KAERI/RR-1739/96, 한국원자력연구원, 1996

방사성폐기물 처분시설 환경방사능 오염원 확인방법 고찰

임종대*, 곽상수, 김정수
한국원자력환경공단, 경상북도 경주시 북성로 89
*jongdae@korad.or.kr

1. 서론

처분시설 주변지역의 환경방사선 준위 일시 증가 및 환경방사능 오염 발생 시 누출원에 대한 원인규명을 통해 오염 확산을 방지하고 신속한 복구를 함으로써 처분시설 주변지역의 환경 안전성을 확보하여야 한다.

그러나 처분시설 부지와 월성원전이 인접해 있어 부지 인근에서 환경방사능 오염이 발생할 경우 누출원에 대한 확인이 필요하여 방법을 검토하였다.(동굴 및 천층 처분시설, 중수로 및 경수로 원전이 복합적으로 운영될 예정임)



Fig. 1. Environmental radiation monitoring position of the LILW & NPP.

2. 본론

2.1 처분시설 방사능핵종

처분시설의 인수폐기물에는 주로 반감기가 긴 핵종이 분포되어 있다

* 알파방출 핵종, I-129, Tc-99, C-14, Sr-90 등

Table 1. Characteristics of the major radionuclides for monitoring

핵종	반감기	방사선/에너지	주요생성반응
I-129	1.7×10^{7}y	ɣ-ray/39.6keV	$U(n,f)^{129}I$
Tc-99	2.1×10^{5}y	β^-/290keV	$U(n,f)^{99}Tc$
C-14	5,730y	β^-/156keV	$^{14}N(n,p)^{14}C$
Sr-90	27.7y	β^-/540keV	$U(n,f)^{90}Sr$

2.2 원전 방사능핵종

월성원전에서는 방폐장과 달리 핵분열 핵종 중 반감기가 비교적 짧은 핵종으로서 I-131(반감기 8일), Co-58(71일) 및 Ag-110m(255일) 핵종이 존재한다.

Table 2. Major radionuclides of the LILW & NPP

구분		핵종
처분시설 방폐물드럼 파손 및 소손		-반감기 5년 미만 : Fe-55 Co-58, Ce-144 -반감기 5년 이상 : H-3, C-14 Co-60, Ni-59, Ni-63, Sr-90 Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137
원전 가동중 배출	중수로	H-3, C-14, Ar-41, Xe-133 X-135, I-131, Mn-54, Co-60 Zn-65, Nb-95, Zr-95, Cs-137
	경수로	H-3, Ar-41, Kr-85, Xe-133, I-131 Mn-54, Cr-51, Co-58, Co-60, Fe-59, Nb-95, Ag-110m, Sb-124

2.3 환경방사선(능) 증가 원인

2.3.1 처분시설 사고

방사성폐기물드럼이 대량 **파손**(破損)되거나 **소손**(燒損)되어 방사성물질이 대기로 누출

- 화재로 인한 폐기물내 핵종 대기 누출
- 지진, 사고 등으로 인한 폐기물드럼 낙하로 기체상 핵종(H-3, C-14) 대기 누출

2.3.2 월성원전 사고

기체 및 액체 방사성물질 외부 누출

- 기체 방사성물질 : Ar-41, Kr-85, Xe-133 등 불활성기체 및 I-131 등
- 액체 방사성물질 : 방사화 생성물 및 핵분열 생성물

* 방사화생성물 : Co-60, Co-58, Mn-54, Cs-134, Ag-110m, Cr-51, C-14 등
* 핵분열생성물 : Cs-137, Ce-144, I-131, Sr-90, Ru-103, Tc-99, I-129 등

2.3.3 기타 외부적 요인

- 부지주변에서의 방사선 비파괴검사 수행

- 부지주변에서의 방사성물질 운반 또는 운반시 오염물질 확산
- 인접국의 원전사고에 의한 방사성물질(I-131, Cs-137 등) 비산
- 강우 시 대기중 방사성물질 강하(빗물에서 Be-7 핵종 등 검출)
- 도로 포장재에 방사성 오염물질 함유(감포읍 폐아스콘 발생)

2.4 환경방사선(능) 누출원 확인

2.4.1 검출핵종에 의한 확인

1) 불활성기체(Ar-41, Kr-85 및 Xe-133 등)
핵연료 손상에 의한 핵분열성 불활성기체이기 때문에 누출원은 원전으로 판정

2) 단반감기 핵종
처분시설에서 인수하는 방사성폐기물은 주로 발생 후 상당한 시간이 경과된 방사성폐기물임
또한, 반감기가 100일 이상이긴 하나, 비교적 반감기가 짧고, 원전 해양시료 분석대상 핵종인 Ag-110m($T_{1/2}$: 255일) 핵종이 다른 핵종과 함께 검출될 경우 누출원이 원전일 확률이 높음

3) 단일 핵종 검출
- 부지주변 환경에서 단일 핵종이 검출될 경우 처분시설의 인수대상인 RI폐기물 핵종여부 및 처분시설 누출가능성 등 조사
- RI이용기관 등의 운반사고에 의한 오염가능성 등 검출장소 및 검출 시료종류 등을 조사하여 오염 발생원 추정
  * 실례로 경주 감포읍 폐아스콘의 Cs-137 검출

2.4.2 방사선감시기 측정값 확인

각 시설의 유출물감시기 측정값 확인 및 풍하방향에 따라 주변 환경방사선(능)에 대한 조사를 통해 누출지점 추정

2.4.3 검출핵종의 존재비율로 추정

1) 환경오염 발생시점 추정
핵분열생성물인 Ce-141/Ce-144의 존재비는 시간이 경과됨에 따라 반감기의 차이에 의해 변하게 됨
- 존재비율의 변화량을 기준으로 발생시점을 예측 가능
  * Ce-141 : 반감기 32.5일(사용후핵연료 1kg당 방사능 : 1.18E+08 Ci)
  * Ce-144 : 반감기가 284일(사용후핵연료 1kg당 방사능 9.16E+07 Ci)

Table 3. Ratio of radioactivity applied the elapsed days (Ce-141/Ce-144)

경과일	Ce-141	Ce-144	Ce-141/Ce-144
0	1.18E+08	9.16E+07	1.29E+00
150	4.86E+06	6.35E+07	7.63E-02
300	1.98E+05	4.41E+07	4.50E-03
350	6.82E+04	3.90E+07	1.75E-03

2) 반감기 차이에 의한 검출핵종의 존재비 이용
단반감기 핵종과 장반감기 핵종 비율이 원전과 달리 나타나는 물리적 성질을 이용해 누출원 추정

① 방사화 생성핵종 : Co-60과의 척도인자 비교
* 방사화 생성핵종 : Co-60, Co-58, Mn-54, Cs-134, Ag-110m, Cr-51, C-14 등
- 처분시설의 척도인자 값이 원전보다 크게 나타남

* $(C\text{-}14/Co\text{-}60)_{처분시설} > (C\text{-}14/Co\text{-}60)_{원전}$

- Co-58($T_{1/2}$: 71일) 또는 Cs-134($T_{1/2}$: 2년) 검출시 이들 핵종과 장반감기 핵종 검출량과 비교하면 차이가 더 크게 나타남

② 핵분열 생성핵종 : Cs-137과의 척도인자 비교
* 핵분열 생성핵종 : Ce-144, I-131, Sr-90, Ru-103, Tc-99, I-129 등
- 원전의 척도인자 값이 처분시설보다 크게 나타남

* $(Ru\text{-}103/Cs\text{-}137)_{처분시설} < (Ru\text{-}103/Cs\text{-}137)_{원전}$

3. 결론

이상과 같은 누출원 규명방법은 사고나 해당 시설로부터 상당량의 배출이 있을 경우 적용이 용이하나, 환경방사능 축적경향으로 미량 증가할 경우 원전과 처분시설에서 발생하는 핵종이 유사해 누출원 규명에 어려움이 예상되어 추후 누출원 규 명기술 확보가 필요함.

한반도 동남해안 토양 시료의 방사능 조사 계획

박지영*, 유동한, 김희령
울산과학기술대학교 미래원자력환경안전연구소, 울산광역시 울주군 언양읍 유니스트길 50
*bbooqq@unist.ac.kr

1. 서론

2011년 후쿠시마 원전 사고와 이후 계속해서 방출되고 있는 방사능 오염수에도 불구하고 국내 해양은 쿠로시오 난류의 흐름으로 인해 아직 직접적인 영향을 받고 있지는 않다[1]. 그런데 일부 연구에 따르면 후쿠시마 오염수에 의한 방사능 영향이 태평양 전체에 퍼지는데 10년이 걸릴 것으로 예상되며 같은 기간에 국내에도 오염수가 도달할 것으로 전망하고 있다[2]. 그 중 일부는 이르면 내년부터 영향을 줄 수 있다고 한다[3, 4]. 다행히도 인공방사능핵종은 많은 양의 해수에 분산, 희석되어 실제 유입되는 방사능의 양은 단위 부피당 0.01 Bq 정도의 낮은 양이 될 것으로 보인다[3]. 그러나, 오염수 추가 유출에 대한 우려가 커져가고 있는 만큼 해양 방사능 감시는 지속적으로 이루어져야 한다.

원자력안전법 제105조(전국환경방사능감시) 제1항에 따라 우리나라 해양환경 중의 방사선 준위 분포 및 변동의 추이가 조사분석되고 있다[5]. 실제적으로 Table 1의 한국원자력안전기술원 해양환경 감시 프로그램에서 나타낸 바와 같이 우리나라의 해수, 해양 생물, 퇴적물 시료에 대한 방사능 조사가 수행되고 있다 [5]. 그러나 많은 사람들이 이용하는 해수욕장 등을 중심으로 한 해변 토양에 대하여는 아직까지 감시가 이루어지지 않고 있다. 특히, 후쿠시마 원전 사고 이후 오염수 누출에 따른 방사선환경 안전성 유지 감시를 위하여 많은 인파가 집중적으로 모이는 해변에 대한 인공 및 자연 방사성핵종 조사 분석 비교는 필수적이다. 따라서, 본 연구에서는 오염수에 대한 영향을 가장 먼저 받을 것으로 예상되는 한반도 동남권 해안의 토양에 대한 방사능 조사 분석을 계획하고자 한다.

2. 조사 계획

2.1 조사 지점

한반도 동남 해안 인접 3개 광역시/도의 주요 해수욕장을 대상으로 해변의 토양을 채취하여 시료 중의 ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{40}K 등과 같은 방사선핵종을 분석한다. 그림 2에서 지리적으로 일본으로부터의 해류 영향을 가장 우선적으로 받을 것으로 생각되는 울산, 부산을 포함한 동남 해안 주요 조사지점을 개괄적으로 나타내었다.

Table 1. Marine Environmental Radioactivity Monitoring Program

구분	대상	분석항목	시기	지점
해수	표층 해수	^{137}Cs, ^{3}H, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	21
		^{90}Sr		16
		^{137}Cs	8월	21
	수심별 해수	^{137}Cs, ^{3}H	4월	6
		^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	3
해양 생물	어류	^{137}Cs, ^{40}K	4월	10
		^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	3
		^{137}Cs, ^{40}K	8월	12
	패류	^{137}Cs, ^{40}K	4월	5
		^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	3
		^{137}Cs, ^{40}K	8월	1
	해조류	^{137}Cs, ^{40}K, ^{131}I	4월	6
		^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	3
퇴적물	해저 퇴적물 (0~5cm)	^{137}Cs, ^{40}K	4월	15
		^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, $^{240}Pu/^{239}Pu$	4월	6

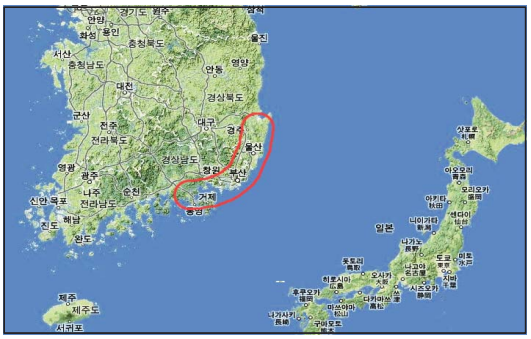


Fig. 1. Map showing sampling areas along the east and south coasts of Korea peninsula.

조사 대상 해수욕장은 울산권의 경우 일산, 진하 등 3개소, 부산권은 해운대, 다대포 등 4개소, 기타 지점에서 덕포, 구조라 등 4개소로 총 10개소이며 조사 시기는 2013년 9월 중순 1회 실시한다.

2.2. 조사 방법

시료는 해변 가로, 세로 10 m 내에서 무작위로 정한 지점의 표층으로부터 5 cm 깊이로 각 10개의 샘플을 채취한다. 채취한 샘플은 플라스틱 백에 담아 지점명 및 채취정보를 기록한다. 수거한 시료는 골고루 섞이도록 잘 흔들어 혼합한 후 오븐에서 110 ℃온도로 24시간 건조시켜 중량을 구한다. 그리고 1 mm의 채를 통과시켜 균질한 형태의 시료로 만들어 100 mL 폴리에틸렌 용기 (U8 용기)에 50 mm의 높이로 충진 시킨 후 파라필름으로 밀봉하여 이용하여 80,000초 동안 계측한다.

2.3 분석 방법

감마선 스펙트럼은 상대효율 30%의 고순도 게르마늄(HPGe) 검출기와 8192 채널의 다중파고분석기(DSA-1000)로 구성된 감마선분광분석 시스템을 이용하여 획득한다. 분석에 사용될 검출기의 특성을 Table 2에 나타내었다.

Table 2. Detector Specification and Performance data

Model No.	GC3020-7500SL(CANBERRA Co.)	
Detector	Relative Efficiency	30%
	FWHM Resolution	2.0 keV at 1.33MeV
	Peak/Compton Ratio	≥ 54 : 1
	Diameter	58.9 mm
	FWTM / FWHM	1.85
Bias Voltage	(+) 3500V	

HPGe 검출기는 통일된 기기의 효율이나 특성을 가지고 있는 것이 아니라 각각의 사용하는 장비 및 측정하고자 하는 시료의 기하학적 형태에 따라 표준선원을 이용, 직접 측정자료를 만들어야 한다[6]. 본 연구에 사용된 표준선원은 Eckert & Ziegler사의 표준 용적선원으로 10개(^{241}Am, ^{109}Cd, ^{57}Co, ^{123m}Te, ^{51}Cr, ^{113}Sn, ^{85}Sr, ^{137}Cs, ^{88}Y, ^{60}Co)의 핵종을 포함하고 있으며 측정시료용기와 동일한 U8 용기를 이용하여 전에너지피크효율을 구하고 그림 2와 같이 효율교정곡선을 얻었다. 그리고 측정대상시료인 토양과 액체상태인 교정선원이 각기 다른 밀도를 가지므로 서로 상이한 자체흡수정도를 고려하여 이에 대한 밀도보정을 수행하도록 한다.

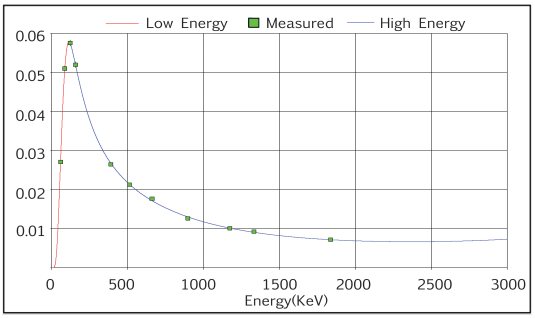


Fig. 2. Dual Efficiency Calibration Curve.

3. 결론

후쿠시마 오염수 유입으로부터의 해양 방사선환경 안전성 감시를 위한 한반도 동남부 해변의 토양에 대한 환경방사능 조사 계획을 수립하였다. 조사 계획에 따른 해양 방사능 농도 조사 분석 활동은 유사시 방사선 대응, 국민 건강 보호 및 국토환경 보전을 위한 환경방사선 기초자료확립의 구축에 기여할 것으로 생각된다.

4. 참고문헌

[1] 한국보건사회연구원, 일본 원전사고가 우리나라 국민의 건강에 미치는 영향과 대책, 연구보고서 2011-48, pp. 30-34, 2011

[2] Erik Behrens1, Franziska U Schwarzkopf1, Joke F Lübbecke2 and Claus W Böning, Model simulations on the long-term dispersal of ^{137}Cs released into the Pacific Ocean off Fukushima, Environmental Research Letters, Vol.7, 2012

[3] http://news20.busan.com/controller/news,Controller.,jsp?newsId=20130831000026, 부산일보, 2013

[4] http://mbn.mk.co.kr/pages/news/newsView.php?news_seq_no=1463523, MBN뉴스, 2013

[5] 한국원자력안전기술원, 해양환경방사능조사, KINS/ER-092 Vol.8, 2012

[6] 한국환경분석학회지, 환경시료의 방사능 측정에서 HPGe 검출기의 전에너지 피크효율 곡선에 관한 고찰, 제13권(제4호), pp. 245-249, 2010

HPGe의 측정시간 변화에 따른 교정효율 분석

송미숙*, 주명훈, 임성규, 김현도, 안창석, 장동철
한일원자력(주), 경기도 안양시 만안구 덕천로 45
*smsdr@hanmail.net

1. 연구배경

감마핵종분석기는 NaI(TI)와 비교 시 탁월한 에너지 분해능과 전처리가 간단하여 감마핵종 분석에 널리 사용하고 있다. 측정 전 우선시 되어야 하는 것은 표준선원을 이용하여 검출기의 정확한 효율을 결정한 후, 사용되어야 한다. 검출기의 효율교정은 표준선원에서 방출된 감마선 당 검출기에 기록된 광전피크의 계수인 절대효율의 항목으로 나타내는 것이 일반적인 방법이다. HPGe 효율분석은 전체에너지 (Full energy Peak Efficiency) 영역을 포함하는 혼합표준선원(Certified reference materials, CRM)을 사용하였다.

본 실험에서는 교정효율에 대한 기본개념을 기초로 측정시간 변화에 따라 혼합표준선원 핵종별 스펙트럼을 측정하였으며, 이 후 각 측정한 스펙트럼으로 교정효율 측정값을 시간변화에 따라 측정하였다. 측정시간변화에 따른 교정효율 측정값을 이용하여 각 핵종별로 효율변화를 분석하였다. 또한 직교 다항식(orthogonal polynomial)을 사용하여 곡선 효율 근사값을 측정하였다.

2. 실험방법

2.1 BSI-HPGe 감마핵종분석

감마핵종분석기(HPGe) 상대효율은 35%이며 측정에 사용한 스펙트럼 분석기는 BSI사의 HIBRID이다. shaping time(τ) 6μs, count rate 1,000에서 에너지분해능(FWHM)은 핵종에서 방출되는 122keV, 1.33MeV의 감마선 에너지에 대해 0.735keV, 1.673 keV이다. 교정용 혼합표준선원(이하 CRM)을 이용하여 감마핵종분석기의 에너지 및 효율을 교정하였다. 백그라운드 측정은 검출기내에 시료가 없는 상태에서 61,000초로 하였다 (Fig. 1). 시료(CRM) 측정은 총 5회(100s ~ 100,000s) 실시하였으며, 측정한 데이터 평균값을 활용하였다. 측정된 스펙트럼은 SpectraLine GP(BSI)분석용 프로그램 이용하여 분석하였고, CRM에 포함된 방사능선원(Am-241, Cd-109, Co-57, Co-60, Ce-139)에 대한 교정효율 값을 측정하였다.

2.2 교정효율 계산(Approximation of efficiency curve)

BSI-HPGe의 교정효율 계산은 식(1)과 같다. 사용한 프로그램을 통해 표준선원에 대해 기하학적 효율교정이 가능하였다. 기하학적 측정은 샘플의 기하학적인 크기(모양), 질량(밀도) 그리고 검출기 표면에 샘플이 위치함에 따라 측정이 달라진다.

$$\epsilon(E_i) = \frac{S_i}{A \times I_i \times t} \quad (1)$$

A : Activity of cal source
Ii : Intensity of the line with energy Ei
Si : the Area fo the corresponding peak
t : Measuring time

$\epsilon(E_i)$는 효율 곡선 근사값에 적용한다. 등록한 효율 커브는 식(2)를 따른다.

$$\lg(\epsilon) = \sum_{i=0}^{k} \alpha_i X^i \quad (2)$$

α_i : Coefficients found as a result of the approximation
k : the Ddegree of approximating polynomial chosen on the base of X^i criterion

실제로 근사값 과정에 사용된 것은 직교 다항식 (orthogonal polynomial, $Q_{I,J}$)이다. 직교 다항식의 식에서 효율은 아래의 식(3)으로 표현된다.

$$\lg(\epsilon) = \sum_{i=0}^{k} P_I \sum_{j=0}^{I} Q_{I,J} X^i \quad (3)$$

$P_I Q_{I,J}$는 상수이며 효율 근사 값의 결과에 의해 결정된다.

2.3 교정효율(Calibration Efficiency)

교정효율 방법은 측정이 끝난 표준선원 스펙트럼을 활용하여 분석을 진행하였다. 첫 번째 Energy Calibration은 측정한 스펙트럼 에너지와 프로그램에 내장된 Library의 에너지를 입력하여 Energy Efficiency curve를 생성 시켰다. 두 번째 FWHM Calibration은 FWHM 교정 창에서 교정하

고자 하는 에너지를 지정하여 교정한 후 교정곡선을 생성 시켰다. 마지막으로 Efficiency Calibration을 한 다음 직교다항식을 사용하여 곡선 효율 근사값을 계산하였다.

3. 실험 및 결과

3.1 교정효율(Calibration Efficiency) 분석

Fig. 2은 직교다항식을 사용하여 근사값을 그래프화한 결과이다. X축은 각 핵종의 에너지 영역대이며 Y축은 효율결과 값이다. 그림에서 같이 직교다항식을 사용하여 일정한 모양의 곡선 근사값을 나타내었다.

측정시간 변화에 따른 각 핵종별 교정효율 값의 변화는 Fig. 3과 같다. 100초에서 100,000초 까지 측정시간의 변동 시에도 교정효율 값에서 큰 변화 없이 일정한 모습의 직선모양형태를 나타내었다. 즉 측정시간 변화가 교정효율에 미치는 영향이 없다고 판단하였다.

Table 1. BSI-HPGe specification

Parameter	Value
Detection limit for ^{137}Cs radionuclide specific activity, measurement time 1 hour, Bq/kg	0.5
Absolute sensitivity to gamma flux for 30% efficient detector, pulse/quantum	4.5 x 10^{-3}
Instrumental background intensity for energy range from 40 KeV to 3 MeV, pulse/KeV x sec	5 x 10^{-4}
^{137}Cs radionuclide specific activity measurement error for measurement time 1 hour, %	20
Shield thickness: Lead wall, mm Copper wall, mm	 100 10
AC power supply: Voltage, V Frequency, Hz	 230 50
Overall dimension, mm Lead shield with detector Spectrometric device Multispectrum	 1300x580x480 300x180x80
Weight, kg Lead shield with detector Spectrometric device Multispectrum	 465 2.8

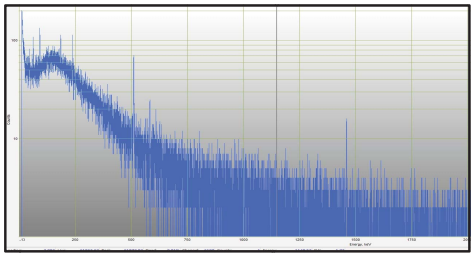


Fig. 1. Background spectrum obtained of 61,000s.

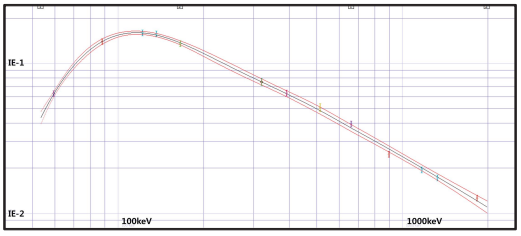


Fig. 2. Approximation of efficiency curve.

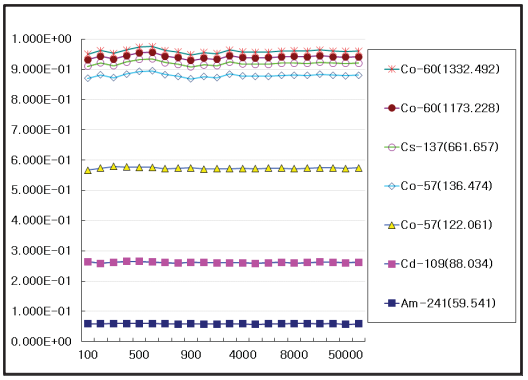


Fig. 3. Calibration efficiency values of radioactive isotope.

4. 결론

본 실험에서 HPGe 측정시간변화에 따라 교정효율 값을 측정하였다. 측정시간의 변화로 교정효율 변화를 예상하였으나, 본 실험의 결과와 같이 측정시간 변화가 교정효율에 미치는 영향이 없음을 확인하였다.

5. 참고문헌

[1] Baltic Scientific Instruments. (http://www.bsi.lv/)

[2] Baltic Scientific Instruments Algorithmic base

[3] A Study on Full-energy Peak Efficiency Curve of HPGe Detector in Radioactivity Measurement of Environmental Samples, *J. of the Korean Society for Environmental Analysis.* Vol.4, pp. 245-249 (2010)

[4] Manufacture of a Gamma-ray Source using the Neutron Activation and Determination of a HPGe Detector Efficiency, *J. Korea Asso. Radiat Prot*, vol(29), pp. 17-23 (2004)

Coefficient of Correlation analysis for between MDA values and HPGe detect time variation

Myeong-Hoon Joo*, Mi-Sook Song, Sung-Gyu Leem, Hyeon-Do Kim, Chang-Seok An, Dong-Chul Jang
Hanil Nuclear R&D Center, 45 Deok-Choen road, Anyang 7-Dong, Manan-Gu, Anyang-Si, Gyunggi-Do, KOREA
*jooz81@hanilnuclear.co.kr

1. Introduce

We set up the BSI-HPGe for this research. It is made by Baltic Scientific Instruments, which was established in 1994 on the basis of Riga Research and Development Institute for Radio-Isotope Apparatus (RNIIRP, est.1966), belonging to Ministry for Atomic Energy. The company Baltic Scientific Instruments specializes in the development and serial production of the spectrometric devices based on silicon, high-pure germanium and cadmium-zinc-tellurium detectors. Our products are put to various use, such as nuclear energetic and ecology, geology and mineral resource industry, medicine and research activities, customs control and other spheres.

Minimum Detectable Amount (below MDA) is to be used in determining radioactive material presence reliably. MDA results are fully reflected factors of background accounts, efficiency and detect time, chemical yield, absorbtion, geometry of material etc. The reason to consider those specific factors is that the efficiency and background of HPGe's Lower Limits Detection (LLD) is not appropriate to determine reliably radiation detect results.

In this study, we compared MDA and detect time, on the basis of limits detection.

And we find out HPGe minimum detect time, as considered the detect time and MDA. Additionally, we use the coefficient of correlation which are evaluated of MDA result and detect time each radioactive isotopes.

2. Method

2.1 BSI-HPGe gamma-nuclides analysis

Background accounts are applied without any material source in HPGe, at the time of 61,000s(Fig 2). We calibrate energy and efficiency to be used in Certified Reference Materials(below CRM). Experiment source is CRM(Mix source, Am-241, Cd-109, Co-57, Co-60, Ce-139, Sr-85 Cs-137, Ce-139, Y-88), detect time are between 100s and 100,000s by five times average values. And spectrum analysis is used in SpectraLine GP(program). We analyze CRM (Am-241, Cd-109, Co-57, Co-60, Ce-139, Sr-85 Cs-137, Ce-139, Y-88) MDA values by variation of detect time and by excel program.

2.2 Function of Minimum Detectable Amount and Coefficient of Correlation

We did reliable calculation for MDA, with setting 95%(k=1.645) degree of reliability. MDA values are concerned of detect time, absorbtion, chemical yields, geometry of material etc as well as LLD factors of detector efficiency and background accounts. MDA function(1), considering LLD is below.

$$MDA = \frac{(2.71 + 4.65\sqrt{BGC}) \times Decay}{\epsilon \times b \times LT \times k \times q} \quad (1)$$

BCG : Background Counts
Decay : decay factor, ε : efficiency
b : abundance, LT : elapsed live time
k : detection calibration factor
q : sample quantity

Coefficiency of correlation is function(2) which is between factor x and y once $(x_1,y_1)(x_2,y_2)....(x_n,y_n)$ for detect results. Correlation of coefficient factor r is always to satisfy $-1 \leq r \leq 1$, when positive correlation is $r > 0$, when negative correlation is $r < 0$, when $r = 0$ is uncorrelated one.

$$r_{xy} = \frac{\sum_{i=1}^{n}(x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{(n-1)S_x S_y} \quad (2)$$

$\overline{x}, \overline{y}$: average of x, y

S_x, S_y : standard deviation of x, y

CRM is measured by considering variation of detect time. Then we identify MDA values, and obtain quantitative values with analysis of between MDA values and detect time for coefficient of correlation.

3. Result

3.1 Detect of Radioactive isotope's MDA

Fig 3 shows radioactive sources Am-241, Co-57, Co-60, Ce-139, Sr-85, Cs-137, Ce-139, Y-88 MDA value according to detect time variation. As the detect time increases, the MDA value decreases. In specific, the curve is not constant between 600s~900s, 6,000s~10,000s in the graph. We find it is due to inconstant Room temperature, which is over 22℃~25℃, at the conduct HPGe spectrum.

3.2 Coefficient of correlation analysis MDA value and detect time variation

We find out correlation of MDA and detect time variation from formula(1). But besides detect time, there are other various factors (background accounts, efficiency and detect time, chemical yield, absorbtion, geometry of material etc.) affecting the results. MDA value and detect time are so relevant to each other, that are observed by a quantitative analysis of correlation of coefficient. By formula (2), each radioactive isotope are calculated, and the correlation of coefficient are showed in the Table 1. If coefficient is '-', the detect time and MDA are opposite correlation, while, the '+' shows correlation. In the Table 1, the correlation of coefficient values are all '-', so variation of detect time and value of MDA are opposite correlation.



Fig. 1. BSI-HPGe Spectrometer, Shield, HIBIRD spectrum analyzer.

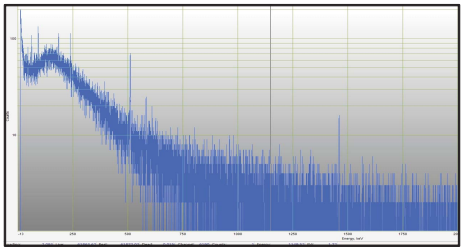


Fig. 2. Background spectrum obtained. of 61,000s.

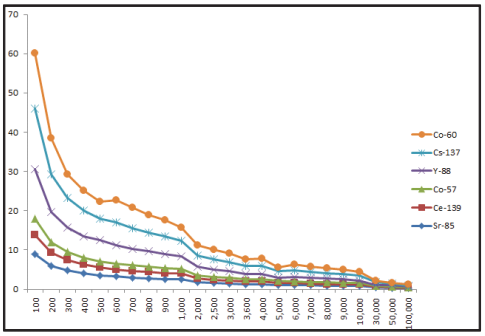


Fig. 3. Variation of Radioactivity MDA by detect time.

Table 1. Radioactivity corelation of coefficiency

*RI	^{241}Am	^{57}Co	^{60}Co	^{139}Ce	^{85}Sr	^{137}Cs	^{139}Ce	^{88}Y
**C	-0.91	-0.98	-0.52	-0.99	-0.98	-0.83	-0.99	-0.74

*Radioactive Isotope
**Coefficient of Correlation

4. Conclusion

In this paper, we find that BSI-HPGe's variation of detect time affects the results of MDA value, and analyze the correlation. First, MDA values are affected by detect time with formula(1), which are opposite with the result values of formula(2) by quantitatively. In addition, over detect time of 30,000s has no effects on it. And we find out that MDA values are affected by the temperature of its surroundings.

5. Reference

[1] Baltic Scientific Instruments. (http://www.bsi.lv/)

[2] Minimum Detectable Activity (MDA) calculations: NRC.

[3] Determiantion of Minimum Detectable Activity in Environmental Samples, *J. Korean Asso. Radiat. Prot.* Vol.24(3) pp. 171-184(1999)

중수로 사용후핵연료 건식저장시설의 방사선량률 평가

고재훈[1*], 최영환[1], 성낙훈[1], 박제호[1], 정성환[2]
[1](주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 2층
[2]한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1321번길 70
[*]kojh4@kones21.com

1. 서론

월성 원전에는 90년대 초반부터 사용후핵연료 건식저장이 이루어지고 있으며, 현재 300기의 콘크리트 사일로가 운영중에 있다. 본 시설의 설계 및 시공당시에는 한 기의 콘크리트 사일로에 대한 방사선적 안전성만을 고려하여 외부표면에서 시간당 25μSv를 방사선량률 기준치로 설정하였으며, 현재까지 상기 방사선량률 제한치를 적용하여 운영하고 있다. 그러나 최근에 들어서 사용후핵연료 저장시설은 U.S. 10 CFR 72 및 U.S NRC에서 발행한 표준심사지침인 NUREG-1536등을 통하여 새로운 관련규정들이 적용되어 설계에 반영되고 있다. 본 논문에서는 콘크리트 사일로에 대한 안전성 검토의 일환으로 현 기술기준에 부합한 방사선량률 평가를 수행하였다.

2. 본론

사용후핵연료 저장용기 및 저장시설에 대한 방사선적 안전성은 단일 용기 및 모듈에 대한 안전성 평가보다는 시설내 대규모 용기 및 모듈에 대한 방사선적 안전성 확보를 우선시 하고 있다. 이에 따라 사용후핵연료 저장용기 및 저장시설의 통제구역경계(controlled area boundary)에 인접한 일반인을 대상으로 한 연간 방사선량률을 적용하고 있으며, 연간 25 mrem (=0.25 mSv)로 제한하고 있다. 또한 사용후핵연료 저장시설의 통제구역경계까지는 시설의 최외곽 용기 및 모듈로부터 최소 100 m의 거리가 확보되어야 한다[1][2]. 사용후핵연료 저장시설의 방사선차폐평가는 300기의 콘크리트 사일로에 대하여 거리에 따른 방사선량률을 계산 후 통제구역경계의 연간선량률 제한치에 부합하는 거리를 산정하였다.

2.1 설계기준연료 선원항

콘크리트 사일로에 저장중인 중수로 사용후핵연료에 대한 방사선원항 평가는 SCALE5.1 전산코드의 ORIGEN-ARP모듈로 수행하였으며[3], 설계기준연료의 특성은 Table 1과 같다.

Table 1. Characteristic design basis fuel

항 목		특 성
저장대상연료		CANDU6 천연우라늄
연료다발 제원	길이	495.3mm
	직경	102.4mm
	연료봉 수	37
초기우라늄 중량		19.2kg
연료다발 중량		23.7kg
평균 연소도		7,800<MWD/MTU
최소냉각기간		6년

2.2 차폐해석 모델

콘크리트 사일로는 외경, 두께 및 높이가 각각 307.4, 97.8 및 651.8 cm인 원통형 철근 콘크리트 구조물로서 내측면에는 내방사선에폭시 도장을 한 강철 밀폐판이 설치되어 있다. 이러한 사일로 내부에는 9개의 사용후핵연료 바스켓이 장전되며, 각 바스켓에는 60개의 핵연료 번들이 저장되어 있다. Fig. 1은 한 기의 상세 모델링된 콘크리트 사일로에 대하여 약 1.2 m 등간격으로 배치된 300기(5×20기의 2배열, 5×8배열 및 5×12배열)의 배열에 대하여 MCNP5 전산코드를 사용하여 2차원 차폐해석 모델을 수직/수평으로 구분하여 나타낸 것이다[4].

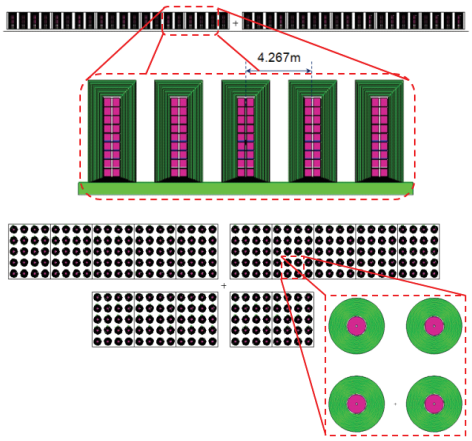


Fig. 1. Shielding analysis model.

2.3 방사선 차폐해석

300기의 콘크리트 사일로에 대한 방사선 차폐해석은 실효성이 검증된 MCNP5(ver.1.40) 코드로 수행하였으며 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응단면적은 ENDF/B-Ⅵ라이브러리를 이용하였다[4]. 선속-선량률 환산인자로는 ICRP-74 (1996)를 사용하여 계산결과를 선량률로 나타내었으며, 감마선에 대한 방사선량률 평가시 신뢰할만한 계산결과를 얻기 위하여 분산감소기법을 적용하였다.

저장시설 통제구역경계에 대한 차폐평가는 300기 콘크리트 사일로 배열의 중심점 및 축방향의 중심부를 기준으로 통제구역경계에 위치한 일반인을 대상으로 연간(8,760 hr) 선량률을 계산하였다. 300기에 해당하는 배열조건의 차폐평가는 배치에 따른 선량률 평가지점에 대하여 방사선량률의 영향성이 가장 크게 나타날 것으로 예상되는 사일로 사이의 중심점과 중심점 인근의 사일로 외벽 등 두 구역으로 구분하였다. 또한 제한 선량률에 부합하는 거리 산출 후, 월성원전의 제한구역경계를 고려하여 이격거리확보에 대한 방사선적 안전성을 평가하였다.

2.4 방사선량률 평가결과

300기의 사용후핵연료 콘크리트 사일로 건식저장시설에 대한 통제구역경계까지의 최소거리 산출을 위한 선량률 평가결과를 Fig. 2에 나타내었다.

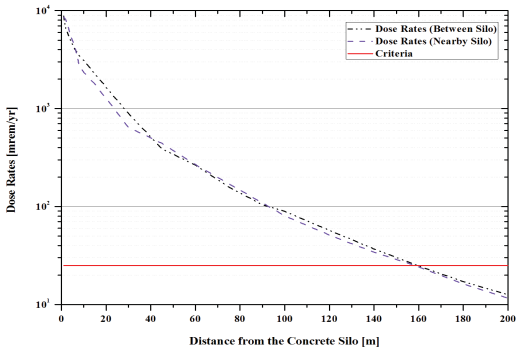


Fig. 2. Dose rates results.

300기의 사용후핵연료 콘크리트 사일로 건식저장시설의 통제구역경계까지 거리를 산출한 결과, 선량률 평가위치와는 무관하게 약 155m로 산출되었다. 이러한 결과는 월성원전의 제한구역경계(914 m)내에 위치한 본 저장시설의 월성1호기로부터의 이격거리인 약 430 m를 고려하더라도 329 m 이격거리의 여유가 존재하는 것을 의미한다.

3. 결론

300기의 중수로 사용후핵연료 콘크리트 사일로에 대한 방사선량률 평가를 위해 U.S. 10 CFR 72 및 NUREG-1536등에 명시된 기술기준을 고려하여 차폐해석을 수행하였다. 현 기술기준에 부합하는 차폐해석을 수행한 결과, 통제구역경계(controlled area boundary)까지의 거리는 약 155 m로 산출되었다. 월성원전의 제한구역경계까지는 각 호기별로 914 m이며, 월성 1호기로부터 콘트리트 사일로의 이격거리인 약 430 m를 고려하더라도 329 m 이격거리의 여유가 존재하는 것으로 나타났다. 이러한 결과를 근거로 중수로 사용후핵연료 콘크리트 사일로는 현 기술기준을 적용하더라도 방사선적 안전성을 유지하는 것으로 판단된다.

그러나 현재 월성원전에는 본 저장시설외에 조밀건식저장시설인 MACSTOR/KN-400이 운영중이며 해당시설에 저장중인 사용후핵연료에 대한 방사선원은 무시할 수 없다. 따라서 사용후핵연료 저장시설에 대한 보다 상세한 방사선량률 평가를 수행하기 위해서는 현재 운영중인 MACSTOR/KN-400 및 해당시설의 방사선원 특성도 함께 포함하여야 할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

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

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

방사선비상시 지표면 침적물에 대한 운영개입준위 적용 방법 고찰

이해초*, 김종수, 이관엽, 김봉석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*hclee@kaeri.re.kr

1. 서론

방사선비상 상황에서 피해를 최소화하기 위해서는 신속한 사고해석과 환경모니터링을 통해 비상대응요원 및 주민이 받게 될 방사선학적 피폭선량 평가에 따른 의사결정이 수행되어야 한다. 그러나 사고 초기에 의사결정을 위한 방사선 정보의 제한과 이에 따른 피폭선량 평가의 부정확 또는 지연으로 의사결정에 곤란을 겪을 수 있다. 따라서 환경 방사선/능에 대한 정보를 신속히 예측 또는 취득하고, 이에 근거한 선량평가가 이루어진다면, 신뢰성 있는 의사결정이 가능할 것이다. 이러한 방사선 정보는 사고 시설로부터 누설 정보에 따른 대기확산모델을 통해 얻거나 환경 모니터링을 통해 직접 취득 할 수 있다. 일단 방사선 정보를 취득하게 되면 이들로부터 의사결정을 위한 선량평가가 가능하다.

이 논문에서는 환경모니터링을 통해 지표면에 침적된 방사성 핵종의 정보로부터 신속한 의사결정을 위한 운영개입준위 계산 방법을 고찰하고 있다.

2. 본론

2.1 침적물에 기인한 보호조치

방사선 사고시 방사성물질의 환경 방출에 의한 피폭은 방사능구름에 의한 직접 피폭과 방사성물질의 흡입 및 섭취 그리고 지표면에 침적된 방사성물질에 의한 피폭이 주요 요인이다. 이러한 피폭으로부터 신속한 보호조치를 수행하기 위해서는 예상 피폭기간 동안의 피폭선량이 국가(또는 국제) 보호조치기준을 초과하지 않도록 비상대책이 마련되어야 한다.

지표면에 침적된 방사성물질에 대한 선량평가는 보호조치와 관련한 추가적인 소개, 일시이주 또는 영구정착을 위한 의사결정에 적용할 수 있다. 표 1은 이들에 대한 국내 관계법령[1]에서 규정하고 있는 방사선학적 주민보호조치 결정기준이다. 일반적으로 방사선비상시 방사성물질의 환경 방출에 따른 보호조치는 방사능구름의 통과 중과 통과 후로 구분할 수 있다. IAEA GSG-2[2]에 따르면 방사능구름의 통과 중에는 신속한 보호조치 관점에서 감마선량률 정보에 입각한 보호조치가 중요하며, 방사능구름의 통과 후에는 지표면에 침적된 방사선 정보의 취득에 따른 보호조치가 요구된다.

Table 1. Protective Action Guide for Public

Protective Action	Shelter	Evacuation	Thyroid	Temporarily Relocation	Settlement
Guides	10 mSv	50 mSv	100 mGy	30 mSv/first month 10 mSv/next month	1Sv/ whole life

2.2 침적물 운영개입준위

지표면에 침적된 방사성물질에 기인한 운영개입준위는 침적된 방사성물질이 바람, 강우 등의 기상조건 등에 의해 재부유가 되는지 안되는지에 따라 다르다[3]. 방사성성물질의 토양 등에 고착으로 인해 재부유가 안되는 경우, 주로 감마선에 의한 영향이 고려될 것이며, 재부유가 된다면 흡입에 의한 영향이 고려되어야 할 것이다.

사고 초기 동안의 침적 방사성물질은 대부분 부유하며, 결과적으로 호흡기 계통을 통해 인체 내로 유입될 수 있다. 이 논문에서는 사고 초기 부유 방사성물질에 의한 운영개입준위를 고찰하고 있다. 이것은 환경모니터링으로부터 사고 초기의 침적 핵종 i와 보호조치 기간 동안에 침적된 누적 핵종 i 각각에 대해 선량환산인자(mSv/h/Bq/m^2)를 적용하고, Table 1의 보호조치 선량기준을 초과하지 않도록 하면, 식 1의 운영개입준위 관계식을 얻을 수 있다.

$$OIL = PAG \times \frac{\sum_{i}^{n}(D_i \times DCF1_i)}{\sum_{i}^{n}(D_{ai} \times DCF2_i \times T_p)} \qquad (1)$$

여기서, OIL은 침적 방사성물질에 대한 운영개입준위(mSv/h), PAG는 Table 1의 보호조치 결

정기준, D_i는 사고 초기단계의 지표면 침적 핵종 i의 침적 농도(Bq/m^2), $DCF1_i$은 환경모니터링에 의한 침적 핵종 i의 선량환산인자(mSv/h/(Bq/m^2), D_{ai}는 보호조치 기간 동안의 침적 핵종 i의 방사능 농도(Bq/m^2), $DCF2_i$는 같은 기간의 침적 핵종 i의 선량환산인자(mSv/h/Bq/m^2), 그리고 T_p는 보호조치 기간(h) 이다. 지표면 침적 핵종 정보의 취득은 고분해능 HP(Ge) 검출기 사용을 권고하며 재부유 핵종을 포함을 위해 지상 1m에서 측정한다[4]. 식 1에서 보호조치 기간, T_p의 경우에 옥내대피는 2일을 초과 할 수 없으며, 소개는 7일을 초과하지 않는다. 그리고 $DCF1_i$의 경우, 지표면의 거칠기 보정인자 0.7을 적용한다.

한편, 국제원자력기구(IAEA)는 방사선비상시 신속한 의사결정 목적으로 표 1의 보호조치지침에 대해 측정량으로 나타낸 사전 운영개입준위를 표 2와 같이 제안하였고, 또한 국가 방사능방재 계획에도 이를 반영하고 있다.

Table 2. Defult Operational Intervention Level

Plume Situation	OIL	Protective Action
Ambient Dose Rate during Plume Pass	0.1 mSv/h	Thyroid Protection
	1 mSv/h	Evacuation or Shelter
Ambient Dose Rate after Plume Pass	1 μSv/h	Food Restriction
	0.2 mSv/h	Temporarily Relocation
	1 mSv/h	Evacuation or Shelter

3. 결론

침적선량 평가를 위한 많은 대기확산 컴퓨터 모델 등이 사용되고 있다. 실질적으로 이들에 의한 평가 결과는 누설 정보가 불분명하거나 국부적인 기상관측의 어려움 그리고 선량평가 인자들의 보수적인 성향 등으로 인해 현장 환경모니터링 결과와는 차이가 발생할 수 있고, 또한 사고 초기에 선량평가 인자 취득의 어려움 등으로 보호조치가 지연될 수 있다. 그렇지만 신속히 환경모니터링 정보를 신속히 취득할 수 있다면, 영향 지역 또는 잠정 영향 지역에 대한 보다 정확한 방사선 정보를 통해 신뢰할 수 있는 신속한 보호조치가 가능할 것이다.

이러한 관점에서 IAEA는 신속한 환경모니터링을 통해 얻은 공간방사선량률이 Table 2에서 제안된 운영개입준위를 초과하지 않도록 권고하고 있으며, 시간이 지남에 따라 좀 더 구체적인 핵종 정보를 얻게 된 후에는 표 2의 운영개입준위를 재평가하고, 이 결과에 근거하여 보호조치를 수정할 것을 권고하고 있다[5].

따라서 식 1은 보호조치 수정을 위한 침적선량 재평가에 사용될 수 있을 것으로 사료되며, 또한 Fig. 1과 같이 재평가 결과의 적용 방법을 제안한다.

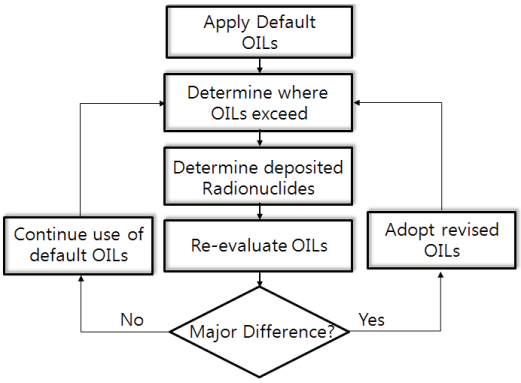


Fig. 1. Apply of Operational Intervention Level.

우선 환경모니터링을 통해 침적 핵종을 결정하고, 식 1로부터 운영개입준위를 재평가한 결과가 Table 2의 사전 운영개입준위와 비교하였을 때 어떠한 차이가 발생할 경우, 재평가 운영개입준위가 초과될 지역을 결정하며, 그렇지 않을 경우에는 Table 2의 방사선준위를 적용한다. 그러나 재평가 운영개입준위의 적용은 혼동을 가져 올 수도 있으므로, 이의 필요성에 대한 적절한 주민홍보가 필요할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 “원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법” 2004

[2] IAEA "Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency" General safety Guide NO.GSG-2, 2011

[3] Sandia National Laboratories "The Fedral Manual for Assessing Environmental data During a Radiological Emergency" SAND2003-1071P, 2003

[4] IAEA "Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions during a Reactor Accident" IAEA-TECDOC-955, 2011

[5] IAEA "Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency" General safety Guide NO.GSG-2 , 2011

연구용 원자로의 잠정 사고 및 비상등급조건 조사

김종수*, 이관엽, 이해초, 김봉석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jskim4@kaeri.re.kr

1. 서론

연구용 원자로는 발전용 원자로에 비해 사용목적과 안전계통의 안전특성이 다르게 설계되기 때문에, 특정 사고에 대해 표준화 또는 일괄된 잠정 사고와 이에 상응한 비상발령기준을 적용하기에는 어려운 현실이다. 따라서 개개의 연구용 원자로 고유의 안전특성을 반영한 비상발령기준이 고려되어야 한다.

이는 비상 사고를 발생시킬 수 있는 모든 잠정 사고 요인에 대한 연구용 원자로 고유의 비상발령 기준에 부합하도록 설정한다면, 사고초기에 어떠한 혼동 없이 신속히 비상상황을 인지할 수 있어, 결과적으로 비상에 연루된 모든 기관들의 신속한 비상대응·대책과 사고완화 조치가 가능할 것이다.

이 논문은 위험범주 II 연구용 원자로에서 발생 가능한 잠정 사고 요인을 조사하고, IAEA 안전보고서와 사고해석 논문을 바탕으로 비상발령 조건을 고찰하고 있다.

2. 본론

2.1 잠정 사고요인

TMI 원전 사고 이후 미국은 중대사고에 대한 종합적인 연구를 수행하여 발전용 원자로에서의 가상 사고로 인한 위해도평가에 대해 확률론적 접근 방식을 적용하여 체계적으로 평가한 최초 연구보고서, WASH-1400[1]을 발간하였다. 이 적용 방식과 이로부터 얻은 결론은 현재 원전의 비상계획과 환경영향평가 등에 널리 사용되고 있다. 한편 국내에서는 발전용 원자로에 대한 방사선비상 발령기준에 관한 지침서[2]가 개발되어 국내 원전에 적용되고 있다. 이와 같이 발전용 원자로는 원자로 형태에 따라 비상발령 지침서의 표준화가 가능하다.

반면에, 연구용 원자로는 원자로 마다 출력 규모에 따른 방사선원항이 다르고, 사용목적에 따라 고유의 안전설계특성이 다르기 때문에 어떠한 획일적이거나 표준화된 비상 지침서의 적용은 어려울 것이다.

그렇지만 다양한 형태의 연구용 원자로 즉, MTR, MNSN, MPRR을 대상으로 수행한 안전해석 결과와 IAEA 안전보고서 그리고 NEI 99-01로부터 잠정 사고요인은 Table 1에 기술한 바와 같이 종합할 수 있다[3,4,5,6] 따라서 Table 1에 제시된 잠정 사고에 대해 NEI 99-01와 IAEA EPR-Research Reactor 자료를 바탕으로 비상발령 조건을 조사·분석하고 있다.

Table 1. Postulated Accident Source term for Research Reactor

Decrease heat removal by reactor cooling system • Primary pumps failure • Flow blockage to cooling channel Reactivity insertions and power distribution anomalies • Startup accident giving ramp insertion of reactivity • Cold water insertion and Fuel loading error • Control rod and control rod follower failure • Flooding or voiding of experimental beam ports • Criticality during fuel handling • Control system runaway Changes in inventory or pressure of reactor coolant • Whole core loss-of-coolant accident(LOCA) Radioactivity release from a subsystem components • Local failure/melting of a few fuel plates or rods in core • Fuel element cladding failure in core • Fuel element failure during handling incident
Unexpected natural or external natural disaster • Earthquake, tornado, floods, high wind, lightning strikes, tsunami, hurricane
External event : Intruder, terrorist attack
Internal Event : Fire or explosion, toxic or flammable gases, AC or DC power failure

2.2 비상등급조건

비상 정도의 유발할 수 있는 사고는 Table 1에 대해 핵심안전계통 장애 즉, 핵반응 정지의 실패, 부적절한 노심냉각, 안전계통의 제어기능 상실을 고려할 수 있으며, 또한 노심 또는 조사연료에 노심 또는 조사연료에 상당한 위험의 증가에 따른 심층방어 기능의 저하 그리고 심층방어 실패에 따른 제한치 이상의 방사성물질 방출을 비상발령 조건으로 고려할 수 있다.

핵반응 정지 실패는 출력 운전 상태에서 긴급정

지가 실패된 상태에서 노심연료의 윗부분이 노출되거나 주변의 방사선이 상당히 증가하거나 노심손상이 실제로 일어나거나 임박한 사태와 충분히 붕괴열 제거가 가능한 상태에서 정상적인 완전정지의 실패에 따른 사태의 심각성에 따라 비상등급이 고려할 수 있다.

부적절한 노심냉각은 핵분열 생성물 방출이 일어날 시간 보다 수위가 내려가거나 노심연료의 윗부분이 노출되는 사태에 가 가장 심각하며, 가장 낮은 심각성은 안전계통이 설계에 따라 진행하는 동안 예상 보다 오랫동안 수위가 감소되는 사태를 고려할 수 있다. 또한 환경으로 붕괴열 전달 능력이 상실되고, 주변의 방사선이 증가하거나 노심손상이 실제 또는 임박한 사태에 따른 심각성에 따라 비상등급이 고찰되어야 하며, 붕괴열 제거 시스템을 활용할 수 없는 사태를 심각성이 낮은 것으로 고려할 수 있다.

제어실에서 안전계통 설비 또는 제어장비를 통제할 수 없는 상황에서 원자로 수위가 노심연료의 윗부분 이하로 저하되거나 주변의 방사선이 증가하거나 노심손상이 실제 또는 임박한 사태의 심각성에 따라 비상등급을 고려할 필요가 있으며, 노심 또는 조사연료에 상당한 위험의 증가에 따른 심층방어 기능의 저하의 경우, 수십 분 동안 노심 또는 사용후연료의 보호에 필요한 모든 안전계통이 상실되는 사태에 따라 비상등급이 고려되어야 하며, 노심 손상 또는 조사연료 손상을 방지를 위한 단지 하나의 안전계통이 실제 손상되거나 예견되는 사태를 심각성이 낮은 것으로 볼 수 있다, 이러한 사태가 일어나 진행되고 있는 상황에서는 원자로 수조 내에 또는 주변 환경에 고농도의 ^{131}I 이 누출될 수 있으며, 원자로 고유의 재고량 및 안전특성을 고려하여 ^{131}I 누출의 심각성에 따라 비상등급이 고려되어야 한다.

또한 이러한 사태에서 격납 방벽이 고유의 설계기능을 수행하지 못해 상당량의 핵분열 생성물의 방출이 실제 또는 임박한 사태를 가장 심각한 상황으로 볼 수 있으며, 격납이 설계기능을 수행할 수 없고 원자로가 정지한 상황에서 방사성물질의 방출이 없는 경우는 심각성이 가장 낮은 사태로 고려할 수 있다.

배기 모니터에서 15 분 이상 상당히 많은 양이 판독되어, 1 시간 동안 부지밖 선량 판독치가 긴급보호조치 기준 보다 상당히 크거나 부자밖 보호조치 기준을 초과하는 사태에 따라 비상등급을 규정할 필요가 있으며, 제한치 이하의 방출이지만 계획되지 않은 방출 또한 고려할 필요가 있다. 안전계통 운전과 유지를 위해 지속적으로 접근이 필요한 제어실 또는 기타 구역의 방사선준위의 심각성에 따라 비상등급이 설정되어할 것이며, 격납 방사선준위의 준위 또는 설계기준 격납방출로 인해 비상계획구역 내 긴급보호조치가 요구되는 방사선준위의 심각한 따라 비상등급이 고려되어야 할 것이다. 연구용 원자로에 대한 부지밖 방사선 준위와 관련하여 NUREG-0849는 사태의 심각성에 따른 비상등급을 규정하고 있다[7]

3. 결론

이 논문은 연구용 원자로 안전계동에서 발생 가능한 잠정 사고요인과 이에 대한 비상발령조건을 고찰하기 위해 다양한 형태의 연구용 원자로에 대한 안전해석 결과와 IAEA 및 NEI 안전보고서를 조사·분석하고 있다. 이를 해당 연구용 원자로에 적용하기 위해서는 고유의 안전설계특성과, 방출조건, 그리고 방사선준위에 대한 사고의 심각성에 따라 비상등급이 규정되어야 하며, 또한 신속한 비상상황의 인지하고 이에 상응한 대응조치를 위해서는 시설 고유의 판독치가 반영되어야 한다. 또한 시설 또는 부지 고유의 특성을 고려해서 자연재해, 안보사건 그리고 내부의 어떠한 위해요소에 대한 비상등급을 고려할 필요가 있다.

4. 참고문헌

[1] Reactor safety study: an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants,WASH-1400 (NUREG-75/014), NRC, 1975

[2] 한국원자력안전기술원 “발전용 원자로의 방사선비상 발령기준에 관한 기술지침서” KINS/GT-N021-1, 2003

[3] IAEA "Safety Analysis for Research Reactor" Safety Report No.55, 2008

[4] IAEA "Generic procedures for Response to a Nuclear or Radiological Emergency at Research Reactors" EPR-Research Reactor, 2011

[5] NEI "Methodology for Development of Emergency Action level" NEI 99-01 Rev.5, 2008

[6] IAEA "Derivation of the Source term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor" Safety Report No.53, 2008

[7] U.S.A NRC "Standard Review Plan for the Review and Evaluation of Emergency Plans for Research Reactor" NUREG-0849, 1983

연구용원자로 '하나로' 실시간측정치 활용 방사선원항 산출기능 구현

이관엽*, 김종수, 이해초, 김봉석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*gylee@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 방사선비상 발생시 종업원 및 주민보호조치 의사결정을 하기 위해서는 사고지역에 위치한 사람이 받게 될 예상피폭선량 또는 보호조치로 인한 회피선량을 알아야 한다. 이러한 선량은 환경감시 결과를 근거로 가장 정확하게 파악할 수 있지만, 이러한 환경감시 결과를 얻기 까지는 시간이 요구 된다. 또한, 초기단계 사고전개는 비상계획수립단계에서 고려했던 양상과 다를 수 있고 매우 급작스럽게 전개될 수도 있어 환경감시결과를 얻기 전에 보호조치 의사결정이 이루어져야 하는 상황도 고려해야만 한다. 따라서 사건초기에 신속하게 피폭선량을 예측하여 보호조치를 결정하고 최적의 환경탐사계획을 수립하기 위해서는 사고상태 및 기상조건에 따른 예상피폭선량을 평가하는 것이 필요하다. 그런데 이 평가를 수행하기 위해서는 기본적으로 방사선원항 자료가 필요하나 시설의 실측데이터는 선량평가에 필요한 방사선원항 자료를 제공하고 있지 못하다. 본 논문에서는 '하나로' 원자로의 노심 용융사고시 실시간 측정치 기반 방사선원항 산출기법을 제시하였다.

2. 본론

2.1 방사선원항 산출 필수정보

기본적으로 방사선원항은 다음 식에 의해 산출할 수 있다.

$$\text{Source Term} = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{RF} \times \text{LPF} \quad (1)$$

MAR = Material-at-Risk (curies or grams)
DR = Damage Ratio
ARF = Airborne Release Fraction
RF = Respirable Fraction
LPF = Leakpath Factor

그러나, 원자로실 또는 굴뚝의 실시간 측정정보에 근거하여 방사선원항을 산출할 때는 실측정보가 상기 식에서 MAR, DR 및 ARF를 이미 반영하고 있고 핵연료용융사고의 경우 RF의 값은 100%로 고려할 수 있기 때문에, LPF 값만을 알면된다. 그러나 문제는 핵연료융융사고의 경우 공기중 존재하는 물질이 복합핵종이며, 또한 각 핵종의 반감기가 달라 공기중 존재비율이 시간에 따라 변한다는 것이다. 따라서, 하나로의 경우 준실시간 방사선원항 산출을 위한 필수정보는 공기중 핵종별 존재량과 LPF를 구하기 위해 필요한 실시간 측정정보이다.

2.2 실측치 근거 핵종별 존재량 산출

핵종별 존재량은 실측한 공기중농도 값에 대하여, 원자로의 정지시점을 기준으로 정지 이전에는 고정된 비율을 적용해야 하고, 정지 이후에는 각 핵종의 반감기에 의한 감쇄를 적용하여 비율의 변화를 반영해야 한다. 원자로 정지이전의 고정된 비율은 하나로 안전성분석보고서(SAR)에 제시된 유동 차단사고시 핵종분포를 적용하였다. 하나로 SAR의 값은 원자로운전이력에 따라 노심에 생성될 수 있는 핵종별 제고량을 ORIGEN 코드로 계산하고 TID-14844의 선원항에 따라 원자로실로 누설된 값을 적용한 것이다. 상기한 바에 따라 실측치를 활용한 핵종분포 산출방법은 간략히 다음 식으로 표현된다.

$$N(t)_{i,j} = D_i \times Nf(t)_{i,j} \quad (2)$$

$N(t)_{i,j}$ = 핵종그룹 i에 속한 핵종j의 임의의 시간 t에서의 존재량
D_i = 핵종그룹(기체, 할로겐, 입자) i에 대한 RMS 실측값(농도)
$Nf(t)_{i,j}$ = 핵종j의 임의의 시간 t에서의 존재분율
t = 원자로정지 후 경과시간

$Nf(t)_{i,j}$는 시간에 따라 변하는 핵종그룹 i에서의 핵종 j의 분율로서 다음 식으로 구한다.

$$Nf(t)_{i,j} = \frac{Ns_{i,j} \times 0.5^{\frac{t}{T_j}}}{\sum_{ij}(Ns_{i,j} \times 0.5^{\frac{t}{T_j}})} \quad (3)$$

$Ns_{i,j}$ = 핵종 j의 원자로정지시점 존재량

T_j = 핵종 j의 반감기

2.3 방사선원항 산출

방사선원항은 핵종별존재량에 LPF를 적용하면 산출할 수 있다. 하나로의 경우 사고시 누출경로는 굴뚝방출과 건물누설이 있는데, 굴뚝방출의 경우 D_i값을 굴뚝감시기 측정값으로 적용하고 굴뚝방출풍량(LPF)을 곱하면 쉽게 방사선원항을 산출할 수 있다.

$$ST_{stack(i,j)} = N(t)_{i,j(stack)} \times VentRate \qquad (4)$$

$ST_{stack(i,j)}$ = 굴뚝경유 방사선원항
$N(t)_{i,j(stack)}$ = 굴뚝감시기 측정치에 근거한 핵종 j의 임의의 시간 t에서의 존재량
VentRate = 환기계통 방출풍량

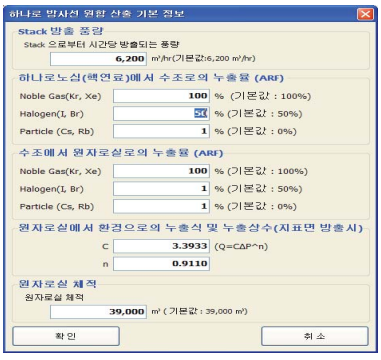
반면, 건물누설은 D_i값을 누설전 위치인 원자로실에 대한 측정한 값으로 적용해야 하며, 외부 풍속에 따른 건물특성 누설율을 적용하여 산출할 수 있다. 그러나 건물특성 누설율은 외부 풍속에 따라 지속적으로 적용가능하지 않은 면이 있어서 건물누설 적용시간을 1시간 이내로 제한하는 등 주의가 필요하다. 건물특성 누설에 따른 방사선원항은 다음 식으로 산출한다.

$$ST_{ground(i,j)} = N(t)_{i,j(hall)} \times C\Delta P^{n} \qquad (5)$$

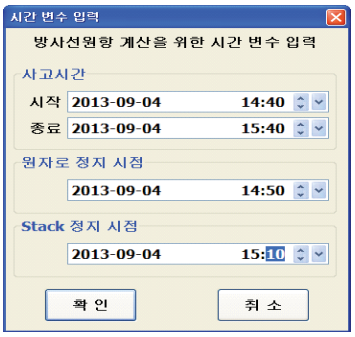
$ST_{ground(i,j)}$ = 건물누설 방사선원항
C 및 n = 건물 누설특성 상수
ΔP = 외부 풍속으로 건물에 유도되는 차압

2.4 방사선원항 산출프로그램 구현

방사선원항산출 프로그램은 상기한 산출방법론에 따라 실시간측정치를 활용하여 방사선원항을 얻을 수 있도록 구성하였다. 이 프로그램은 방사선원항 산출방법론을 정의함에 있어 기본적으로 가정한 사항들을 다음 그림과 같이 사용자가 임의 수정할 수 있도록 구성 하였다.



또한, 방사선원항을 산출함에 있어 중요한 시간변수를 다음 그림과 같이 입력토록 구성하였다.



이후 확인 버튼을 누르면 방사선원항 산출결과를 다음 그림과 같이 바로 표기할 수 있도록 구성하였으며, 엑셀파일로 저장하여 PC기반 선량평가 프로그램의 입력자료로 쉽게 활용할 수 있도록 하였다.



3. 결론

하나로 노심용융사고시 실시간 측정치를 활용한 방사선원항을 산출하는 프로그램을 구현하였다. 하나로 노심용융사고가 실제 발생한다면 이 프로그램은 신속한 방사선원항 산출에 유용할 것으로 판단된다. 그러나 향후 건물누설특성에 대한 보다 구체적인 연구 및 적용과 노심용융 이외의 사고시도 방사선원항을 산출할 수 있도록 지속적인 기술개발 및 보완이 요구된다.

4. 참고문헌

[1] U.S.DOE, Airborne release fraction/rates and respirable fractions for nonreactor nuclear facilities", DOE-HDBK-3010-94, 1994

[2] 한국원자력연구원, 하나로안전성분석보고서, 제16장

원자력발전소 사고 선원항 분석의 역사적 고찰

김성엽[1,2*], 최재영[1], Philip A. Beeley[2], 이건재[1], 장순흥[1]
[1]Korea Advanced Institute of Science and Technology, 대전광역시 유성구 대학로 291
[2]Khalifa University of Science, Technology & Research, P.O. Box 127788, Abu Dhabi, United Arab Emirates
[*]beerun@kaist.ac.kr

1. 서론

원자력발전소의 건설 및 운전 허가와 비상대책에 대한 준비에 있어 가상의 사고 상황을 가정한 원자력발전소 환경영향평가는 필수적이다. 이러한 평가는 사고 상황 시 원자력발전소로부터 방출되는 방사성물질들에 대한 계산인 사고 선원항 분석으로부터 시작된다. 본 연구에서는 사고 선원항을 분석하는 방법론들에 대한 자료를 검토하고 그 역사적 발전 과정에 대하여 고찰해 보았다.

2. 본론

2.1 WASH-740 (1957) [1]

경수로 사고 시의 방사선원항에 대한 첫 연구이다. 500MW 발전소와 저연소도 연료에서 단순한 가정과 사고의 심각성에 따라 방사성물질의 격납건물 내 억류, 휘발성물질의 방출, 50%의 핵분열생성물의 방출이라는 3가지 경우에 대해 사고 확률과 결과를 평가하였다. 비현실적인 가정으로 결말이 과도하게 보수적으로 산출되었다.

2.2 TID-14844 (1962) [2]

최대가상사고(Maximum Credible Accident) 개념을 도입하여 방사선원항을 평가하였다. 최대가상사고로는 LBLOCA를 선정하여 노심은 용융되었으나 격납용기의 건전성은 유지되어 노심의 비활성기체의 100%, 요오드의 50%, 고형 핵분열생성물의 1%가 격납용기로 누설된다고 가정하였다. 대기 방출은 격납용기 내부에서의 흡착 등으로 방출 요오드의 50%가 제거되고 격납용기의 최대설계누설률만큼 누출 된다 가정하여 평가하였다.

2.3 WASH-1400 (1975) [3]

처음으로 PRA를 사용하여 경수로의 위험도를 평가한 보고서이다. 사고의 초기사건을 분류하고 노심용융을 일으키는 40개의 사고 시나리오를 도출하여 격납용기의 건전성 정도와 공학적 안전설비의 작동여부에 따라 9개 그룹으로 분류하였다.

2.4 NUREG-0772 (1981) [4]

사고 시나리오를 심각성에 따라 5개 그룹으로 분류하여 선원항을 평가하였다. RCS와 격납용기에서 요오드의 형태에 따른 제거현상을 고려했다.

2.5 BMI-2104 (1983) [5]

경수로 발전소 4기의 중요 사고 시나리오에 대해 방출되는 선원항을 계산하였고 방출량 결정에 크게 영향을 미치는 발전소 설계와 사고 경과를 결정하였다. 또한 격납용기의 건전성과 기능상실 시기가 방출 선원량에 큰 영향을 미쳤다.

2.6 NUREG-0956 (1986) [6]

NRC의 방사선원항 계산 코드 패키지(STCP)의 기술적 기초와 방사선원항 계산에 필요한 현상을 서술했다. 또한 BMI-2104 및 NUREG/CR-4624에서 언급된 사고시나리오에 대해 미국 5개 경수로의 선원항을 평가하고 비교하였다.

2.7 NUREG-1150 (1990) [7]

확률론적 위험도 평가를 통해 경수로 중대사고의 확률과 결말을 평가하였다. 과거의 보고서와 마찬가지로 비활성기체, 요오드, 세슘 등 9가지 선원항을 노형과 사고별로 평가하고 PWR의 경우 격납용기 스프레이, 공동 침수, 격납용기 벤팅 등 선원항에 크게 영향을 미치는 사항을 도출하였다.

2.8 NUREG-1465 (1994) [8]

경수로의 사고 선원항에 관한 연구로 STCP와 초기 버전의 MELCORE 코드를 채용하였으며 중대사고 상황은 NUREG-1150을 따른다. 격납용기까지의 방사성물질의 이동을 다음과 같은 5단계로 분류하여 평가하였다.

냉각재 방사능 방출 / 간극 방사능 방출 / 초기

원자로용기 내부 방사능 방출 / 원자로용기 외부 방사능 방출 / 후기 원자로용기 내부 방사능 방출 9개의 STCP 방사성핵종 집단을 수정하여 8개의 방사성핵종 집단을 구성하였으며, 피동형 원자로, 경수로 외의 원자로, 고연소도 핵연료에는 이 방법론을 적용할 수 없다는 한계가 있다.

2.9 SAND2008-6664 (2008) [9]

MECLORE 1.8.5 버전을 사용하고 NUREG-1465 이후 누적된 기술과 경향을 적용하여 가압경수로의 저연소도와 고연소도 노심의 사고 선원항 계산법을 구하였다. 연소도에 의한 차이 보다 최신 결과와 이전 결과의 차이가 컸기에 NUREG-1465의 보수성이 확인되었다.

2.10 SAND2011-0128 (2011) [10]

고연소도와 MOX 핵연료에도 적용 가능한 선원항 계산법을 개발하였다. NUREG-1465와의 결과 차이는 고연소도 및 MOX 핵연료의 사용을 고려함 보다는 노심용융 중대사고의 물리학적 이해도의 향상과 진전된 분석/실험 연구에 따른 MELCORE 코드의 발전에 기인한 것이다.

Table 1. Comparison of PWR High Burnup Durations and Release Fraction of SAND2011-0128 (Bold Entries) with Those Recommended for PWRs in NUREG-1465 (Parenthetical Entries) [10]

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration [hours]	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br,I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5E-07 (2E-04)	1.3E-05 (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5E-07 (5E-04)	2.4E-04 (0.005)	-

3. 결론

본 연구에서는 가상의 사고를 가정한 사고 선원항 평가를 위해 그 방법론들의 역사적인 발전 과정에 대하여 검토하였다. 2011년 보고된 SAND2011-0128의 방법론을 적용하여 고연소도 핵연료인 PLUS7을 사용하는 APR1400의 대표 사고 선원항을 ORIGEN-ARP 코드와 연계하여 분석할 수 있을 것으로 기대된다. 이렇게 도출된 대표 사고 선원항은 환경과 생태계에서의 방사성물질의 이동을 고려하는 다양한 환경영향평가에 활용될 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

[1] K.F. Clifford et al., “Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants”, WASH-740, March 1957

[2] J.J. DiNunno et al. “Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites”, TID-14844, U.S. AEC, 1962

[3] U.S. NRC, “Reactor safety study: an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plant”, WASH-1400, 1975

[4] U.S. NRC, “Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents”, NUREG-0772, June 1981

[5] J.A.Gieseke et al.,“Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions”, BMI-2104, July 1983

[6] M. Siberberg et al., “Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms”, NUREG-0956, U.S. NRC, July 1986

[7] A. Sarbes et al., “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, U.S. NRC, Dec 1990

[8] L. Soffer et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants,” NUREG-1465, U.S. NRC, February 1995

[9] Scott G. Ashbaugh et al., “Accident Source Terms for Pressurized Water Reactors with High-Burnup Cores Calculated Using MELCOR 1.8.5,” SAND2008-6664, SNL, April 2010

[10] D.A. Powers et al., “Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel,” SAND2011-0128, SNL, January 2011

RASCAL 4.2 GIS 적용분석

김봉석*, 이관엽, 김종수, 이해초
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*kbs@kaeri.re.kr

1. 서론

미국 NRC(Nuclear Regulatory Commission; 이하 NRC)는 원자력 재난 시 기상정보와 방사선원항 정보를 이용하여 방사능 물질이 환경에 어떻게 유출되는지 분석할 수 있는 RASCAL 코드를 개발하여 배포하였다. 2012년에 업그레이드하여 배포한 RASCAL 4.2에서는 기존의 RASCAL 코드와 다르게 분석결과를 shp 파일로 추출하는 기능을 추가하였다. shp파일은 GIS(Geographic Information Systems; 이하 GIS) 소프트웨어에서 구동하는 파일로 GIS를 이용한 원자력 재난 시 평가 및 분석이 가능하도록 한 것이다. GIS는 대상 공간에 분포하고 있는 고도 및 경사도, 하천, 도로 및 다리, 대피소, 병원, 사회기반시설 등 다양한 지리정보를 한 시스템에서 분석할 수 있는 것으로 대상 공간에 대한 수많은 정보를 동시에 분석하여 각 시설간의 상관관계를 분석하고 이에 따른 의사결정이 가능하다. RASCAL 4.2는 원자력 재난 시에도 GIS를 이용한 분석이 가능하도록 함에 따라 재난에 의한 피해발생 및 긴급 복구지점에 대해 손쉽게 파악할 수 있으며 재난 복구 의사결정에 중요한 도구가 될 수 있게 되었다. 이와 같이 NRC에서 GIS를 이용한 원자력 재난 분석도구를 개발한 배경은 지리정보를 고려하지 않은 기존 원자력 재난을 분석 방법론의 한계에서 찾아 볼 수 있다. 지리정보를 이용하지 않을 경우 주변 시설에 대한 정보를 효율적으로 분석하기 어려우며 주변 시설을 이용한 효과적인 재난 대응이 어려운 점이 있다. 그러나 지리정보를 이용하여 원자력 재난에 대한 폭 넓은 분석은 보다 효과적인 재난 분석 및 대응을 할 수 있다. 따라서 본고에서는 GIS를 이용한 재난 분석 및 관리방법론에 대해 논하고자 한다.

2. 사례분석

2.1 국내사례

KINS는 원자력 재난 감시 시스템인 AtomCare에 GIS를 도입하여 국내 원자력 시설을 대상으로 주변지역의 사회환경 정보를 입력하고 입체적 정보처리와 활용이 가능하도록 구현하였다. 그러나 GIS가 독립적으로 구축되어 있고 재난 대응 의사결정에 필요한 많은 정보를 담고 있지 않으며 지속적 업그레이드가 요구되어 원자력 재난시 발생하는 다양한 공간정보를 통합적으로 관리·분석하기에는 한계가 있는 것으로 판단된다.

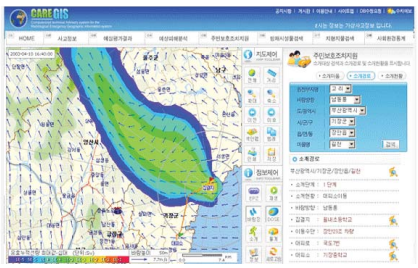


Fig. 1. AtomCARE GIS.

2.2 국외사례

미연방재난관리청(Federal Emergency Management Agency; 이하 FEMA)는 주정부나 지방정부만으로는 대응하기 힘든 재난에 대응하는 것을 목적으로 설립된 기관이다. FEMA는 재난 발생 이후 현장과 각 기관에서 수집되는 방대한 양의 정보를 빠르게 공간정보로 표출하는 방법으로 GIS를 선택하였다. 이를 위해서 FEMA는 ESRI사와 협력하여 Web기반의 GIS를 구축하였으며 다양한 재난에 대한 정보를 공간정보 형태로 관리하고 있다. Web기반의 GIS는 인터넷을 통해 누구나 손쉽게 열람이 가능하며 각 재난에 대한 수많은 정보를 표준화된 입력체계를 통해 관리할 수 있는 장점이 있다.

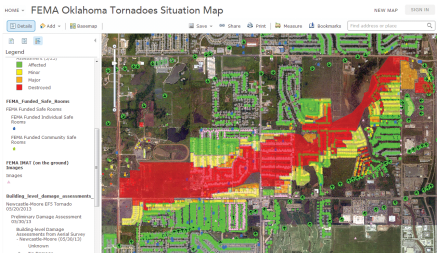
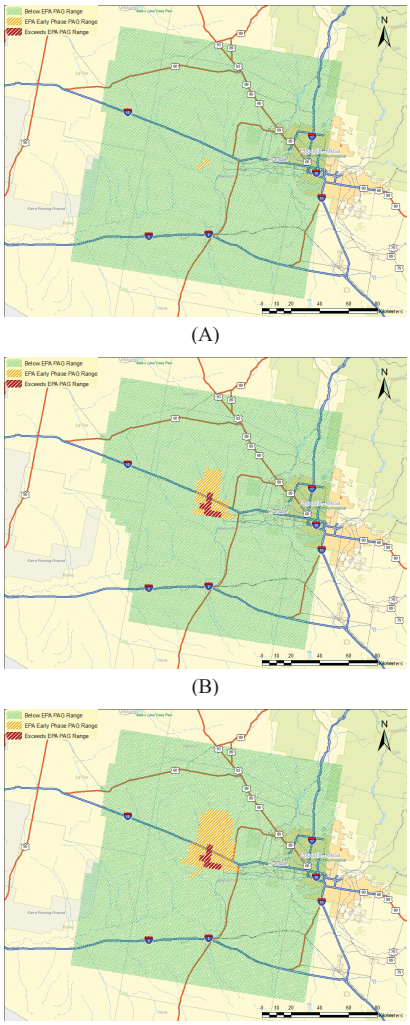


Fig. 2. FEMA Oklahoma Tornadoes Situation Map.

3. 원자력 재난 GIS적용 장점 분석

3.1 Overlay Analysis

기존 RASCAL 코드에서 원자력 재난 시 방사능 유출 분석은 단일 사고에 대한 분석만 가능하였다. 그러나 원자력 재난 시 사고 지점에 다수의 원자력 시설이 분포하고 있다면 다중 사고가 일어날 가능성이 있으며 실제로 2011년 후쿠시마의 경우 4기의 원자로가 동시에 사고가 발생한 사례가 있다. RASCAL 4.2 의 shp 추출을 이용한다면 각 시설에 따른 사고를 분석한 뒤 분석 결과를 GIS상에서 중첩하여 다중 사고에 대한 분석이 가능하다.



(A)

(B)

Fig. 3. Overlay Analysis.

Fig. 3은 Palo Verde 원자력 발전소의 다중 사고를 GIS를 이용하여 분석한 것이다. (A)와 (B)는 각 원자력 발전소에서 사고가 발생하였을 경우 환경에 미치는 방사선 영향을 나타낸 것이며 이를 GIS의 Overlay Analysis 기능을 이용하여 환경에 미친 영향을 분석한 것이다. 초록색 부분은 방사능이 환경에 영향을 미쳤지만 보호조치 이하의 범위이며 노란색은 조기보호조치가 필요한 범위이고 빨간색은 보호조치 범위를 넘어선 것을 나타낸 것이다. Overlay Analysis 수행결과 (A)와 (B)를 따로 분석한 것에 비하여 조기보호조치가 필요한 범위가 늘어난 것을 알 수 있다. 이는 (A)사고와 (B)사고를 동시에 고려함으로써 환경에 미치는 영향을 분석한 결과라 할 수 있다.

GIS를 이용할 경우 RASCAL에서는 수행할 수 없는 다중 사고로 인해 방사능이 환경에 미치는 종합적인 영향에 대해서 분석할 수 있다. 그러나 RASCAL이 제공하는 Cell 형태의 방사능 등고지도는 제공되는 기본단위가 크기 때문에 정밀한 지리정보를 이용할 때 그 기능이 극대화 되는 GIS에 알맞지 않음을 알 수 있다. 따라서 다중 사고에 대한 분석 시 독립적인 시설에 대한 방사능 등고지도가 단순히 동일지점의 사고가 중첩되는 정도의 분석으로 수행되는 점은 앞으로 개선해야 할 점이라 판단된다.

4. 결론

GIS를 이용하여 재난 분석 및 관리를 할 경우 평상 시 수집한 지리정보와 재난 발생으로 인해 생성된 정보의 결합을 통하여 기존의 재난 관리 방법론에 비해 더욱 합리적이고 신속한 의사결정을 할 수 있다. 또한 여러 가지 정보를 중첩하여 표현하고 상관관계를 분석하면서 이전까지 재난 분석 시 발견하지 못한 잠재적 위협요소에 대해서 대비할 수 있다.

5. 참고문헌

[1] RASCAL 4.2 Workbook, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2012

[2] RASCAL 4: Description of Models and Methods, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2012

[3] Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident, IAEA, 1997

석탄연소 발전분야에서 발생하는 공기 중 입자의 특성 조사

김시영[1], 임하얀[1], 최원철[2], 최철규[1], 김광표[1*]
[1]경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732
[2]한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62
[*]kpkim@khu.ac.kr

1. 서론

국내의 석탄연소 발전분야에서는 석탄의 연소 과정에서 생성된 열에너지를 이용하여, 전기에너지를 생산한다. 석탄은 우라늄계열, 토륨계열, K-40핵종과 같은 천연방사성핵종을 포함하며, 석탄 연소과정에서 발생하는 비회에는 약 3~10배 가량의 방사능이 농축될 수 있다. 따라서 상기 분야에서 근무하는 종사자들은 시설에서 발생하는 입자의 흡입에 의해 내부피폭이 발생 할 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 크게 차이날 수 있음을 경고하고 있다. 따라서 관련시설 종사자에 대한 신뢰할 만한 내부피폭 평가를 위해서는 입자의 특성에 대한 실측자료의 확보가 중요하다.

따라서 본 연구의 목적은 석탄연소 발전분야에서 발생되는 공기중 입자의 크기 분포 및 농도 측정, 입자의 방사능 농도측정, 기타 입자의 특성 조사이다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

석탄연소 발전분야 중 유연탄을 사용하는 발전소 A, 유연탄 및 무연탄을 혼합하여 사용하는 발전소 B를 대상으로 입자특성 분석을 수행하였다. 발전소의 주요 공정에서 분진이 발생하고 작업자가 이에 노출될 수 있는 장소에서 다단계입자채집기를 사용하여 공기중 입자를 채집하였다. 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 농도 분석은 HPGe를 이용하여 발전소에서 취급하는 원료물질, 부산물 등에 대한 Ra-226 및 Ra-228의 농도를 측정하여 수행하였다.

입자의 모양 분석은 다단계입자채집기를 통해 포집된 입자를 대상으로 주사전자현미경을 사용하여 수행하였으며, 밀도 측정은 발전소의 주요 공정에서 취급하는 시료를 채취하여 밀도분석기를 사용하여 수행하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 1은 발전소 A와 발전소 B의 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 2 ng/L에서 많게는 약 10 ug/L까지 나타났다. 전체적으로 입자의 농도는 타 지역보다 발전소 B의 저탄장에서 높게 나타났다. 이는 발전소 B의 저탄장의 경우 발전소 A와 달리 실내에 위치하고 있으며, 동일 장소에서 연속적인 저탄작업, 분쇄작업, 보일러로의 이송작업 등이 이루어져 상당량의 분진이 발생하는 것으로 파악된다. 발전소 A와 B 내 비회 사일로 지역에서는 발전소 B내 저탄장의 농도보다 약 10배 가량 낮게 나타났으며, 두 지역에서 모두 비슷한 수준의 농도를 나타내었다. 이는 두 개의 발전소 내 상기 지역의 작업 환경 및 작업 시간이 거의 유사하기 때문으로 파악된다. 발전소 A의 저탄장과 발전소 B의 무연탄 하역장에서는 최대값이 0.1 ug/L 수준으로, 타 지역보다 낮게 나타났다. 이는 두 지역 모두 야외에 위치하고 있으며, 주기적인 살수작업 등이 수행되기 때문으로 파악된다. 공기중 입자의 농도는 발전소내 운영 장비의 종류, 작업 유무, 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.

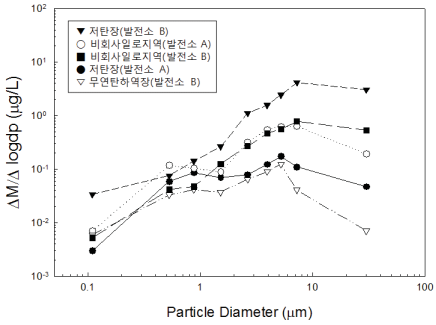


Fig. 1. Size distribution and concentration in thermal power plant.

Table 1은 발전소 A와 B에서 취급하는 물질 내에 함유된 방사능 농도를 나타내고 있다. 유연탄 내Ra-226의 방사능 농도는 8~24 Bq/kg으로, 무연탄의 방사능 농도의 약 1/3수준으로 나타났다. 발전소 A에서 발생되는 비회에 함유된 Ra-226의 방사능 농도는 약 171 Bq/kg으로, 유연탄의 평균 방사능 농도보다 약 10배 정도 농축된 경향을 보였다. 이는 석탄 연소과정에서 Pb-210, Po-210과 같은 휘발성 핵종이 석탄회에 주로 농축되기 때문이다. 발전소 B에서 발생되는 비회에 함유된 Ra-226 방사능 농도는 약 98 Bq/kg으로 발전소 A에서 발생되는 비회의 방사능 농도보다 약 42% 낮은 수준으로 나타났다. 발전소 A에서는 전량 유연탄을 사용하는 반면, 발전소 B에서는 유연탄과 무연탄을 혼합하여 사용하고 있다.

Table 1. Particle radioactivity in thermal power plant

석탄연소 발전분야	시료 종류	Ra-226 (Bq/kg)	Ra-228 (Bq/kg)
발전소 A	유연탄(호주)	20	17
	유연탄(캐나다)	10	5
	유연탄(인니)	8	5
	유연탄(러시아)	23	14
	유연탄(미국)	20	14
	비회	171	134
	저회	117	103
	탈황석고	7	2
발전소 B	유연탄(러시아)	24	26
	무연탄	67	82
	비회	98	108
	저회	94	109

Fig. 2에는 석탄연소 발전분야의 주요 공정에서 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.

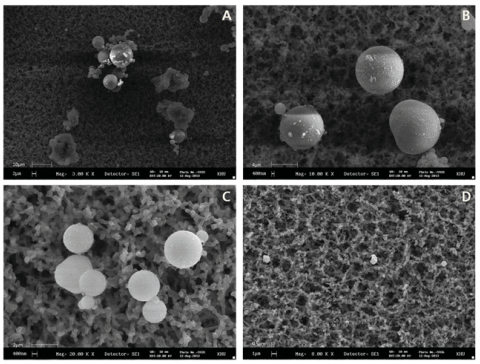


Fig. 2. Shpae of airborne particle in thermal power plant.

유연탄의 밀도는 1.4~1.5 g/cm^{3}으로, 이는 수입국 별로 비슷한 수준으로 나타났다. 국내에서 생산된 무연탄은 약 2.1 g/cm^{3}으로 유연탄에 비해 약 45%가량 높게 나타났는데, 이는 일반적으로 무연탄은 유연탄에 비해 알루미나(Al_2O_3)와 실리카(SiO_2)와 같은 무기물 함량이 높기 때문이다. 비회는 약 2.4~2.5 g/cm^3, 저회는 약 1.5~2.9 g/cm^3, 탈황석고는 약 2.4 g/cm^{3}으로 나타났다.

3. 결론

본 연구에서는 석탄연소 발전분야에서 발생하는 입자의 크기 분포 및 농도, 방사능농도, 기타특성을 평가하였다. 본 연구결과는 상기분야에서 종사하는 작업자의 입자 흡입에 의한 정확한 내부피폭 방사선량 평가에 기여할 것이다. 또한 본 연구결과는 생활주변방사선안전관리법에 따른 생활주변방사선 안전관리의 체계를 수립하기 위한 기초자료로서 합리적인 방사선 방호 수단을 제공할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력안전기술원의 지원(천연방사성핵종 함유물질 및 건축자재 사용에 의한 방사선 피폭 안전성 검증요건 개발)으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

[1] ICRP, Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, ICRP 66; 1994

삼중수소 저장용기 초기온도에 따른 ZrCo 열 특성

구대서*, 이정민, 박종철, 정홍석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼중수소는 중수로형 원자력발전소의 방사성폐기물이다. 핵융합반응을 위하여 삼중수소를 저장 및 공급해야 한다. SDS(storage and delivery system)에 수소동위원소를 주기적으로 흡장 및 탈장을 위한 연구가 진행 되었다[1-4].

따라서 본 연구에서는 수소동위원소 저장용기 초기온도에 따른 ZrCo 열 특성을 조사하였다. 베드 초기온도에 따른 흡장, 흡장 발열반응 온도 및 탈장 온도에 대하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 수소동위원소 SDS 베드 시스템

Fig. 1은 수소동위원소 SDS 베드 시스템이다. 이 시스템은 ZrCo 및 DU(Depleted Uranium)베드, 수소측정・저장탱크, 온도 컨트롤 패널로 구성된다.



Fig. 1. Hydrogen isotopes SDS bed.

2.2 결과분석 및 논의

2.2.1 초기온도에 따른 흡장

Fig. 2은 소형 ZrCo 베드 초기온도에 따른 흡장을 나타낸 것이다. 흡장 2분 내에 수소가 급속하게 저장재 ZrCo 흡장 되었고, 4분부터 초기온도의 흡장이 구별되었다. 6분 까지 흡장이 점차 줄어들었고 그 후 평형상태 진행하는 경향을 나타내었다. ZrCo 베드 초기온도가 낮을수록 수소 흡장성능이 좋게 나타났다. 이는 수소 탈장 후 흡장을 위하여 베드를 급냉 해야 함을 알 수 있다.

Fig. 3는 베드 초기온도 냉각을 나타내었다. 실온 베드(20.6℃)는 수소흡장에 의한 발열반응으로 흡장 9분에 최고치 26℃에 도달하여 ΔT = 5.4℃를 나타내었지만 베드 온도 100, 150 및 200℃ 경우는 수소흡장에 의한 발열반응에 따른 온도변화를 확인할 수 없었다. 이는 베드냉각에 따른 것이라 생각된다.

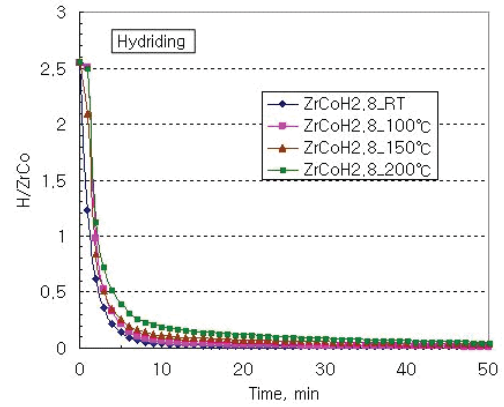


Fig. 2. Hydriding due to temperature.

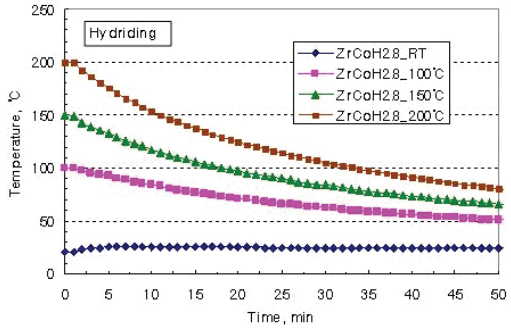


Fig. 3. Temperature of exsothermic reactions.

2.2.2 흡장 발열반응 온도

Fig. 4는 실온에서 수소탱크와 1차 용기의 (H/ZrCo)비 및 발열반응 온도를 나타낸 것이다.

흡장 2분 내에 급속하게 저장재 ZrCo 로 흡장되었고 그 후 흡장이 감소하며 평형상태로 진행하였다. 1차용기 H/ZrCo 값은 흡장 1분에 최대치 0.7를 나타내었고 그 후 감소하여 흡장 9분후 두 값은 거의 일치하며 평형상태를 나타내었다.

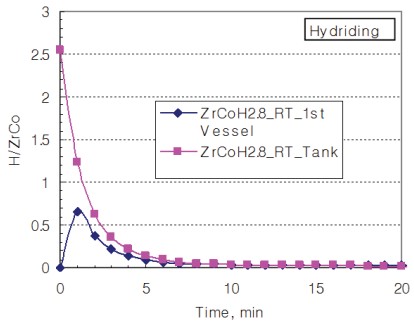


Fig. 4. H/ZrCo of tank and primary vessel.

2.2.3 탈장 온도

Fig. 5는 베드 초기온도 200℃ 경우, 수소탱크 및 1차 용기 탈장의 (H/ZrCo)을 나타낸 것이다. 1차용기 H/ZrCo는 예열 10분에 최대치 1.5였으며, 베드 유출밸브 열 때 거의 0에 가까운 최소치로 떨어져 평형상태를 나타내었다. 탈장은 270℃ 까지 예열은 큰 온도구배(24℃/min)로 수행하였고 340℃까지 가열은 온도구배(4.7℃/min)로 수행하였으며 그 온도를 유지하여 저장재 ZrCo 불균화 진행하지 않도록 하였다.

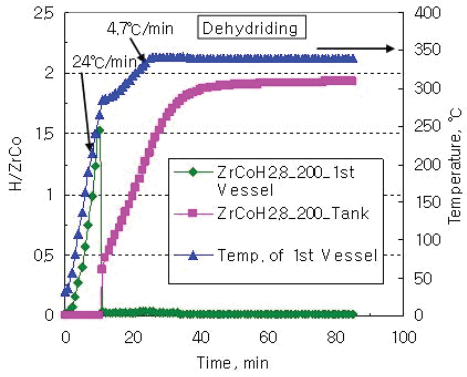


Fig. 5. H/ZrCo and temperature of dehydriding.

3. 결론

삼중수소 저장용기 초기온도에 따른 ZrCo 열 특성 연구로부터 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. ZrCo 베드 초기온도가 낮을수록 수소 흡장성능이 좋게 나타났다. 이는 수소 탈장 후 흡장을 위하여 베드를 급냉 해야 함을 알 수 있다.

2. 실온 베드온도 20.6℃는 수소흡장에 의한 발열반응으로 흡장 9분에 최고치 26℃에 도달하여 △T= 5.4℃를 나타내었지만 베드 온도 100, 150 및 200℃ 경우는 발열반응에 따른 온도변화를 확인할 수 없었다. 이는 베드냉각에 따른 것으로 생각된다.

3. 1차용기 H/ZrCo는 예열 10분에 최대치 1.5였으며, 베드 유출밸브 열 때 거의 0에 가까운 최소치로 떨어져 평형상태를 나타내었다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업 (NRF 2013-000137) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] M. Shim, et al., "Heat analysis on the initial reference design of ZrCo hydride beds for iter", Fusion Engineering and Design 83, pp. 1433-1437, 2008

[2] H. Chung, et. al., "Korea's progress on the iter tritium systems", Fusion Engineering and Design 84, pp. 599-603, 2009

[3] M. Shim, et al., "Hydriding/dehydriding characteristics on fast heat transfer response ZrCo bed for ITER", Fusion Engineering and Design 84, pp. 1763-1766, 2009

[4] S Cho, et al., "ITER storage and delivery system R & D in Korea", IEEE Transactions on Plasma Science, Vol. 38, No. 3 pp. 425-433, 2010

저장재 표면 헬륨 상태에 따른 삼중수소 저장용기 성능 비교

이정민*, 박종철, 구대서, 정홍석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*jmlee1@kaeri.kr

1. 서론

삼중수소는 원자력발전소 폐기물인 동시에 핵융합 연료이다. 핵융합 에너지는 수소 동위원소인 삼중수소와 중수소를 연료로 이용하여 플라즈마를 형성하고 에너지를 발생한다. 핵융합로는 크게 핵융합 반응이 일어나고 제어하는 핵융합 계통, 핵융합 반응에서 발생한 중성자의 운동에너지를 열에너지로 변환하고 변환된 열을 수송하는 계통, 핵융합에 사용될 중수소와 삼중수소의 저장, 공급, 반응, 분리 정제 및 회수공정으로 구성된 연료순환 계통, 계측제어나 격납용기 및 폐기물 처리와 같은 기타 계통으로 구분 할 수 있다 [1-3]. 본 연구에서 사용된 실험 장비는 연료순환 계통에서 중수소와 삼중수소를 저장, 공급 하는 공정인 수소동위원소 저장 용기이다. 삼중수소의 저장 과정에서 삼중수소의 반감기는 12.5 년으로 베타붕괴 후 헬륨-3로 변환 된다. 저장재내에서 삼중수소가 붕괴하여 발생한 헬륨-3은 저장용기의 흡탈장 성능의 저하를 유발할 수 있다. 따라서 저장재 표면의 헬륨의 따른 성능 비교를 통해 헬륨-3의 영향 및 제거 방법에 대하여 논의하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험 장비

Fig.1은 수소동위원소 저장용기 공정의 모습이다. 수소동위원소 저장용기 공정은 베드 시스템, 진공 시스템, 제어 및 DAQ 시스템으로 구분 할 수 있다. 베드 시스템은 수소를 저장 하는 공간으로써 일차용기, 히터, 열차폐판 및 이차용기로 구성되어 있다. 일차용기에는 수소의 이동이 가능하도록 유입부, 유출부 그리고 상태를 나타내어줄 압력 및 온도 센서가 설치되어 있으며 가열을 위해서 220 V/3 kW 히터 두 개가 1차 용기에 설치되어 있다. 또한 열손실을 최소화하기 위하여 1차용기와 2차용기 사이에 열차폐판이 설치 되도록 설계 하였다. 안전을 위하여 2차용기의 설계 압력은 100℃에서 400 kPa, 1차용기는 500℃에서 500 kPa로 설계되었다. 또 수소 저장재에 따른 비교실험이 가능하도록 같은 조건의 베드가 두 개 제작 되어 각 각 ZrCo와 DU가 저장 되어 있다.
진공 시스템은 매니폴드와 고 진공 분위기를 만들기 위한 TMP 및 로터리 펌프로 구성되어 있다. 매니폴드와 펌프를 이용하여 베드를 고진공 상태로 유지 할 수 있도록 설계하였다. 제어 및 DAQ 시스템은 베드의 히터 원격 제어와 온도 및 압력 데이터를 수집, 저장하기 위한 Lapview 2010 프로그램 및 하드웨어, 응급 시 시스템의 수동 제어를 위한 패널로 구성 되어있다.

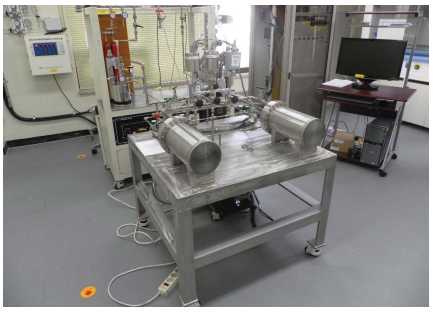


Fig. 1. Experimental apparatus.

2.2 실험 방법

Table 1은 실험 조건을 나타낸 것이다. 수소 저장재 표면의 He 상태에 따른 성능 변화를 확인하기 위해 먼저 베드 시스템의 1차 용기 즉 수소 저장 공간에 He을 투입 하였다. 일정한 시간이 지나 He이 저장재 표면에 충분히 흡착이 이루어졌을 때 진공 시스템을 이용하여 1차용기 안에 들어 있는 He을 뽑아내어 제거 한 후 핵융합 공정 시나리오에 맞추어 수소 2.8 mole($ZrCoH_{2.8}$)의 조건으로 흡, 탈장 실험을 진행한 후 기존의 전처리 과정으로 저장 물질을 500℃로 가열 하여 저장 물질의 표면의 이물질을 제거하는 Vacuum annealing 공정을 거친 후 다시 같은 조건인 수소 2.8 mole($ZrCoH_{2.8}$)의 조건으로 흡, 탈장 실험을 진행하여 Vacuum annealing 전, 후의 흡, 탈장 성능을 비교 하였다.

Table 1. Experimental conditions

Mode	Condition	
	Pressure(torr)	Heater
Helium gas input	163.6	No
Absorption	798.99 (25 ℃, ZrCoH2.8)	No
Desorption	798.99 (25 ℃, ZrCoH2.8)	270 ℃
Vacuum annealing	No	500 ℃

2.3 실험 결과

Fig. 2, Fig. 3 그리고 Table 2는 Vacuum annealing 전후의 흡장과 탈장을 비교한 결과이다. 수소 흡장의 경우 Vacuum annealing 처리 전에는 90% 흡장을 기준으로 하여 Recovery rate을 계산했을 때 1.256 Pa • m^3/s이고 90% 흡장까지의 소요시간은 209 초이지만 Vacuum annealing 처리 후에는 Recovery rate가 1.372 Pa • m^3/s에 90% 흡장 소요시간은 193 초인 것으로 분석 되었다. 또 수소 탈장의 경우 Vacuum annealing 처리 전에는 90% 탈장을 기준으로 하여 Delivery rate를 구하였을 때 0.125 Pa • m^3/s이고 90% 탈장까지의 소요 시간은 1916 초이지만 Vacuum annealing 처리 후에는 90% 탈장 Delivery rate가 0.127 Pa • m^3/s이고 소요시간은 1874 초인 결과를 얻을 수 있었다. Vacuum annealing을 전 후로 계산된 Delivery rate는 크게 차이가 나지는 않지만 흡장과 탈장의 결과를 종합하여 비교 하였을 때, Vacuum annealing 처리 후의 흡, 탈장 성능이 처리 전과 비교 하였을 때 성능이 향상되어지는 것을 알 수 있다.

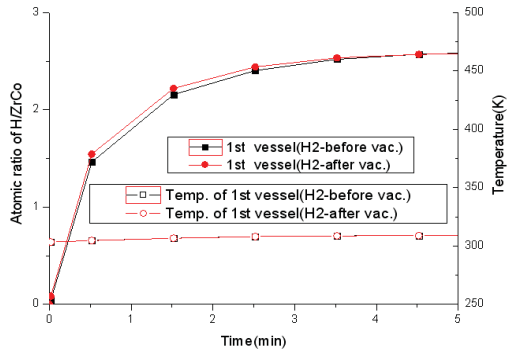


Fig. 2. Comparison of absorption results.

3. 결론

Vacuum anealing에 따른 수소저장용기의 흡, 탈장 성능을 비교 하여 보았다. 저장재의 이물질을 제거하는 Vacuum annealing을 수행 하여 저장재 표면에 흡착 되어 있는 헬륨이 제거되고 이로 인해 흡, 탈장 성능이 향상 되는 것을 확인 하였다. 이 결과는 향후 진행될 헬륨제거 및 흡, 탈장 운전 시나리오에 기여 될 것으로 기대된다.

Table 2. Experimental results

	90% Absorption		90% Desorption	
	Recovery rate (Pa·m3/sec)	Times (sec)	Delivery rate (Pa·m3/sec)	Time (sec)
Before Vacuum annealing	1.256	209	0.125	1916
After Vacuum annealing	1.372	193	0.127	1874

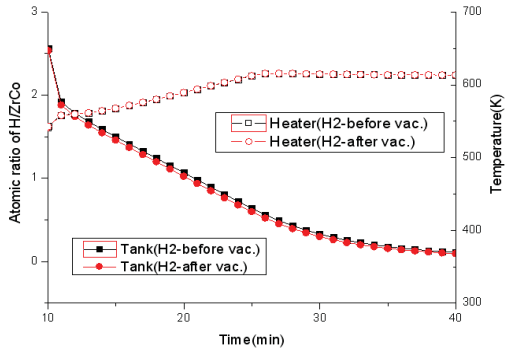


Fig. 3. Comparison of desorption results.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업 (NRF 2013-000137) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] Hongsuk Chung et al., “Storage and delivery of hydrogen isotopes”, Trans. of the Korean Hydrogen and New Energy Society(2011. 6), Vol. 22, No. 3, pp. 372~379

[2] M. Shim et al., "Hydriding/dehydriding characteristics on fast heat transfer response ZrCo bed for ITER", Fusion Engineering and Design, Vol. 84, 2009, p. 1763

[3] Dongyou Chung et al., "Preliminary heating test of hydrogen isotope storage beds", Applied Chemistry, Vol. 15, No.2, October 2011, pp. 129-132

파이로 핫셀시설 안전특성 분석

문성인*, 유길성, 정원명, 구정회, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*simoon21c@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로기술은 사용후핵연료를 고온용융염상에서 금속으로 전환하여 핵연료의 부피, 발열량 및 방사선의 세기를 감축하여 처분 경제성을 획기적으로 높이고, 회수된 핵연료물질을 고속로에 활용함으로써 사용후핵연료의 관리문제를 근본적으로 해결할 수 있는 핵비확산 기술로 알려져 있다. 한국원자력연구원은 공학규모 파이로시설의 예비개념설계[1]를 수행하였으며 파이로시설의 안전성을 향상시키기 위한 연구[2]를 수행하고 있다. 이를 위해 본 논문은 파이로 핫셀시설에 적용되는 안전특성을 분석하였다.

2. 파이로 핫셀시설 안전특성

2.1 격납

핫셀은 사용후핵연료 취급, 공정 방사성물질 전처리, 공정 중에 발생되는 off-gas와 부유되는 입자성 물질 및 공정 폐기물을 취급하는 공간으로 핫셀 내부의 오염물질이 외부로 확산되는 것을 방지하고 셀 내부의 분위기(공기 및 아르곤)를 유지하는 격납기능은 중요한 안전기능 중 하나이다. 격납은 크게 정적인 물리적 격납기능과 동적인 공기흐름에 의한 격납기능으로 분류할 수 있다. 물리적 격납기능은 콘크리트 구조물, 스테인레스 스틸 라이너 플레이트와 관통부 밀봉의 구조적 건전성에 의해 달성될 수 있다. 또한, 동적인 공기흐름에 따른 격납기능은 환기계통의 건전성에 의해 달성될 수 있으므로 환기설비의 파손, 소외전원상실 시에도 기능을 유지할 수 있도록 설계되어야 한다. 원자력발전소에서는 미국 규제지침서 1.45에 따라 원자로건물내로 방출되는 누설에 대해 1.0 gpm(3.785 L/min) 이하의 감지능력을 갖는 누설감지계통의 설치를 요구하고 있다.

2.2 차폐

파이로 핫셀시설은 사용후핵연료를 재처리하는 시설로서 알파선, 감마선 및 중성자선이 방출된다. 따라서 공정운전을 수행하는 작업자의 피폭을 달성 가능한 한 낮게 선량기준치 이내로 유지하기 위해서는 알파선, 감마선 및 중성자선을 차폐할 수 있는 재료를 선정하여야 한다. 알파선은 기밀을 유지하는 것이 중요하므로 핫셀 구조물 내부에 스테인레스 스틸 라이너 플레이트를 설치하고 핫셀 관통부 및 이송장치의 이음부는 용접 또는 밀봉재를 사용하여 완전히 밀봉되도록 하여야 하며, 핫셀 관통부는 콘크리트 구조물과 대등한 차폐능을 유지하도록 납 또는 스틸을 사용하여 보강하여야 한다. 또한 중성자 및 감마선은 물질을 투과하는 능력이 크기 때문에 두꺼운 콘크리트(또는 중량 콘크리트) 또는 납과 스틸을 사용하여 적절히 차폐되어야 한다. 차폐설계요건은 국내 원자력안전법, 규칙 및 고시에 제시되어 있으며 국제방사선방호위원회(ICRP)의 권고 및 미국 규제지침서를 준용하고 있다.

2.3 핵임계

파이로시설은 사용후연료 및 핵분열성 물질을 저장하고 취급하는 시설로, 사용후핵연료의 저장, 핵분열성 물질과 공정 생성물의 취급 및 저장 시 핵임계 사고가 발생할 가능성이 있다. 핵임계 사고는 발생 후 대처 방안이 여의치 않아 설계 단계에서 사고의 발생 가능성을 원천적으로 차단함으로써 핵임계 안전성을 확보하여야 한다. 핵임계 안전성을 확보하기 위한 방법은 핵분열성 물질의 양과 property 제한, 사용구역에 관리자 배치, 운전원 교육 및 훈련, 운영절차서 작성 및 준수 등의 관리적 방법과 핵임계의 발생을 방지하는 기기 및 용기의 구조와 배치 설계, 이중우발성의 원칙을 적용한 핵임계도 해석, 감속재 제한 등이 있다. 또한 사고시 영향을 완화하기 위해 핵임계 감시기 및 경보시스템을 설치하고 비상대응절차서를 작성함으로써 핵임계 안전성을 확보하여야 한다.

2.4 화재 및 폭발

핫셀내 화재 및 폭발시 핫셀 내부의 방사성물질

이 환경으로 유출될 수 있어 작업자 및 주변 주민에 방사선피폭을 초래할 수 있다. 핫셀 내부에서 발생할 수 있는 화재 및 폭발은 가연성 물질에 의한 화재, 가열로 과열에 의한 화재, 불활성 분위기 미 유지에 따른 금속연료 화재, 소듐화재, 분진폭발 등이 있다. 화재 및 폭발사고의 발생 가능성을 방지하고 발생 시 영향을 완화시키는 방법은 가연성, 연소성 및 폭발성 물질의 양 제한 및 관리, 불연성 및 난연성 재료의 사용, 적절한 화재방호계통(화재 감지, 경보 및 진압시스템)과 환기계통의 설계 등이 있다. 이 외에 핫셀 구조물과 스테인레스 스틸 라이너 플레이트는 핫셀 내부의 화재가 확산되는 것을 방지하고 방사성물질을 격납하는 기능을 수행한다.

2.5 방사성물질 이송 및 취급

방사성물질의 이송 및 취급 시 낙하 또는 전복에 따라 방사성물질이 외부로 방출될 수 있다. 따라서 방사성물질을 취급하는 크레인은 전원이 상실된 경우에도 방사성물질을 낙하시키지 않도록 single-failure proof 기능을 보유하고 있어야 하며, 인적오류를 방지하기 위한 교육/훈련, 취급 및 이송 절차에 따른 운영 등의 관리적 제어 방법과 크레인의 취급 높이를 제한하는 인터락 설계에 의한 방법 등을 활용해야 한다. 또한 사고발생시 사고의 확대를 완화하기 위해 방사성물질을 취급하는 이송터널, 저장구역 및 핫셀에는 환기설비가 설치되어 방사성물질을 제거하는 기능을 수행한다.

2.6 방사선 방호

방사선 방호는 방사성물질로부터 작업자, 대중 및 환경의 보호를 목적으로 한다. 방사선 방호는 크게 작업자 방호, 대중 및 환경방호로 분류할 수 있으며 작업자 방호는 방사성물질의 차폐, 격리 및 작업장 감시와 출입관리를 통해 달성할 수 있으며, 대중 및 환경보호는 오염관리, 모니터링 및 유출물관리를 통해 달성할 수 있다.

2.7 위해물질 방호

파이로시설에서는 취급하는 위해물질은 공정 셀의 아르곤 분위기 유지를 위한 아르곤 가스, 공정 중에 사용되는 화학물질인 염소, 카드뮴과 공정 중 발생하는 용융염이 있다. 아르곤 가스와 염소, 카드뮴의 누출 시 작업자의 질식사고 및 유독성으로 인한 중독·사망의 우려가 있고, 카드뮴은 가열시 용기가 폭발할 수 있으며 부식성/독성 흄을 발생할 수 있다. 유해물질에 의한 질식 및 중독·사망을 방지하기 위해서는 배관의 다중화 설계, 환기계통(누출된 아르곤 가스 및 염소 제거) 설비, 아르곤 및 염소 누출 감시기 및 경보시스템, 산소농도 측정기 및 염소가스 중화장치(염소가스 흡수·처리) 등의 안전설비가 설치되어야 한다.

2.8 압력유지

핫셀 내부의 방사성물질이 외부로 확산 또는 누출되는 것을 방지하기 위해 셀 내부는 주변지역에 비해 부압으로 설정되어야 한다. 또한 셀 내부의 압력은 정상 제어 시스템과 비상 배출 시스템을 통해 일정하게 유지되어야 한다. 정상 제어 시스템은 온도-압력 제어기와 배기계통 및 아르곤 공급계통으로 구성되며, 비상 배출 시스템은 비상 아르곤 공급계통과 안전감압시스템으로 구성된다. 특히 화재발생시 셀 내 필터의 막힘을 유발할 수 있으므로 안전감압시스템은 중요한 설비 중 하나이다.

2.9 기타 안전설비

기타 안전설비로는 비상전원공급, 유틸리티 및 제어설비로 구성된다.

3. 결론

본 논문에서는 파이로시설의 안전특성을 분석하고 안전설비 설계를 위한 기술적 자료를 확보하였다. 공학규모 파이로시설의 안전설비에 대한 설계지침을 도출하고 위해도 분석 및 사고평가를 위한 기초자료로 활용하여 향후 개발 예정인 공학규모 파이로시설의 안전성을 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

[1] Seong-In Moon et al.,"Preliminary conceptual study of engineering-scale pyroprocess demonstration facility," Nuclear Engineering and Design, 259, pp. 71-78, 2013

[2] 한국원자력연구원, "파이로 핫셀시설 안전시스템 설계요건분석," AFC-HE-RP- 003, 2013

최신 국제 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석 방안

고도영[1*], 이재용[1], 김형헌[2]
[1]한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
[2]한국전력기술(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 113
[*]kodoyoung@khnp.co.kr

1. 서론

최근 사용후핵연료 저장대의 고밀도화와 최적 노심설계로 임계 관점에서의 안전 여유도가 감소되고 있어 이를 대처하기 위해 미국 원자력규제위원회(U.S. NRC)는 DSS-ISG-2010-01[(1)]을 발표하여 핵연료저장대의 임계해석 규제지침을 변경하였다. 이 새로운 지침은 이전에 비해 보다 정확하고 추가적인 임계 계산을 요구하고 있으며, 기존의 공학적 판단에 의한 결과를 최소화 하였다. 그러나 아직 새로운 규제지침에 의해 국내 원전에 적용된 사례가 없어 현재 사용 중인 임계해석 절차와 방법, 사용 전산코드 검증방법 등을 전면적으로 재개발해야 한다. 따라서 본 논문에서는 이러한 새로운 규제지침인 DSS-ISG-2010-01에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석 현황 및 방안에 대해 고찰하기로 한다.

2. 신규 규제지침에 따른 임계해석

2.1 주요 지침

사용후핵연료 저장대의 주요 규제요건으로는 1998년 제정된 10 CFR 60.58이 있으며 이는 보론이 용해된 냉각수에서의 임계사고 요건을 명시하고 있다. 1998년 Kopp Memo[(2)]는 공학적 판단에 기초한 임계해석 규제지침으로 10년 넘게 미국뿐 아니라 국내에서도 널리 활용되어 왔다.

2007년 사용후핵연료 저장조 임계해석기록(analysis of record) 기대치 변화, 명목상 운영치의 수용불가, 해석적 불확도 문제, 그리고 핵분열생성물질 불확실성 등을 이유로 사용후핵연료 저장조 규제환경의 변화를 가져왔다. 이에 대한 결과로, NRC는 2010년 DSS-ISG-2010-01을 발표했고, 2012년 미국 NEI(Nuclear Energy Institute)는 NEI 12-16[(3)]을 통해 새로운 규제지침의 이행방안을 발표하였다.

2.2 국내 임계해석 현황

웨스팅하우스사(WEC)는 DSS-ISG-2010-01에 따른 임계해석에 있어서 가장 최신의 경험을 가진 기관으로서, Turkey Point, Prairie Island, Commanche Peak 원전을 대상으로 최근 NRC에 본질적으로 동일한 방법론을 사용하여 임계해석을 수립하였다. 국내에서는 NRC의 승인을 받은 (Turkey Point 원전) WEC의 경험을 활용하기 위해 임계해석 방법론과 바이어스(bias) 및 불확도(uncertainty)에 대한 결과를 받아 임계해석을 수행하는 방향으로 추진하고 있다.

2.3 임계해석 방법론

국내 사용후핵연료 저장조 임계해석을 위해 임계계산은 KENO V.a, 3-D Monte Carlo Code (SCALE6.1.2)를 사용 중이고, 연소계산은 NEWT/ORIGEN, 2-D Discrete Ordinates Codes (SCALE6.1.2)를 사용하고 있으며, 핵단면적 자료(cross section library)는 V7-238GROUP (ENDF/B-Ⅶ 238-group)을 적용하고 있다.

국내 원전의 사용후핵연료 저장조 임계해석에 대한 주요 가정은 다음과 같다.

- 최대 5.0wt% UO_2를 함유한 신연료집합체
- 정상상태시 보론이 없는 저장조 냉각수
- 가상사고시 보론 냉각수 2150 ppm
- B-10 면적밀도의 75%, 0.0200 g B-10/㎠
- 냉각수로 채워진 저장조내 셀간 무한 배열
- 모든 반사체 경계조건은 핵연료집합체 축방향 냉각수와 콘크리트 미고려
- 연료집합체 구조 물질 무시(클래딩 재료 제외)
- 연소독물질봉 및 축방향 피복(axial blanket) 미고려
- 붕괴시간 미가정
- ISG 8(Rev.3)가 권고한 28개 원소(12개 악티나이드계열 핵종, 16개 핵분열 생성물 핵종) 고려

WEC으로부터 입수해야 할 주요자료는 SCALE 코드를 사용하기 위한 바이어스와 불확도이며, 임계해석과 관련된 이슈로는 축방향 연소도(axial

burnup profile), 가연성 독물질 효과(burnable poison effect), 악티나이드와 핵분열 생성물(actinides and fission products), 축방향 피복효과(effect of axial blanket), 냉각시간 효과(effect of cooling times) 등이 있다.

APR1400 사용후핵연료 저장조 특성을 고려하여 추가적으로 수행해야 할 임계해석은 신연료 및 사용후핵연료 집합체를 위한 무한 배열, 손상된 핵연료집합체가 있는 사용후핵연료 저장조, 그리고 저장랙간 다른 간극을 고려한 저장조 임계해석(0, 12, 24, 36, 48(postulated), 60(normal) mm)이 있다. Fig. 1은 사용후핵연료 저장조 임계해석 개념을 나타내었다.



Fig. 1. Criticality calculations for spent fuel pool.

2.4 임계해석 결과

Table 1은 U^{235} 농축도에 따른 최소 연소도를 나타낸 것으로 최대 핵연료집합체 반응도를 가진 사용후핵연료 저장조의 K_{eff} 〈 0.95 인 경우로, 우측(Min. burnup for SKN34)은 기존 사용후핵연료 저장조 규제지침에 따른 신고리 3,4호기 연소도 계산결과를 나타낸 것이며, 좌측(Min. burn-up)은 신규 규제지침에 의한 연소도를 나타낸 것이다. Table 1에서 보는 바와 같이, 기존 규제지침에 의한 임계 해석결과보다 신규 지침에 의한 해석결과가 더 보수적임을 알 수 있다. Fig. 2는 Table 1의 NRC의 새로운 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 Loading Curve를 보이고 있다.

3. 결론

새로운 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석은 기존 해석방법에 의한 결과보다 보수적임을 알 수 있었다. 현재 사용 중인 컴퓨터코드 검증, 경험있는 WEC의 해석방법론과 바이어스 및 불확도 자료 등을 활용하여 좀 더 보수적이고 공학적 판단이 감소된 명확한 임계해석으로 최신 국제 규제지침에 따른 사용후핵연료 저장조 임계해석에 대비할 필요가 있다고 판단된다.

Table 1. New acceptable burnup and SKN 3,4 burnup (Region Ⅱ)

U-235 Feed Enrichment (wt%)	Min. Burnup (GWD/MTU)	Min. Burnup for SKN34 (GWD/MTU)
1.5	Fresh	Fresh
1.8	Fresh	Fresh
2.0	4.53	3.5
2.5	12.68	11.4
3.0	20.00	18.3
3.5	26.79	24.4
4.0	33.39	30.6
4.5	40.10	37.9
5.0	47.26	44.4

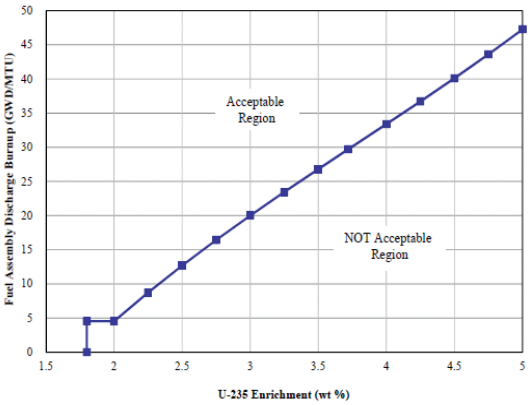


Fig. 2. Loading curve of spent fuel pool based on new NRC guide.

4. 참고문헌

[1] U.S. NRC, "Final Division of Safety Interim Staff Guidance DSS-ISG-2010-01 Revision 0: Staff Guidance Regarding the Nuclear Criticality Safety Analysis for Spent Fuel Pools," September 2001

[2] Memorandum to T.Collins from L.Kopp, "Guidance on the Regulatory Requirements for Criticality Analysis of Fuel Storage at Light-Water Reactor Power Plants," August, 1988

[3] NEI, "Guidance for Performing Criticality Analysis of Fuel Storage at Light-Water Reactor Power Plants," Pre-submittal draft, January 2013, NEI 12-16

ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 저온흡착분리(II)

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 대덕대로 989번길 111
[*]kmsong@khnp.co.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER, International Thermo-nuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로 중수소와 삼중수소를 사용하며, 이를 위해 삼중수소 저장공급시스템(SDS, Storage and Delivery System)이 설치된다. 하지만, 계통내 삼중수소가 붕괴되면서 생성된 헬륨-3는 핵융합연료의 순도에 영향을 줄 수도 있으며 블랭킷효과로 삼중수소 흡탈장 성능을 낮출 수도 있다. 따라서 헬륨-3를 주기적으로 회수할 필요가 있다. 삼중수소와 헬륨-3를 분리하는 방법으로 게터법, 분리막법, 저온흡착법 등이 제안되고 있다. 이 중에서 저온흡착법은 삼중수소 증식공정에서 운반기체인 헬륨과의 분리를 목적으로 적용된 사례가 있으며, 흡착재로 분자체 5A나 13X 등이 사용된 바 있다[1, 2]. 본 논문에서는 이전 SDS의 헬륨-3 회수공정을 위해 수행한 기초실험을 바탕으로 흡착재 전처리 공정을 추가한 저온흡착실험을 수행하고 그 결과를 소개하고자 한다[3].

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

저온흡착 실험장치 흐름도는 Fig. 1과 같다. 실험에 사용된 흡착재는 분자체 5A와 제올라이트, 활성탄, 바솔라이트 Z1200으로, Fig. 1의 저온흡착부 반응기에 장착된다. 저온흡착부는 액체질소조에 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. GC를 이용하여 10 분 간격으로 시료를 채취하여 흡착 진행상태를 확인하였다.

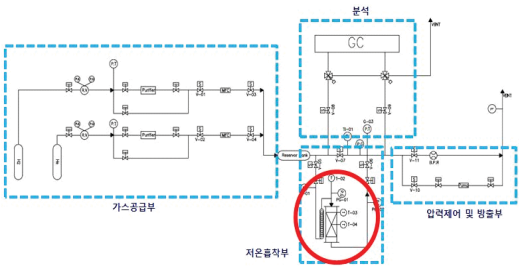


Fig. 1. Conceptual flow diagram of cryogenic adsorption apparatus.

2.2 전처리조건

기초실험을 통해 얻은 실험결과[3]는 재현성 확인실험에서 실험데이터의 신뢰성이 떨어짐을 확인하였다. 즉, 초기 흡착재의 상태가 흡착성능에 많은 영향을 미친다는 것이다. 따라서 흡착재를 사용하기 전 불순물이 없는 동일한 조건을 유지하기 위하여 전처리가 필요하다. 반복실험 시에도 마찬가지 이다. 전처리는 여러 번의 시행착오를 거쳐 흡착재 온도를 145℃로 유지하면서 질소기체를 2,000 cc/min로 퍼지하는 방식을 선택하였다. 이때 흡착재에서 탈기되는 성분을 GC로 측정하여 불순물 잔존여부를 확인하는 것이 중요하다. 마지막으로 질소기체 퍼지 후 진공배기를 하여 전처리를 마쳤다. Fig. 2는 질소퍼지 중 배기되는 불순물을 GC를 이용하여 10 분 간격으로 분석한 결과이다. 흡착재 상태에 따라 다르겠지만 대략 약 20 분 이후에는 불순물이 현저히 떨어지는 것을 볼 수 있다. 모든 흡착재는 동일한 방법으로 전처리를 하였으며 이를 통해 흡착재의 초기 조건을 일정하게 유지하였다.

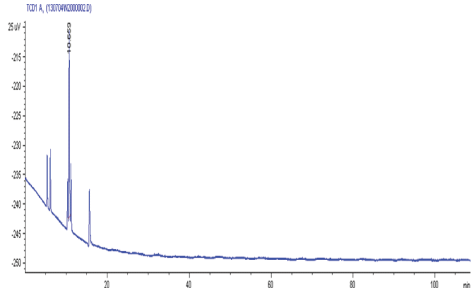
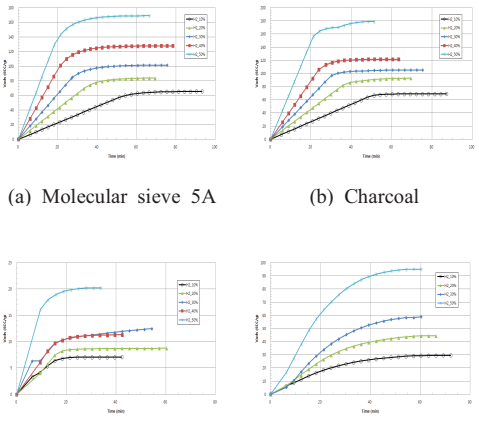


Fig. 2. GC chromatogram of impurities during the activation of adsorbents.

2.3 결과 및 고찰

Fig. 3은 흡착재별 시간에 따른 수소의 흡착동특성을 나타낸 실험결과이다. 실험조건은 수소조성 10~50%(흡착재별로 약간의 차이가 있음) 범위에 유량은 1,000 ㎖/min이고 모두 액체질소온도에서 수행한 실험결과이다. 흡착재양은 약 100 g 정도였다. 수소 누적흡장량은 분자체 5A가 상대적으로 우수한 것을 알 수 있다. 나노세공체는 수소흡장능력과는 다르게 액체질소 온도에서의 흡장능력은 분자체 5A에 비해 낮은 것으로 나타났다.



(a) Molecular sieve 5A (b) Charcoal

(c) Zeolite (d) Basolite (Z1200)

Fig. 3. Adsorption amount of hydrogen as a function of the feed concentration.

Table 2는 농도변화에 따른 흡착량을 측정하여 흡착재별로 Langmuir 인자를 구한 것이다. V_m은 흡착재 단위질량당 수소의 이론적 최대흡착량을 의미한다. 여기서는 분자체 5A와 활성탄이 상대적으로 큰 흡착용량을 가지고 있다. B는 흡탈장속도비와 연관된다. B 값이 작을수록 상대적 흡착속도가 크다. 제올라이트는 흡착속도가 상대적으로 작을뿐만 아니라 흡착용량이 작은 편이다. 현재 실험결과로 볼 때, 헬륨-3에서 삼중수소를 제거하는데 분자체 5A와 활성탄을 적용하면 무난한 것으로 판단된다.

Table 2. Langmuir parameter of adsorbents

	V_m [cc/g]	B [atm^{-1}]	Remark
MS5A	303.03	1.91	
Zelolite	67.57	308.33	
Charcoal	294.12	18.38	

3. 결론 및 향후계획

전처리 과정을 거친 흡착재를 대상으로 저온흡착 실험을 수행하였으며 흡착재의 Langmuir 인자를 구했다. 흡착재 전처리를 통해 흡착재내 불순물 제거가 필요하며, 불순물로는 수분이 주성분으로 판단된다. 흡착성능은 불순물 제거량 만큼 상승하는 것으로 보이며, 헬륨 회수성능은 분자체 5A와 활성탄이 우수한 것으로 보인다. 향후 유속 또는 흡착탑 높이를 변화시키면서 저온흡착실험을 계속 수행할 예정이다. 이를 통해 물질전달계수를 획득하고 최소 체류시간 등의 요건을 개발하여 ITER SDS 적용시 흡착탑 설계에 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 미래창조과학부와 산업통상자원부의 국제핵융합실험로 공동개발사업(NRF 2013-000137) 및 국가핵융합연구소의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] R. Scott Willms, et al., *Fus. Eng. Des.*, 28, pp. 386-391 (1995)

[2] X. Qian, et al., *Fus. Eng. Des.*, 87, pp. 359-362 (2012)

[3] 송규민, "ITER 삼중수소 저장공급시스템 헬륨-3 회수공정개발을 위한 저온흡착분리", 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회, 경북대 (2013)

울진원전 주변 해양확산평가 모델링 검토

양양희*, 이갑복, 손욱
한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70
*yhyang@khnp.co.kr

1. 서론

원자력안전위원회 고시 2012-4호 “원자력 이용시설 방사선환경영향평가서 작성 등에 관한 규정”에 신규원전 건설 및 운영허가를 위해서는 방사선환경영향 평가 시 해양으로 유입되는 방사성물질에 대해 해양확산을 평가하도록 제시하고 있다. 일반적으로 원전에서 액체 방사성유출물에 의한 선량이 작고 해황변화가 크게 변하지 않는다는 가정 하에 해양확산인자가 결정되면 그 값을 계속 적용해오고 있다. 한울원전에서 적용중인 해양희석인자는 ‘90년대 중반 미국 규제지침에 제시된 가우시안 모델에 따라 계산된 값으로, 한울원전 주변 해양조건에 적합한 지 검토할 필요가 있다. 본 연구에서는 한울원전 주변해역의 액체 방사성유출에 대한 해양확산인자의 유효성을 분석하기 위해 모델링 수행방안에 대해 검토한 내용을 기술하였다.

2. 본론

2.1 모델링 체계

한울원전 가동에 따른 해양확산 평가를 위하여 동해전체를 포함하는 광역 모델, 동해 중간역 모델 및 원전 인근의 협역 모델을 구축하여 수행한다. 동해전체를 포함하는 광역모델은 중간역 모델의 초기자료 및 경계자료 추출을 위해 수행되며, 중간역 모델에서는 부지반경 10~80 ㎞ 영역에 대한 해양확산 평가를 실시한다. 협역 모델은 중간역 모델의 방류경계조건 설정 및 부지반경 8 ㎞ 이내의 해양확산 평가하기 위해 수행한다.

동해 중간역 수치모델로는 부지 반경 10~80 ㎞ 영역에 대하여 해양확산 평가를 실시하고, 협역수치모델로는 0.5~8.0 ㎞ 영역에 대하여 해양확산 평가를 실시한다. 동해광역 모델과, 중간역 모델은 RIAMOM(Research Institute for Applied Mechanics Ocean Model) 모델을 사용하며, 협역 수치모델은 EFDC(Environmental Fluid Dynamics Code) 모델을 사용한다.

RIAMOM 모델은 일본 큐슈대에서 개발한 3차원 해양확산 수치모델이다. EFDC 모델은 미국 VIMS(Virginia Institute of Marine Science)에서 개발한 3차원 해수순환 및 해양확산 평가 모델이다. RIAMOM은 광역 해수순환을 모의하기에 적합한 수치모델이다. EFDC 모델은 연안, 하구 등 좁은 지역에서 유동 및 물질수송을 모의할 수 있는 3차원 수치모델링 시스템이다. 해양확산 모델링 체계를 Fig. 1에 제시하였다.



Fig. 1. Dispersion Modeling System.

2.2 모델 영역 및 격자망

광역 해수순환 모델의 격자해상도는 경도방향으로 117°E에서 142.0°E이며, 위도방향으로 24°N에서 47°N까지 이다. 격자해상도는 1/12°(약 9 ㎞×9 ㎞)이며, 수직으로 38개의 z-좌표계를 적용한다.

해양확산 평가를 위한 수치모델의 계산영역은 부지를 중심으로 반경 80 ㎞ 범위를 포함하도록 경도 방향으로 128.5°E에서 130.5°E, 위도 방향으로 36.1°N에서 38.1°N까지를 대상으로 한다. 수평방향으로는 1/36°(약 2.7×2.7 ㎞) 크기의 정방격자(Recti-linear uniform grids)로 구성한다. 수직적으로는 38개의 z-좌표계를 적용한다.

각 모델별 격자수심은 국립해양조사원의 수치해도자료와 ETOPO5 자료를 활용하며, 모델에 입력

된 수심분포는 Fig. 2에 각각 제시하였다.

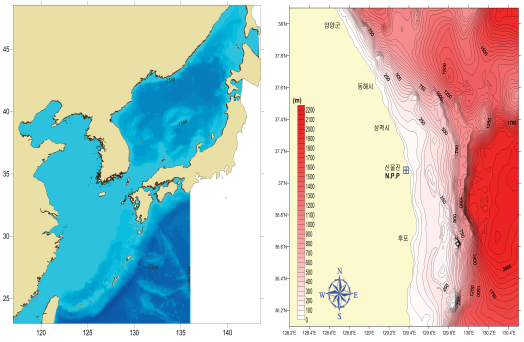


Fig. 2. Depth Distribution (L; wide, R; intermediate).

2.3 모델 초기조건

광역모델의 초기조건은 인공위성 자료와의 자료동화 기법을 적용하여 2004년 이후부터 운영되어 온 전구 규모의 수치모델 결과로부터 초기조건을 설정한다. 초기조건은 전구모델자료에서 광역모델의 영역에 해당하는 수온, 염분, 해수위 등의 자료를 초기조건으로 부여한다. 중간역 모델은 광역모델 결과로부터, 협역모델은 중간역 모델결과로부터 초기조건을 추출하여 적용한다.

모델 초기조건의 설정 방법으로는 관측값에 근거하여 설정하는 방법과 초기값을 일정한 값으로 부여한 후 장기간의 모델수행을 통하여 안정화된 공간분포를 모델로부터 얻어 입력하는 방법이 있다. 전자의 경우 동해 전체를 포함하는 영역에 대한 관측자료를 획득하는 것은 거의 불가능하며, 본 평가에서는 후자의 방법을 통하여 초기조건을 부여할 예정이다. 각 모델별 초기조건 중 유속, 수온 및 염분에 대한 초기조건을 Fig. 3, 4에 각각 제시하였다.

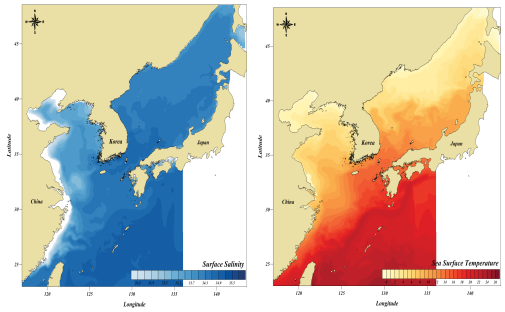


Fig. 3. Wide Conditions (L; salt, R; temperature).

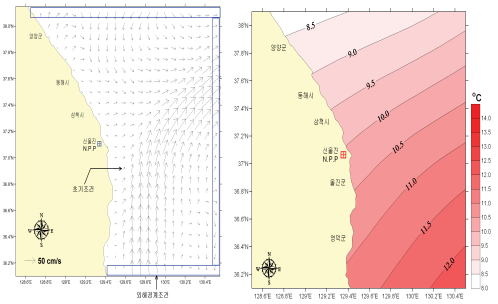


Fig. 4. Intermediate Conditions (L; flow, R; temperature).

3. 결론 및 향후 계획

한울원전 주변의 해양확산평가를 수행하기 위해 모델 수행체계, 모델영역 및 격자망, 모델 초기조건 등에 대해 살펴보았다. 이와 같은 모델링 수행방안을 근거로 해양확산평가를 실시하여 해양확산특성을 분석하고, IAEA 및 US NRC 해양확산인자 계산 및 TGPS 해양확산실험 결과에 대한 상호 비교를 통해 한울원전 주변 해양확산인자에 대해 유효성을 검토할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 한전전력연구원, “원전 액체 방사성 유출물 해양확산 평가기술 개발 최종보고서”, 산업자원부, R-2004-A-064, 2006

[2] 이갑복, 양양희, 손욱, “ 월성원전 주변 해역의 해양확산 특성 연구”, 한국방사성폐기물학회 춘계, 2005

대용량 해수 중 방사성 Sr 신속 분석을 위한 전처리 방법 개발

김현철*, 정근호, 박효국, 임종명, 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. 특히 이번 후쿠시마 원자력발전소 사고에서 볼 수 있듯이, Sr-90과 같은 방사능 핵종은 해양으로 유출될 수 있다. 따라서 해수 중 핵종별 방사능을 신속하게 분석해야 방사능 오염 물로부터 국민의 안전을 지킬 수 있다. 해수 중 Sr의 농도가 매우 낮기 때문에 해수 중 Sr-90을 분석하기 위해서는 수십L의 해수 시료가 필요하다. Sr-90 분석을 위한 시료전처리-분리-정제-분석 과정에서, 대용량의 해수 전처리 과정이 차지하는 시간 비중이 큰 이유이다. 사고시 신속 대응을 위해서는 각 단계별 시간을 최소화해야 한다. 본 실험에서는 대용량 해수 전처리 기술에 초점을 맞추었다.

해수 중 Sr 분석을 위한 일반적인 전처리 방법은 CO_3^{2-}을 이용한 침전법이다. 50 L 해수의 경우, 농축 결과 약 20 L 부피의 침전물 및 해수의 혼합물을 얻을 수 있다. 침전법을 이용하면 부피를 약 40%로 줄일 수 있고, 하루의 시간이 소요된다.

본 연구에서는 분석자의 노동력을 줄이고, 더 높은 농축율을 보이는 대용량 해수 전처리 방법을 개발하였다. 양이온 교환 수지를 이용한 컬럼크로마토그래피법을 기반으로 자동화 시스템을 구현하였다. 해수 중 Sr 농축을 위한 양이온 교환 수지의 용량을 평가하였고, 해수 1L와 10L 중 99%의 Sr을 회수하기 위한 절차를 개발하였다.

2. 재료 및 방법

대용량 해수 전처리 장치는 본 연구실에서 개발한 MARS와 같이 컨트롤모듈, 펌프모듈, 밸브모듈, 컬럼모듈로 구성되어 있다. MARS가 소용량(~50 ml) 시료의 정제 과정에 적합한 반면, 대용량 해수 전처리 장치는 현재 10 L 부피의 시료까지 처리 가능하다. 최대유량 30 ml/min을 구현할 수 있고, 4개의 시료를 동시에 처리할 수 있도록 4개의 컬럼을 설치할 수 있다. 양이온교환 수지를 충진할 컬럼은 아크릴 재질로 만들었고, 충진하려는 양이온 교환 수지의 양에 따라 컬럼을 선택할 수 있다 (Table 1).

Table 1. column dimension

	지름 x 길이 (mm)	최대 충진 가능한 resin (g)
컬럼 1000	55 x 500	1000
컬럼 140	30 x 250	140

MARS에 비해 대용량 해수 전처리 장치는 대용량 샘플 처리에 적합하도록 최대 40 ml/min의 유량이 구현 가능한 펌프와 튜브로 구성되어 있다. Fig. 1은 대용량 해수 전처리 장치의 실제 사진이다.



Fig. 1. Experimental set-up for pre-concentration of 10L seawater (with column 1000).

본 연구에서 사용한 양이온 교환 수지는 Dowex AG50Wx8-100으로, 술폰기에 H^+이 흡착되어 있는 형태이다. H^+ form의 양이온 교환 수지를 Na^+ form으로 최적화한 뒤에 사용하였다. 양이온 교환 수지와 해수 중 Sr2+사이에 일어나는 기작은 다음과 같다.

$$R\text{-}SO_3^-\cdots Na^+ + Sr^{2} \rightarrow R\text{-}SO_3^-\cdots Sr + Na^+ \quad (1)$$

해수 중 포함된 K+, Mg^{2+}, Ca^{2+}보다 Sr^{2+}의 술폰기에 대한 친화도가 크기 때문에 (식 ②), 양이온 교환 수지를 이용해 해수 중 Sr2+을 농축할 수 있다.

$$H^{+}<Na^{+}<Mg^{2+}<Ca^{2+}<Sr^{2+}<Pb^{2+} \quad (2)$$

Sr^{2+}에 대한 양이온 교환 수지의 교환 용량과 용출 곡선을 결정하기 위해, stable Sr^{2+}이나 Sr-85를 사용하였다.

3. 결과

해수 중 Sr^{2+}을 농축하기 위해, Sr^{2+}에 대한 양이온 교환 수지의 교환용량을 결정해야 한다. 양이온 교환 수지 70 g, 100 g을 컬럼에 충진하였다. 해수 50 ml씩 양이온 교환 수지에 통과시킨 뒤, ICP-OES로 stable Sr^{2+}의 농도를 평가하였다 (Fig. 2).

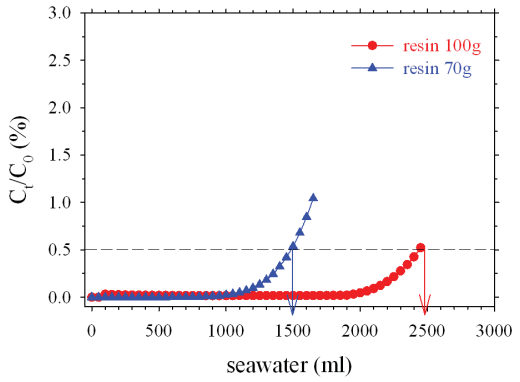


Fig. 2. capacity of cation resin for Sr2+ (C0: initial Sr2 (mg). Ct: Sr(mg) at each volume of seawater).

양이온 교환 수지 100 g은 2.5 L 해수 중 99.5%의 Sr^{2+}을, 70 g의 경우 1.5 L 해수 중 99.5%의 Sr^{2+}을 흡착할 수 있다. 결과적으로 양이온 교환 수지 g당 약 22 ml의 해수 중 99.5%의 Sr^{2+}을 흡착할 수 있다.

양이온 교환 수지에 흡착된 Sr^{2+}을 용출하기 위해서는 Sr^{2+}보다 양이온 교환 수지에 대한 친화도가 낮지만, 높은 농도의 Na^{+}와 흡착된 Sr^{2+}의 교환 반응을 이용할 수 있다. 5 M NaCl을 이용해 양이온 교환 수지에 흡착된 Sr^{2+}을 용출하였다. 양이온 교환 수지에 흡착된 Sr^{2+}을 용출하기 위해 필요한 5 M NaCl의 부피는 처음 해수 부피의 약 20%이다. 양이온 교환 수지를 이용해 해수 시료의 부피를 20%까지 농축할 수 있다. 이를 해수 10 L에 적용하였다. 양이온 교환 수지를 500 g을 컬럼에 충진한 뒤, 해수 10 L를 30 ml/min의 유량으로 흘려보냈다. 5 M NaCl을 200 ml씩 흘려보낸 후, 용출액 중 Sr-85를 측정하였다. 그림 3을 보면, 10 L의 해수 시료를 약 20%까지 농축하였다 (Fig 3).

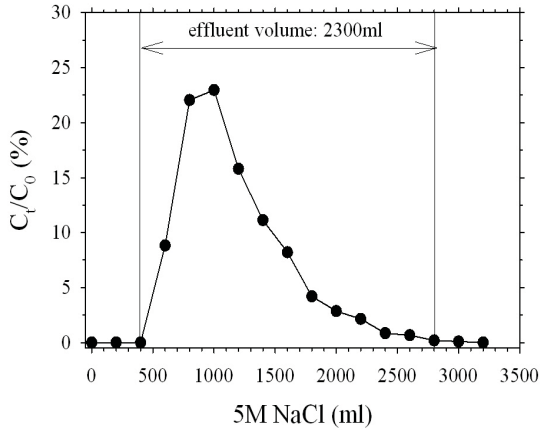


Fig. 3. Elution profile (seawater 10L / 500g of cation resin, C0: spiked Sr-85, Ct: calculated Sr-85).

본 연구에서 사용한 대용량 해수 전처리 장치를 사용하면, 10 L 해수 시료 4개를 30 ml/min의 유량으로 처리하면, 약 7시간 뒤에 20% 농축된 시료를 얻을 수 있다. 본 기술은 기존의 침전법보다 전처리 시간과 농축율을 2배 이상 향상시켰다.

4. 참고문헌

[1] 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

NaI(Tl) 검출기의 G-factor를 이용한 감마핵종의 방사능분석에 대한 적용성 평가

지영용*, 정근호, 이완로, 최상도, 강문자, 최근식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*yyji@kaeri.re.kr

1. 서론

NaI(Tl) 섬광감마검출기로 측정한 에너지 스펙트럼으로부터 선량률을 계산하는 방법은 인공 감마핵종의 기여를 직접 확인하고 평가할 수 있다는 장점 때문에 환경방사선감시기에 도입되어 널리 활용되고 있는 방법이다. 그러나 위 방법으로 계산되는 값은 일반 환경중 자연 또는 인공 핵종이 포함된 상황에서의 총 선량률을 의미하며 개별 핵종에 대한 정보를 얻기는 어려운 실정이다.

특히, 방사성물질의 측정이나 방사선사고 등으로 다수의 인공 감마 핵종이 존재하는 경우, 개별 핵종의 선량률은 그 핵종의 방사능과 직결하기 때문에, 측정 스펙트럼으로부터 개별 핵종들에 대한 선량률을 직접 계산하는 것은 일상적인 방사선감시뿐만 아니라 방사선사고시의 초기 대응에 아주 유용한 정보를 제공할 수 있다.

뿐만 아니라, 임의의 물질에 대한 선량률로부터 방사능을 추론하는 가장 간단하고 빠른 방법인 DTC(Dose-to-Curie) 변환 방법에 위의 개별 핵종의 방사능을 적용할 경우, 기존 DTC 방법이 가지고 있었던 오차항들을 크게 줄일 수 있어, 간단히 대상 물질 내 감마핵종들에 대한 방사능의 합리적인 추정을 가능하게 한다.

본 연구에서는 NaI(Tl) 검출기의 G-factor[1, 2]를 이용하여 선량률 분광분석을 구현하고 이로부터 측정된 개별 감마핵종의 선량률을 계산함으로써, 기존 DTC 변환 방법이 가지고 있던 많은 사용상의 제한과 가정들을 해결하고자 하였다.

2. 본론

2.1 G-factor를 이용한 선량률 분광분석법

일반적으로 측정된 스펙트럼과 선량률과의 관계는 해당 검출시스템의 선량률 변환인자인 G-factor를 이용하여 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\dot{X} = \int_{E_0}^{E_1} n(E)G(E)dE \qquad (1)$$

여기서, n(E)는 펄스 파고 스펙트럼에서 단위 에너지별 계수율, E_0 및 E_1은 펄스파고 스펙트럼에서 최소 및 최대 에너지 그리고 G(E)는 선량률 변환인자인 G-factor(uR/h/cps)로써 검출기의 반응함수와 관련된다.

따라서 해당 검출기에 대하여 사전에 구한 G-factor 값을 검출기로부터 측정된 에너지별 계수율에 곱함으로써 Fig. 1과 같이, 검출기로부터의 출력값이 바로 선량률로 표현되도록 구현한 것이 선량률 분광분석법이 된다.

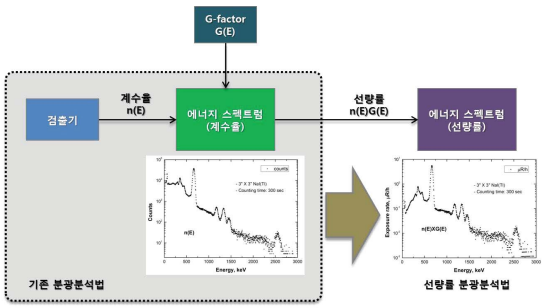


Fig. 1. Dose-rate spectroscopy using G-factor.

선량률 분광분석의 에너지스펙트럼에서 피크를 찾아 순 피크면적을 계산하고 측정된 감마선 에너지를 결정한다. 여기서 순 피크면적은 감마선과 검출기 물질과의 상호작용 중, 광전흡수에 기인한 선량률을 의미하며, 이에 대한 수학적인 표현은 아래와 같다.

$$\int_{E_n}^{E_m} n'(E)G(E)dE = \int_{E_n}^{E_m} X'(E)dE \qquad (2)$$

여기서, n'(E)G(E) 및 X'(E)는 선량률 스펙트럼에서 순 피크 영역에 해당하는 선량률 값을 의미한다.

이렇게 계산된 순 피크면적, 즉, 광전피크 선량

률로부터 감마선과 검출기 물질과의 모든 상호작용을 포함하는 측정된 감마선 에너지 피크에 대한 총 선량률을 구하기 위해서는 “peak-to-total 비”라는 개념을 선량률 스펙트럼에 도입하여 구할 수 있다. Fig. 2에 3“ϕX3” NaI(Tl) 검출기에 대한 peak-to-total 비를 나타내었으며, P(E)와 DP(E)는 기존 계수율에 대한 분광분석법에서의 그리고 선량률 분광분석법에서의 peak-to-total 비를 각각 의미한다.

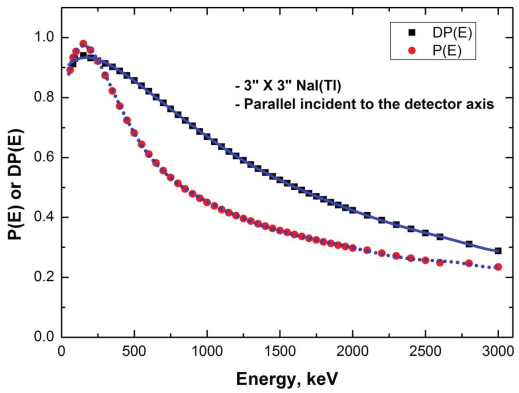


Fig. 2. Peak-to-total ratios for 3“ϕX3” NaI(Tl) detector.

2.2 DTC 변환 방법

DTC 변환 방법[3]은 선량률 측정의 기하학적 배열과 대상 물질 내 감마핵종들의 구성 및 공간적인 분포 등의 주어진 조건하에서 측정된 선량률은 감마핵종들의 방사능에 비례한다는 사실에 기초하고 있으며, 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$A = \frac{\dot{X}}{\Sigma d_i f_i} \tag{3}$$

$$A_i = A f_i \tag{4}$$

여기서, A(mCi) 및 X(mR/h)는 물질 내 감마핵종들에 대한 총 방사능 및 총 선량률, A_i(mCi)는 개별 감마핵종에 대한 방사능, f_i는 물질 내 존재하는 감마핵종들의 상대적 존재비 그리고 d_i는 각 핵종들에 대한 단위 방사능당 선량률(mR/h/mCi)로써 Monte Carlo 시뮬레이션 등의 이론적인 계산과정을 통해 얻어진다.

기존 DTC 방법이 가지고 있었던 가장 큰 문제점은 f_i의 합리적인 측정 여부이며, 이를 위해 대표시료 채취를 통한 분석 또는 폐기물의 이력조사 등을 통한 유추로부터 f_i를 계산하기 때문에 사용상의 제한과 여러 가정들을 내포하고 있었다.

그러나 선량률 분광분석법으로부터 개별 핵종의 선량률을 직접 계산할 수 있다면, 식 (3)과 (4)는 아래 식 (5)와 같이 간단히 나타낼 수 있기 때문에, f_i 인자 없이 간단히 방사능을 계산해 낼 수 있다. 이는 기존 DTC 방법이 가지고 있었던 큰 오차항 하나를 제거할 수 있으므로 더욱더 향상된 결과를 가질 것으로 예상된다.

$$A_i = \frac{\dot{X}_i}{d_i} \tag{5}$$

여기서, X_i는 개별 감마핵종의 선량률을 의미한다.

3. 결론

이상과 같이 해당 검출기의 G-factor를 이용하여 선량률 분광분석법을 구현하고, 이로부터 측정된 개별 감마핵종의 선량률을 peak-to-total 비를 이용하여 계산할 수 있었다. 그리고 이를 기존의 DTC 변환 방법에 적용할 경우, 그 사용이 제한되어 왔던 기존 방법에 대한 측정 오차를 크게 줄일 수 있을 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

[1] J.S. Jun et al., “Calculation of spectru to dose conversion factors for a NaI(Tl) scintillation detector using the response matrix”, J. of the Korean Physical Society, vol. 28, no. 6, pp. 716-726, 1995

[2] 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, pp. 503-509, 2011

[3] IAEA, “Strategy and methodology for radioactive waste characterization”, TECDOC-1537, 2007

원전해체 전 단계 과도기(Transition)에서의 안전성 관련 활동에 대한 고찰

한재문*, 임현태, 조정태
현대건설(주), 경기도 용인시 기흥구 마북동 102-4
*jmhan@hdec.co.kr

1. 서론

국내·외에서는 원자력의 지속적 이용을 위해 안전성, 경제성 및 친환경성에 초점을 맞추어 원자력시설 해체 기술을 개발하고 있다. 현재 국내 가동 원전 중 고리 1호기, 월성 1호기는 곧 영구정지 시점이 도래할 것으로 예상되며 계속 운전 적용 및 동시 해체 여부를 고려해도 이르면 2020년부터 해체에 착수해야 한다. 이를 대비하여 원전 해체 기술 및 관련 규제 기술 확보를 위한 출구전략을 모색해야 할 때이다. 일반적으로 해체 단계는 해체 전 단계, 해체 단계, 해체 완료 후 단계로 구분되며, 최근에는 원자력시설이 영구정지되는 시점부터 해체 활동이 본격적으로 시작되기 전까지의 기간인 과도기(Transition)가 해체 전 단계에 포함되고 있다. 안전성 관점에서 볼 때, 이 과도기 기간이 원전해체의 중요한 단계라 볼 수 있다. 본 논문에서는 과도기 기간 중 안전성과 관련된 활동 및 고려사항에 대해서 조사하였다.

2. 본론

2.1 원전해체 전 단계 과도기

과도기(Transition)는 원전의 영구정지와 해체 시작 사이의 기간으로 Fig. 1과 같이 원전 운영에서 해체로의 전환과정을 의미한다.

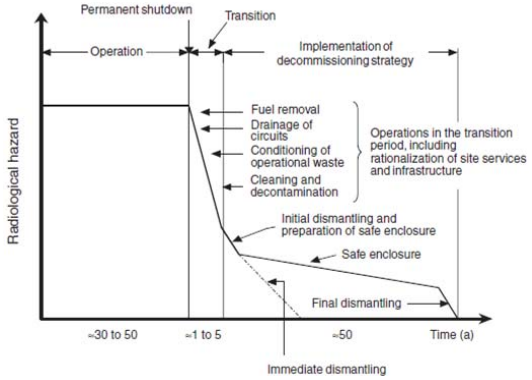


Fig. 1. Transitional decommissioning operations and typical durations.

과도기 기간 중 모든 활동은 Fig. 2와 같이 방사성 위해도(radioactive hazards)를 감소시켜 안전한 상태로 유지하면서 본격적인 해체 활동을 준비하는 것이 주요 목적이 된다.

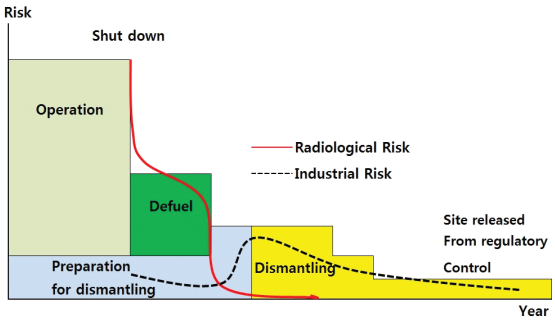


Fig. 2. Risks during decommissioning.

이후 해체 단계에서는 다음 사항을 고려하여 체계적인 방법으로 위해도를 감소시키기 위한 일정이 수립되어야 한다.

- 대중, 작업자 및 환경에 대한 잠재적인 위험도
- 폐기물 처분 경로 및 유경험자의 가용성
- 해체작업 계획의 수립과 기술 및 장비 개발에 소요되는 시간
- 안전성 및 환경 위험도에 따른 시간
- 비용 및 재정적 준비
- 지속 가능한 공정개발

2.2 안전성 확보를 위한 주요활동

과도기 기간에는 기존 발전소 운영허가 유효기간 동안 운전 중 발생한 핵연료의 인출 및 방사성 잔류물의 회수 및 운전단계 발생 방사성 물질의 처분, 시설의 제염 등이 포함된다. 그중 안전성과 관련된 주요 활동으로는 다음과 같다.

- 사용후핵연료 인출
- 계통배수 및 세정
- 계통분리 및 구역 차폐
- 방사화 물질 재고량 평가
- 기존 구조물 제거 및 신규 구조물 구성

2.3 안전성 관련 고려사항

과도기 시기에서의 핵연료 취급 및 저장을 위한 안전성 평가에는 운영단계에서 핵연료 취급시 가정한 내부사건(Postulated Initiating Events, PIEs)까지 포함하여 재평가를 진행해야 한다. 사용후핵연료 관련 PIEs에는 다음과 같은 사건이 포함된다.

- Criticality
- Loss of spent fuel storage cooling
- Loss of water from the storage pool
- Transfer cask or heavy load dropping accidents
- Loss of off-site electrical power

이를 바탕으로 계통의 부분 배수 또는 분리 시에는 잔여 시스템의 기능과 운전성에 영향을 끼치지 않도록 방사성폐기물 관리에 주의해야 한다. 첫째, 배수 순서는 운영 시스템에 아무런 영향 없이 유지될 수 있도록 신중하게 결정해야 한다. 아울러, 차폐체로의 역할 손실로 인해 방사선 피폭 증가에 대한 평가를 시행할 필요가 있다. 둘째, 시설 및 시스템 도면, 운영 절차는 반드시 최신 정보로 갱신되어야 한다. 셋째, 기존 방사선원항의 평가결과에 대한 유효성을 검사해야만 하며, 그 결과는 방사선 방호 프로그램 수정, 방사성폐기물 관리 정책, 해체 기술, 장비 선택, 비용평가 등의 기초자료로써 활용되어야 한다.

2.4 유지·보완이 필요한 시스템

영구정지가 되더라도 안전성 관점에서 다음과 같은 시스템은 유지되어야 한다.

- Radiological protection systems
- Electrical power supply
- Ventilation system
- Radioactive liquid discharge systems
- Solid waste packaging and handling systems
- Handling facilities
- Fire protection system
- Emergency signs and lights
- Lightening protection system
- Physical security system

2.5 관련 문서의 수정·보완

상기 주요 활동을 통해서 확보된 결과를 기반으로 다음과 같은 안전성 관련 문서들이 수정·보완되어야 하며, 지속적인 Update가 요구된다.

- 안전성분석보고서(SAR)
- 해체계획서(Decommissioning plan)
- 방사선 방호 프로그램(Radiological protection programme)
- 비상계획(Emergency plan)
- 환경영향평가(EIA)

3. 결론

안전성 관점에서 볼 때, 원자력시설이 영구정지되는 시점부터 해체 활동이 본격적으로 시작되기 전까지의 기간인 과도기(Transition) 기간은 원전해체의 중요한 단계로 볼 수 있다. 과도기 기간에는 안전성 관련 활동을 통해 방사성 위해도(radioactive hazards)를 감소시키고 안전성 확보 상태를 유지하면서 본격적인 해체 활동을 준비해야만 한다.

4. 참고문헌

[1] IAEA, “Radiological Characterization of Shutdown Nuclear Reactors for Decommissioning Purpose”, Technical Report Series N0. 389, 1998

[2] KINS/RR-476, “원전 해체 제도 개선 방안”, 2007

[3] IAEA, “Safety Consideration in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities", Safety Report Series No.36, 2004

[4] IAEA, “Safety Assessment for Decommissioning", Safety Report Series 77, 2013

[5] IAEA, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants”, Safety Standards Series, No.SSG-25, 2013

[6] IAEA, “Standard Format and Content for Safety Related Decommissioning Documents", Safety Report Series, No.45, 2005

The Effect of Zn Addition On The CRUD Structure

Jooyoung Park, Kwangheon Park*
Kyunghee University, Kyunggi-do, 446-701
*khpark@khu.ac.kr

1. Introduction

A deposition of corrosion products on fuel rods from the coolant circulated in a nuclear power plant (NPP) is commonly known as CRUD (Chalk River Unidentified Deposit). With the high temperatures reached in the reactor core, there is a high probability of the reactor reaching a sub-cooled nucleate boiling state. As CRUD formation is the function of reactor power and coolant temperature, it is predominantly formed around micro-bubbles that occur alongside the sub-cooled nucleate boiling.

CRUD causes several reactor integrity problems. The first is B accumulation in CRUD, which creates an axial offset anomaly in the reactor core by absorbing neutrons.

Another problem is radioactivity increasing on the inner surfaces of primary systems. After Co and Ni, which are dissolved in primary systems are deposited on fuel cladding, they are irradiated by neutrons and become radioactive isotopes, such as Co-60 and Co-58. These isotopes escape from fuel cladding and replace CRUD in the primary system's inner face.

However there have been many technologies applied for the mitigation of CRUD such as high pH operation, the use of enriched boric acid, H injection, chemical purification, magnetic filtering, and injection of metal ions such as Zn. In this study, we checked the effect of Zn on the formation of CRUD by SEM. Also we checked ICP results from simulated coolant.

2. Methods and Results

We set up an experimental device that can simulate the real phenomenon on the upper position of nuclear fuel cladding and thus make artificial CRUD. It is designed to simulate coolant encounters with SUS-304 foil at 320℃ and 150bar during 5days. We kept the flow rate at 2.5ml/min, so as to maintain the concentration of boron and corrosion products.



Fig. 1. CRUD experiment.

Two kinds of simulated coolant were injected into system to confirm Zn effect on CRUD structure and size. Composition and concentration data are shown in Table1. To get an obvious ion concentration change and rapidly make CRUD, we made three –times- higher ion (Fe, Cr, Ni, Co, and Zn) concentrations, except for B and Li.

Table 1. Ion composition and concentration of simulated 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

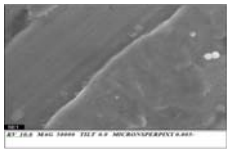
The two photos bellow(Fig. 2) show the results of semples. Depending on the location of the pipe samples were taken of each. From the sample 0 to 5, these samples had temperature deviation and location difference when they existed in heater. Because we wanted to examine the CRUD structure and particle size changes depending on position for real reactor.



Fig. 2. CRUD experiment samples.

Zn is known for mitigating Alloy 600 PWSCC and decreasing primary system radioactivity. Zn has substitution reactions with divalent cations (Fe, Ni, Co, etc). It forms a strong protective film on the system's inner surface. Because of this protective film, we can control the depositing of corrosion and radioactive isotopes (Co-58, Co-60, etc.) on CRUD.

To confirm Zn effect, we performed SEM and XRD analysis for each samples. For the reference, we got SUS-304 SEM/EDX analysis data(Fig. 3).



Matrix Correction	Wt%	At%
O K	03.48	11.19
NiL	10.76	09.44
AlK	00.29	00.56
SiK	00.51	00.94
TiM	02.37	00.60
CrK	16.20	16.05
FeK	66.39	61.23

Fig. 3. SUS-304 SEM/EDX results for reference.

The following pictures are SEM images for each specimens. As the sample number increase from 0 to 5, the condition for specimen is more close to real condition for upper side of reactor.

From these images, for the first, we can find the difference of CRUD particle size depending on sample number and Zn existence. As the number of samples is increased, the particle size is also increased(From 100nm to 400nm). It means that the upper side of reactor has bigger size of CRUD deposit particles than lower side. From the Zn existence, the Zn added experiment shows small and compact form of CRUD deposit particles compare to No Zn samples. It means the strong protective film on the system's inner surface that we predicted as a Zn effect.

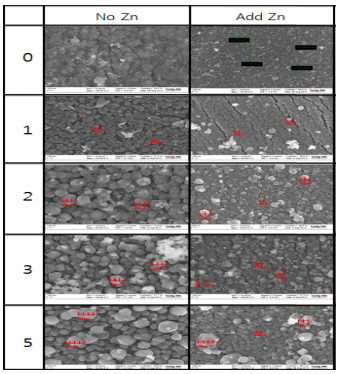


Fig. 4. CRUD SEM images depending on sample number and Zn addition.

We also did XRD and EDX analysis for each specimens. However, from these results, we couldn't find the existence of Zn and Co exactly. Each specimens has too small amounts of elements to analysis. Following one is representative XRD result throughout all samples.

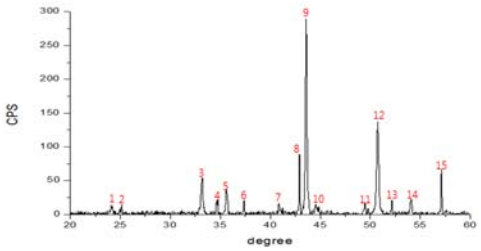


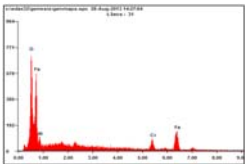
Fig. 5. XRD spectrum for Add Zn_2 sample.

From the Peak intensity and degree, we find out Iron Oxide, NiO and Iron austenite but Iron austenite is just a metal part from SUS-304.

Table 2. Add Zn_2 XRD spectrum analysis

Peak Number	Degree	D-value	material
3	33.220	2.6962	Iron Oxide JCPDS Card(33-664)
5	35.580	2.5211	
14	54.080	1.6944	
6	37.380	2.4038	NiO JCPDS Card(14-481)
8	42.920	2.1054	
9	43.580	2.0751	Iron austenite JCPDS Card(31-691)
12	50.720	1.7984	

Following Figure is EDX data for Add Zn_2 sample. This one also doesn't have any Zn or Co data.



Matrix Correction: ZAFElement	Wt%	At%
O K	10.30	28.48
NiL	07.01	05.28
CrK	12.65	10.76
FeK	70.04	55.47

Fig. 6. EDX data for Add Zn_2 sample.

3. Conclusions

The fact that CRUD has different formation with the Zn existence in coolant is obviously known. Some plants currently use Zn injection to get advantage of reducing activity on primary system.

In this study, we simulated whole parts of the reactor core from bottom part to upper part by 5 parts of SUS-304 pipes and two kinks of coolants(with Zn and without Zn). By taking a specimen from each pipes, we find out that the formation of CRUD is different for Zn existence and location. When the Zn is added, the CRUD depositions are more compactly arranged then another. For the EDX and XRD data, because it contains too small amount to analysis, we couldn't find Co and Zn elements. However, by the XPS analysis, we can get a Co and Zn data from those samples.

4.REFERENCES

[1] 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

QR 코드를 이용한 방사성폐기물 관리시스템 및 운영방법 연구

한상욱[1], 박수리[1], 홍용호[2], 제환경[2], 박형민[2], 김병직[1*]
[1]숭실대학교, 서울 동작구 상도로 369
[2]㈜액트, 대전 유성구 테크노1로 75
*bjkim@ssu.ac.kr

1. 서론

방사성 물질 또는 그로 인한 오염된 물질을 의미하는 방사성 폐기물은 원자력 안전법 정의에 따라 중저준위 및 고준위 방사성 폐기물로 구분된다. 중저준위 방사성 폐기물은 방사성 물질의 취급과정에서 방사선에 노출된 작업복, 장갑 또는 교체 부품과 같이 방사능의 준위 정도가 낮을 것을 말한다. 그리고 고준위 방사성 폐기물은 원자력 발전소에서 사용된 핵연료와 같이 방사능의 준위 정도가 높은 것을 말한다. 방사성 폐기물은 형태에 따라 기체, 액체 및 고체로 분류할 수 있는데, 고체 중 모든 형태의 방사성 폐기물은 밀봉된 용기에 포장 및 수용이 된 후 각각의 형태에 적합한 방법에 따라 처리할 수 있다. 일반적으로 방사성 폐기물이 생성 및 처리 장소와 처분 장소는 서로 다른 장소에 위치하므로 밀봉된 용기의 수송이 필요하다[1].

한편, 원자력 발전소에서 발생하는 중저준위 방사성 폐기물들을 원자력발전소 내 임시저장고에서 영구 처분장으로 운송한다. 이를 최종적으로 처분하고자 할 때에는 운반 및 처분장의 안전성 확보를 위해 방사성 폐기물 드럼 내에 함유되어 있는 방사성 물질의 핵종 및 방사선량과 방사성 폐기물 조성 등 그에 관한 이력들을 방사성 폐기물 발생자는 정확하게 알고 있어야만 한다[2, 3].

이를 위해 현재 산업체 및 원자력산업 등에서 관련 장비 및 자재 등의 내용정보를 확인하기 위한 수단으로 바 코드(Bar code)나 RFID (Radio-Frequency Identification)를 활용하고 있다[4]. 하지만, 바 코드는 인식을 위한 거리에 한계가 있고, RFID는 원거리 인식은 가능하나 메탈제질에는 인식이 원활히 되지 않아 드럼 식별이 불가능한 경우가 발생하고 있다[5].

따라서 본 연구에서는 운반되는 방사성 폐기물에 대한 실시간 감시와, QR 코드를 이용하여 운반 중 누설이 발생한 방사성 폐기물 용기에 대해 높은 식별력을 제공하는 방사성 폐기물 관리 시스템 및 그 방법을 제공하는 것이다.

2. 본론

이러한 기술적 과제를 이루기 위한 본 연구에서 제안하고자하는 방사성 폐기물 관리 시스템은 GPS(Global Positioning System)가 설치된 운반 차량에 탑재되어 있다. 외측에 QR 코드가 부착되고, 방사성 폐기물 드럼을 대상으로 한 QR 코드를 촬영하는 카메라를 이용하여 QR 코드가 부착된 용기들 각각의 배열 정보를 저장한다. 용기들 내부에 각각 부착되어 내부의 방사선량 또는 내부 압력을 측정하는 센서들로부터 측정된 센싱 정보를 기초로 용기에 포함된 방사성 폐기물의 누설 여부를 판단하게 된다. 용기들 중 적어도 하나의 용기에서 누설이 발생하면, 배열 정보를 기초로 누설이 발생된 용기의 QR 코드를 촬영할 수 있도록 제어하고 그 결과를 관제센터로 전송 및 사용자 단말기에서의 공유가 가능하도록 설계할 수 있으며 관리 절차는 Fig. 1에 나타내었다.

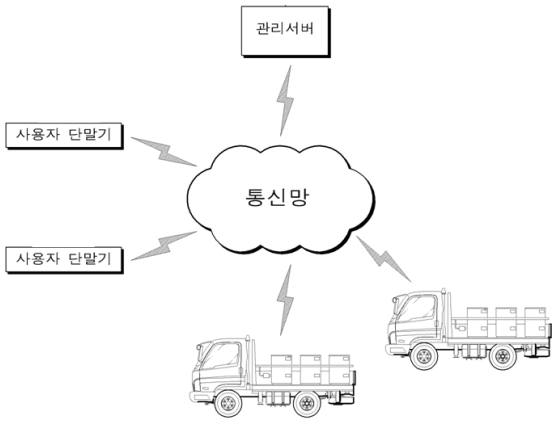


Fig. 1. QR Code Monitering System.

아래의 Fig. 2는 QR코드를 이용한 방사성 폐기물

관리시스템의 전체적인 순서도이다. 방사성 폐기물의 누설이 발생하였을 경우 방사성 폐기물의 정확한 위치를 파악하고, 관리자가 확인할 수 있도록 관리서버로 전송하여 2차 오염을 방지할 수 있다.

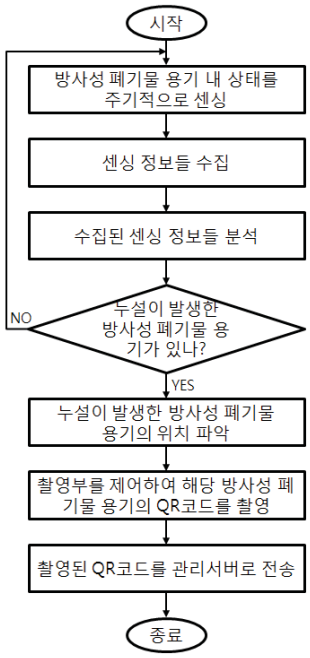


Fig. 2. QR Cord Process Management.

3. 결론

본 연구에서 제안한 QR 코드를 이용한 방사성 폐기물 관리 시스템 및 운영방법 개발을 통한 기대효과는 운반 중인 방사성 폐기물 드럼이 사고나 사보타주등 원하지 않은 상황에서 방사성폐기물 드럼 외부로 누설이 발생하면, 운반차량 내 탑재되어 있는 방사선계측기의 측정값에 따라 설정치 이상으로 측정이 되면 인터록에 의해 해당 QR 코드를 촬영하여 관리서버로 제공함으로써, 빠르고 정확하게 누설이 발생된 방사성 폐기물 용기에 대한 정보를 관리자에게 제공할 수 있으며, 방사성 폐기물 드럼에 대한 정보와 운반 수단의 위치 정보를 함께 제공함으로써, 관리자가 방사성 폐기물에 대한 상태, 운반 상황을 쉽게 습득할 수 있고, 더 나아가 운반수단의 전도, 전락, 사보타주등과 같이 의도적 또는 비의도적으로 발생한 문제에 대한 예방 및 사후 처리를 효율적으로 이행할 수 있는 큰 효과를 기대할 수 있다

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 및 정보통신산업진흥원의 IT융합 고급인력과정 지원사업의 연구결과로 수행되었음

5. 참고문헌

[1] 이익환. 방사성폐기물 관리사업 현황과 향후 전망, Journal of Engineering Education and Technology Transfer, Vol. 5, No. 3, pp. 29-34, 1998

[2] 안홍주, 김영복, 손세철, 한선호, 송규석, 지광용, 강기두. 과거드럼 방사성폐기물드럼 핵종방사능비 분포, 2009년 한국방사성폐기물학회 학술논문요약집, pp.91-92, 2009

[3] 박종길, 맹성준, 이연의, 황태원. 방사성폐기물 드럼 비파괴 검사를 위한 X-ray 장비 평가, Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol. 6, No. 3, pp. 189-203, 2008

[4] 오규협, 안윤하, 구준모, 김지영, 김병삼, 정재윤. 유비쿼터스 식품유통 관리를 위한 콜드체인 식품 품질 모니터링 시스템, 정보기술아키텍처연구, Vol. 8, No. 4, pp. 381-386, 2011

[5] 송영근, 이두용, 장정환, 이창호. QR 코드 기반 항공기 정비 부품 관리방안 연구, Journal of the Korea Safety Management & Science, Vol. 13, No. 1, pp. 183-188, 2011

의료방사성폐기물 처분 측정

김창범[1*], 정규환[1], 전국진[2], 김기섭[3], 박민석[3], 안희용[4], 이화형[5], 최근석[6], 손명성[6]
[1]한국원자력안전기술원, 대전 유성구 구성동 19
[2]한국표준과학연구원, 대전시 유성구 가정로 267
[3]한국원자력의학원, 서울시 노원구 노원로 75
[4]서울대학교병원, 서울시 종로구 대학로 101
[5]경북대학교, 대구시 북구 대학로 80
[6]대한전기협회, 서울 중구 수표동 11-4
[*]kimcb@kins.re.kr

1. 서론

핵의학 기술의 발달로 방사선을 이용한 진료가 일반화 되고 있으며, 관련 방사성동위원소의 사용도 증가하고 있다. 특히, 최근에는 최첨단 진단 장비인 PET/CT가 폭 넓게 보급됨에 따라 관련 핵종인 F-18의 사용이 폭발적으로 증가하고 있어 기존의 개봉선원 사용과 더불어 의료기관에서의 방사성폐기물이 엄청나게 늘어나는 현상을 보여 주고 있다.

이러한 현상에 대비하여 이미 IAEA에서는 방사성폐기물의 자체처분기준(Clearance Level)을 개인선량 기준 10 μSv/y, 집단선량 기준 1 man- Sv/y로 제안한바 있으며, 이어 각 핵종별 농도기준으로 변경하여 제시(IAEA S/S No. RS-G-1.7, Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance)하고 있다. 그러나 IAEA에서 제안하는 기준의 적용은 매우 복잡하여 대부분의 나라들은 반감기가 길지 않은 방사성폐기물 핵종에 대한 자체처분 방법으로 단순히 방사능 붕괴를 기반으로 최소한의 저장기간을 결정하여 처리하는 방법을 채택하고 있다. 그러나, 자체처분을 위한 방사성폐기물 저장시점에서의 방사능농도를 실제 측정한 사례는 없는 것으로 알려지고 있으며, 따라서 방사성폐기물의 해당 핵종에 대한 저장시점 및 처분시점에서의 방사능 측정은 자체처분의 정확한 시행을 위하여 매우 중요한 사항으로 대두된다. 이 연구는 자체처분 기준에 관한 현재의 국내외 기준 및 현황을 고려하여, 의료분야에서 사용된 방사성폐기물의 적절한 측정방법 및 이에 따른 합리적인 저장기간을 제시하고자 한다.

2. 측정 방법 및 절차

이 연구에서는 병원에서 진료 목적으로 사용하는 방사성동위원소와 관련된 방사성폐기물의 자체처분을 위한 저장 기간을 결정하기 위하여 방사성폐기물에 대한 방사능의 측정 방법 및 절차에 대한 연구를 진행하였다. 병원에서 사용하고 있는 방사성핵종은 물론, 이를 담고 있는 용기의 종류, 형태 및 수량도 천차만별이므로 각종 방사성폐기물의 잔존 방사능농도를 직접 측정하기란 사실상 불가능 하다. 따라서 이를 해결하기 위한 방법으로 국가표준기관 (Primary Standard Institution)인 한국표준과학연구원에서 제시하는 국제적으로 인증된 표준물질(Certified Reference Material)을 사용하여 해당 방사능핵종의 농도를 측정하였다. 대상 핵종은 F-18, Tc-99m, I-123, I-125, I-131, Tl-201 등 6종이며, 관련 폐기물은 주사기, Vial, 솜, 글로브 등 총 50종이다. 측정 프로토콜은 다음과 같다.

1) I-125를 담고 있는 용기는 작은 튜브이고 이 용기의 남은 용액에 대한 방사능은 감마카운터를 사용하여 측정하였다. 특히 한국표준과학연구원에서 제작된 I-125 표준물질(CRM)의 같은 크기 및 형태를 사용하였다. 측정 카운터는 5번 이상으로 하였고, 샘플의 비방사능(Specific Activity)은 통상적으로 잘 알려진 다음과 같은 식으로 주어진다.

Specific Activity,

$$A\left(\frac{Bq}{g}=\frac{count}{s\bullet g}\right)=\frac{count\quad measurement\,(count\ \ per\ \ \min.)}{60\frac{s}{\min}\times(efficiency\ \ of\ \ detector)\times(sample\ mass)} \quad (1)$$

시간은 현재 비방사능 양으로부터 얻을 수 있으며, 자체처분준위(Clearance Level) A_{CL}(보통 100 Bq/g)은 붕괴 보정식 $A_{CL}= A(1/2)n$, $n= \ln(A_{CL}/A)/\ln(0.5)$ 의 관계식으로부터 얻을 수 있

다. 저장시간은 안전인자(1.2)에 현재 시간 n의 곱으로 결정할 수 있다.

2) 다른 방사성핵종에 대한 측정은 마리넬리 비이커 형태의 CRM을 사용하고, 다중채널분석기(MCA)를 이용하여 측정한다. 여러 방사성동위원소의 남은 용액은 다른 마리넬리 비이커 수용액으로 용기에 모아진다. 남은 방사성동위원소를 포함한 병은 용액에 잠기며 방사성동위원소는 수용액에 섞이게 된다. 방사성동위원소가 녹지 않기 때문에 전체 방사능은 변하지 않는다. 수용액에 방사성동위원소의 여러 형태의 병을 담는 이유는 표준물질(CRM)이 균질화 된 방사성물질이기 때문이다. 방사성동위원소의 여러 종을 포함하는 마리넬리 비이커의 총 방사능을 정확하게 측정하기 위해서는 비이커가 균질한 것이어야 하고 수용액을 사용하는 것이다. 마리넬리 비이커의 총 방사능 측정은 I-125의 측정과 유사하며 저장시간 계산 절차는 (1)과 같다.



Fig. 1. 1L Marinelli beaker + glass bottle.

3. 결론

이 연구는 2개년 사업으로 진행될 예정으로 이제 1차년도가 완료된 상태이며, 2차년도에서는 추가로 약 80여종에 대한 방사성폐기물을 측정할 예정이다.

제일 중요한 연구내용은 측정방법을 정립하는 것이며, 이에 따라 측정을 수행하면서 자체처분을 위한 저장시점을 기준으로 일정간격으로 방사능 붕괴 정도를 확인할 예정이다. 물론 일반적인 붕괴식과 크게 다르지 않겠지만, 희석이나 반응 등의 영향을 고찰할 예정이다. 이어 이를 기준으로 2004년 IAEA에서 제시한 핵종별 농도값을 기준으로 핵종별 폐기물별 저장기간을 산정할 예정이다.

한편, 의료용 방사성폐기물에 대한 측정 방법 및 절차는 ISO 국제표준 (Measurements for the clearance of waste contaminated with radioisotopes for medical application)으로 제정하기 위하여 이미 ISO에 초안을 제출한 상태이며, 연차적으로 보완하여 추진할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 원자력안전위원회 고시, 방사성폐기물의 자체처분에 관한 규정

[2] IAEA Safety Series No. 111-P-1.1, Application of exemption principles to the recycle and reuse of materials from nuclear facilities, 1992

[3] ISO 11932, Activity measurements of solid materials considered for recycling, reuse or disposal as non-radioactive waste

[4] IAEA RS-G-1.7, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 2004

SG 세관 누설감시를 위한 극미량 붕소(B) 이온의 검출기법

이세반[1], 김승일[1], 김현기[1], 허준[1], 성진현[1], 이동범[2], 강덕원[1*]
[1]한국정수공업(주)방사선공학센터, 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
[2]경기도 기흥구 신갈동 녹원마을 새천년 Apt.
yiseban@haji.co.kr

1. 서론

전 세계 원전에서 주로 채택하고 있는 증기발생기 누설감시 기술은 핵분열에 의해 생성되는 특정 방사성 핵종(^{16}N, ^{3}H, Xe 등)을 이용하는 기술이기 때문에 원자로 출력이 20% 이상일 때만 사용이 가능하다는 단점을 지니고 있어 이러한 한계성의 극복을 위해 새로운 기술 개발이 요구된다.

PWR 원전의 SG 세관 누설율은 18.9 ℓ/day 누설량을 기준으로 최소 20 ppb의 검출한계 값이 요구되는 붕소(B)이온의 분석은 통상적으로 마니톨(Mannitol) 적정법을 사용시는 1 ppm 수준까지만 검출가능하며, 반도체 업계에서 사용 중인 GE 온라인 붕소감시법은 인입수의 비저항치가 15 MΩ 이상 조건에서만 5~20 ppb 범위에서 분석이 가능하다. 그러나, 원자력발전소의 2차계통수 내에는 미량의 붕소(B) 이온 이외에 암모니아, 하이드라진 및 에탄올아민 등이 포함되어 있어 15 MΩ 이상의 수질을 얻기는 현실적으로 어려움이 있다.

한편, 미국 EPRI의 SG 세관 누설 가이드라인에서는 IC법을 이용시 리튬(Li) 이온을 이용 시 ppm 수준의 분석이 가능하다고 언급되고 있으나 2013년 춘계 폐기물학회에서 발표한 실험결과(1)를 바탕으로 지속적인 실험을 해 본 결과, 1 ppt 수준까지 분석이 가능함을 확인하였다. 하지만, 노심말기의 정지화학 처리 조건을 만족시키기 위해 원자로 계통 내에 들어있는 리튬(Li) 이온을 그 기간 동안 약 3 일간 인위적으로 제거하는 단계가 있는데 만약 이 기간에 누설이 발생한다면 누설감시가 불가능하기 때문에, 원자로냉각재계통(RCS)내 에 함유된 화학종을 지시자로 사용하여 누설을 감시할 경우에는, 붕소(B)는 운전 초기부터 노심말기까지 존재하고 있기 때문에 붕소(B) 이온이 누설지시자로서 보다 더 적합하다고 할 수 있다.

따라서, 본 연구에서는 비방사성지시자인 붕소(B) 이온을 활용한 극미량 붕소(B) 이온의 분석기법에 대해 고찰해 보고자 한다.

2. 본론

본 연구에서는 이온교환칼럼(Cation exchange column)을 사용하여 Sorbitol 60 mM 및 KOH 이동상을 5, 8, 10 mM로 농도를 달리하면서 주입하였고, 시료주입량을 50에서 500 µL로 변화시키면서 붕소(B) 이온의 피크형상과 분리도를 계산하였다. 또한, 농축칼럼을 사용하여 시료를 1 ㎖/min씩 총 2 ㎖를 농축시켜 본 실험조건의 검출한계를 알아보았다.

2.1 KOH 농도에 따른 B/F 분리

Fig. 1은 수산화칼슘 (Potassium hydroxide; KOH) 이동상을 5, 8, 10 mM로 주입했을 때의 Peak를 나타낸 것이다. KOH 8 mM 조건에서 붕소(B), 불소(F) 이온이 각각 5.714 분, 7.120 분대에서 검출되었고, B/F 간 분리도(R)가 3.105 값으로 완전하게 분리되고 있음을 확인할 수 있었다.

$$R = 1.18(t_{r2} - t_{r1})/(W_{1/2,1} + W_{1/2,2}) \qquad (1)$$

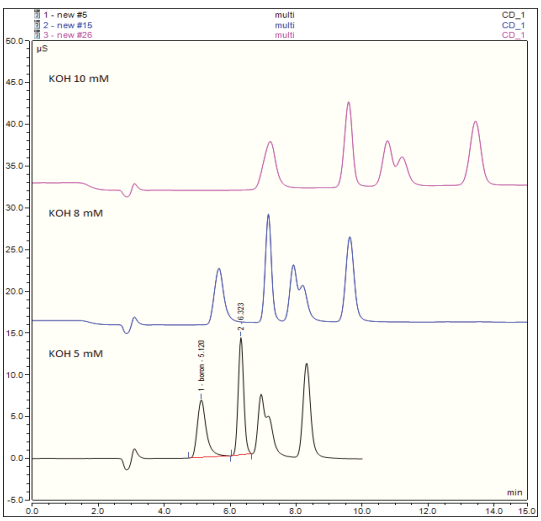


Fig. 1. Separation of Boron and Fluoride peak with KOH various concentration.

반면, 5 mM 에서는 두 피크가 일부 중첩되는 현상이 발생하였고, 10 mM 조건에서는 상대적으로 피크 폭이 넓고, 피크의 높이 또한 낮았다. 일반적으로 hydroxide 이동상은 carbonate 계열의 이동상보다 분리도가 우수할 뿐만 아니라, IC 내에서 자동으로 조제하여 공급하는 장치가 구비되어 있기 때문에 향후 현장 적용 및 실증운영 시 유리할 것으로 판단된다.

2.2 Injection Volume에 따른 B 분석

Fig. 2는 붕소(B) 5 ppb를 분석하기 위해 0.25 ㎖/min 유량에서 50과 500 µL 주입시료량에 대한 비교 결과이다. 50 µL일 때, 붕소(B) 이온은 5.624 분대에 검출되었으나, 감도가 매우 낮은 반면, 500 µL의 시료주입 시에는 7.273분대에서 붕소(B)가 검출되었고, 50 µL보다 피크형상은 우수했지만 불안전한 베이스라인을 나타내었다.

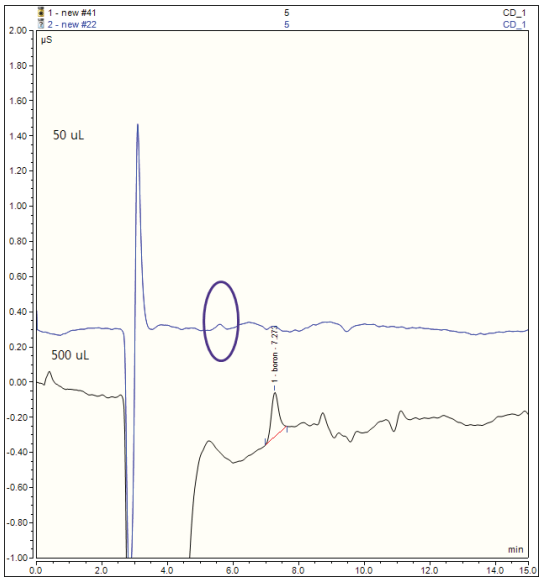


Fig. 2. Effect of the different the injection volume 50 to 500 µL.

2.3 농축칼럼에 따른 농도별 B 분석

붕소(B)의 검출 감도를 높이기 위하여 시료 주입량을 증가시키면서 베이스라인을 안정화시키기 위한 방편으로 분석칼럼의 전단에 농축칼럼을 배치하여 붕소(B) 이온을 농축시킨 후, 분리하는 실험을 수행하였다. Fig. 3은 시료의 주입량을 2,000 µL로 하면서 농축칼럼을 분석칼럼 앞단에 연결하여 농도별 붕소(B) 이온을 분당 1 ㎖의 양으로 총 2 ㎖를 농축한 결과이다. 실험결과 0.2, 5, 15, 25, 50, 100 ppb 붕소(B) 피크 값은 각각 6.527, 6.580, 6.587, 6.593, 6.607, 6.650, 6.730분대에서 검출되었다. 붕소(B) 0.2 ppb는 피크높이가 낮아 분석하기 어렵기 때문에 본 연구의 실험조건에서의 검출한계 값은 5 ppb라고 본다.

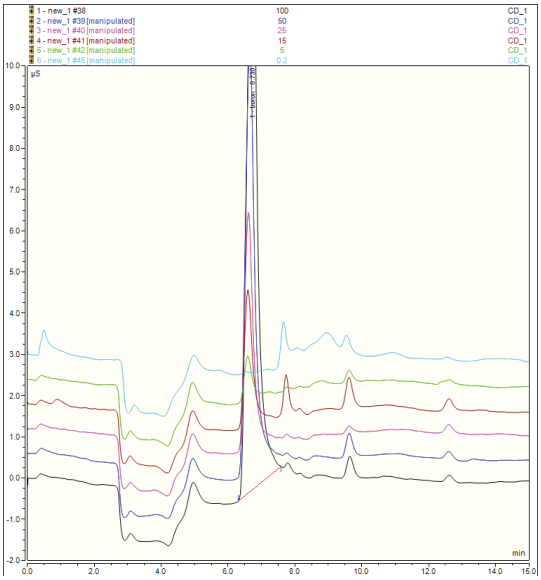


Fig. 3. Analysis of borate peak equipped with the concentration column.

3. 결론

붕소(B) 이온의 분리도를 높이기 위해서는 이온교환칼럼과 함께 hydroxide 계열의 이동상인 KOH 8 mM이 가장 적합하다는 것을 확인하였으며, 검출감도를 증폭시키기 위해 시료의 주입량을 늘리면서 시료를 농축할 필요성이 있음을 알게 되었다. 붕소(B) 이온의 검출감도 향상을 위해서는 이동상에 첨가하는 당알코올류인 Sorbitol의 주입 농도에 의한 영향을 확인하기 위한 추가실험이 지속적으로 진행될 예정이다.

4. 참고문헌

[1] Technical Report, Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines Revision 6, Electric Power Research Institute (EPRI), Vol. 2, pp. 10-15, 2007

[2] A. Tapparo, P. Pastore and G. G. Bombi, Ion chromatographic determination of borate in aqueous samples with other common anions, Analyst, Vol. 123, pp. 1771-1773, 1998

소량핵물질 취급시설의 미계량물질(MUF) 관리

김인철*, 이병두, 박호준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*ickim@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 내 소량 핵 물질 취급 시설은 크게 2개 물질 수지구역 (MBA:Material Balance Area)로 나누어지며, 연구 개발시설과 시설 외 지점으로 구분 되어 운영되고 있다. 두 시설의 분류 원칙은 핵연료주기와 관련한 연구를 수행하는가 아닌가 여부가 중요한 척도이다. 본 연구는 한국원자력연구원(KAERI) 내 핵 물질 취급시설 중 미계량 물질(MUF:Material Unaccounted For) 이 발생하는 소량 핵 물질 취급시설 중 시설 외 지점(LOF: Location Outside Facility)보다는 미계량 물질이 많이 발생하는 연구개발시설의 미계량물질에 대하여 연구 하고자 한다. IAEA안전조치 체제하에서 핵 물질 계량 관리는 국가가 이행하여야 하는 중요한 행위이다. 또한, 미계량물질의 관리는 안전조치의 중요한 축이다. 비록 소량의 핵물질을 취급 하는 시설이지만 미계량 물질이 발생 한다면 이에 대한 주요원인이 무엇 이고 IAEA 검증목적 내 관리가 되고 있는지에 대한 올바른 이해가 필요 하다

2. 본론

2.1 소량핵물질취급시설

한국원자력연구원의 소량 핵물질을 취급하는 시설은 핵물질을 취급하지만 핵주기연구와 관련이 없는 시설외지점과 핵연료주기시설 중 소량핵물질을 취급하는 시설로 나누어진다. KAERI의 소량핵물질 취급에 대한 안전조치 적용은 1995년초 IAEA와의 협의 끝에 6개 시설을 시설외지점으로 신고하면서 시작되었으며, 현재 11개의 시설외 지점으로 확대되었다. 연구개발 시설은 IAEA와 KAERI간 핵연료주기 관련 기능 및 설비능력을 고려하여 시설에 대한 정의를 다시 설정하였고 핵연료주기관련 연구개발시설의 안전 조치 체제 협의 후 관련 설계정보서를 제출하고 현재 17개의 주요측정지점 (KMP: Key Measurement Point)를 구성하고 있다. 이에 대한 한-IAEA 안전조치 협정에 따른 KAERI 내 소량핵물질 취급 시설은 그림1과 같다.

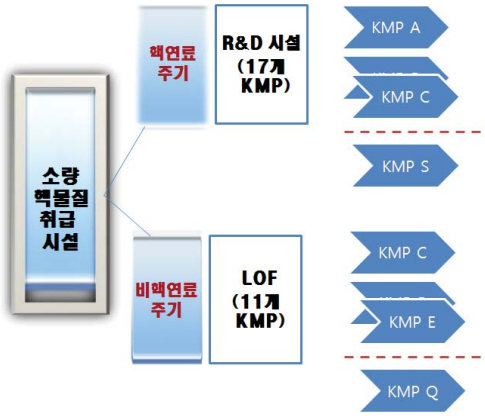


Fig. 1. Nuclear facilities with small quantities of nuclear material in KAERI.

2.2 미계량물질 (MUF)

핵물질계량관리에 있어 미계량물질은 안전조치 분야에 있어 중요한 축을 이루고 있다. 미계량물질에 대한 올바른 이해와 인지 없이는 핵비확산의 목적을 달성하기가 쉬운 일이 아니기 때문이다. 이는 어떠한 핵물질도 분실의 위험에 노출되어 있지 않다는 것을 확신시켜 주는 것이 국제사회에 핵물질관리에 있어 믿음을 줄 수 있는 방법이기 때문이다. 핵물질 취급시설 내 반입.반출 및 공정처리 되는 모든 핵물질은 기록관리 되고 IAEA에 보고된다. IAEA는 물자재고조사 (PIV) 및 무작위단기 사찰(RII)를 통하여 핵물질이 어떻게 계량되고 관리 되는 가를 모니터링 한다. IAEA는 모리터링 방법으로 사찰관의 파견, 격납 및 감시장치 등을 통하여 지속적으로 핵물질취급 시설에 대한 감시를 하고 있다. 일반적으로 미계량물질은 안전조치 체제하에서 물질수지 기간 (MBP)동안 공정 내.외로 이동되는 핵물질을 측정한 실제 재고 값과 장부상의 값과의 차이로 정의된다. 이미 널리 인지되고 있는 미계량물질의 계산방식은 다음과 같다.

$$MUF = BI - PI + \sum IC \quad (1)$$

여기서 BI는 초기물자재고, PI는 물자재고조사일 측정된 실재 재고, ∑IC은 물질수지 기간 동안 합산된 재고 변동범주 핵물질 취급시설은 크게 2가지 시설로 품목계수시설(Item Counting Facility) 및 중량취급시설(Bulk Handling Facility)로 구분되며, 미계량물질은 품목계수시설에서는 발생하지 않고 중량취급시설에서만 발생한다. 미계량물질이 발생할 수 있는 요인은 다음과 같이 구분할 수 있다.

- 핵 물질 측정 시스템이 본래 보유하고 있는 측정오차의 불확실성
- 연구수행 공정 내 핵물질의 잔류
- 핵물질 측정방법이나 데이터처리 시 발생될 수 있는 인적오류
- 핵물질 재고조사 시 측정되지 않은 핵물질 발견 또는 유출
- 도난 등 핵물질의 다른 용도로의 전환

2.3 연구개발시설의 MUF 관리

본 연구의 목적은 KAERI내 소량 핵 물질 취급시설 중 시설 외 지점은 미계량물질이 많이 발생하지 않는 시설 이므로 연구개발시설을 대상으로 미계량물질발생 요인 중 어떤 요인이 미계량물질을 발생하게 하는 주요요인 인자인가를 확인하고 IAEA 검증목적 내 미계량물질이 관리되고 있는지에 대하여 알아보고자 한다. 앞에서도 언급한 바와 같이, 연구개발시설의 물질수지구역 에는 17개의 주요측정지점이 있으며, 동 물질수지 구역은 풀루토늄을 사용 하지 않고 천연우라늄, 감손우라늄, 농축우라늄, 토륨만을 이용하여 핵주기 관련 연구개발을 하고 있는 시설이다. 동 연구개발시설의 연도별 MUF 발생현황 은 다음과 같다.

Table 1. The list of the amount of MUF

	DU	NU	EU	Th
2013	4.123	0.098	31.118	
2012	1.503	0.095	52.731	
2011	2.991	0.078	57.536	
2010	1.397	0.394	33.616	
2009	0.03	4.635	214.108	
2008	-6.689	1.541	168.356	
2007	0.434	0.139	-11.19	
2006	2.87	1.015	-8.86	
2005	0.422	-0.284	644.26	
2004	1.052	2.189	105.62	0.007

* DU,NU,Th 단위 : Kg EU 단위 : g

Table 1에서 확인할 수 있는 바와 같이 연구개발시설의 미계량물질은 연도별 로 약간의 차이는 있지만 + 및 - MUF 가 발생한다. 이것은 극히 당연한 결과라고 생각된다. 한국원자력연구원 자체 물자재고 조사 시 시설운영자들과의 인터뷰 결과에 따르면 미계량물질이 발생하는 근본원인이 공정 내 잔류되는 핵물질로부터 기인하는 결과이기 때문에 공정 내 Cleanup 과정에서 잔류물질이 다시 회수되는 절차가 반복될 수 있기 때문이다. 또한 미계량물질의 양이 극히 미량으로서 IAEA의 미계량물질 검증목적 및 관리범위 1 유의량(SQ)내에 존재 한다. 이는 핵연료를 제조 및 생산하는 핵연료 제조회사와 같은 대량 핵 물질을 제조 및 취급 하는 기관의 미계량물질의 양은 많이 발생할 수 있어 국제 사회의 핵 비확산에 대한 중요한 요인으로 관리될 수 있으나, 본 시설과 같이 소량의 핵 물질을 취급하는 연구개발 시설에서의 미계량물질관리는 핵 물질 제조시설과 비교하여 볼 때 상대적으로 적은 양의 미계량물질이 발생하므로 핵 물질 계량 관리상의 이상 여부 (측정장치의 오류 등)를 판단하는 목적이 크다고 할 수 있다.

3. 결론

연구개발시설 중 미계량물질이 발생하는 주요요인은 연구수행 중 공정상 존재하는 잔류물 때문에 기인한다고 본다. 품목계수시설의 경우는 공정상 잔류물이 발생할 가능성이 존재하지 않으나 중량취급 시설의 경우는 복잡한 공정(절단, 분리, 병합 등)으로 인하여 공정 내 잔류물질이 발생할 수밖에 없다. IAEA는 한-IAEA 안전조치 협정 내에 중량취급시설의 미계량물질에 대하여 인정하고 있다. 또한, 지난 10년 동안 발생된 미계량물질의 총합이 극소량이기에 IAEA 검증목적(1유의량) 내에서 관리 되고 있다.

4. 참고문헌

[1] 한국물리학회 Evaluation of sigma-MUF For the conceptually Designed Korea Advanced Pyroprocess Facility Journal of the KPS, pp. 1418-1421, 2011(8)

[2] 제16차 국제핵물질관리학회, Trend Analysis of Material Unaccounted For at Nuclear Fuel Fabrication Plant In the ROK 16th Annual Meeting of INMM-KC, pp. 189-194, 2012 (11)

[3] INMM, 2002년 연차총회, Control of Nuclear Material:MUF monitoring in French MOX fuel fabrication plants 2002

[4] USNRC Regulatory Guide 5.26. pp. 1-6 1975 (4)

KAERI 핵물질 원산지 관리방안 모색

김현조*, 이병두, 박호준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*keiki@kaeri.re.kr

1. 서론

우리 연구원은 원자력안전위원회 고시 '국제규제물자 등의 보고에 관한 규정'에 따라 모든 핵물질 재고변동에 대한 원산지를 매달 IAEA 계량관리보고서를 통하여 보고하고 있다. 그러나 IAEA에 보고되지 않는 원산지 정보를 계량관리보고서에 입력함으로서 보고서 양 증가 및 보고서 입력 오류를 초래하고 있으며 또한 계량관리보고자료 상의 원산지 자료를 실제 원산지관리에 사용하지 않고 있어 실효성에 대해 논의가 있어왔다. 따라서 정부에서는 계량관리보고서 양식에서 원산지 코드를 삭제하고 원산지별 핵물질 현황을 계량관리보고서와 다른 양식으로 보고하도록 고시 개정을 추진 중에 있다.

본 논문에서는 고시개정에 대비하여 우리 연구원의 핵물질 계량관리 이행에 따른 원산지 관리 현황 및 문제점을 살펴보고 향후 원산지 관리 시스템 구축시 고려하여야 할 사항에 대해 기술하였다.

2. 본론

2.1 원산지 관리 현황 및 문제점

'국제규제물자 등의 보고에 관한 규정'이 개정되면 특정핵물질 사용자는 해당연도의 원산지별 특정핵물질의 재고량과 재고변동 기록을 매 반기말로부터 15일 이전까지 보고하여야 한다. 그러나 우리 연구원의 원산지 관리 현황을 살펴보면, 현재 계량관리보고서에 원산지 보고 항목이 있으나 실제 원산지를 관리, 작성하고 있지 않아 유명무실하다. 또한 양국간 원자력협력정에 따라 호주산 및 카나다 산 핵물질에 대해 매년 연례보고를 하고 있으나 수기로 관리하고 있다. 따라서 원산지 관련 고시 개정에 대비하여 연구원의 핵물질 재고변동에 대한 원산지 관리 시스템 구축이 필요하다.

2.2 원산지 관리 시스템 구축방안

개정중인 고시 양식을 보면 연구원 내 핵물질 종류에 따른 원산지별/날짜별 재고변동 내용을 보고하여야 한다. 따라서 핵물질 원산지 시스템 구축은 연구원 내부에서 발생하는 재고변동이 아닌 연구원 총 재고에 영향을 줄 수 있는 재고 변동에 대한 원산지 관리에 초첨이 맞춰져야 한다.

따라서, 우리 연구원은 고시 개정에 대비하여 현재 핵물질 원산지를 정확히 파악하고자 1970년대 최초 핵물질 반입부터 2012년 12월 31일까지 기간동안 일어난 재고 변동 자료를 검토 및 정리하였다. 이 과정에서 연구원 외부 이동, Accidental gain, 면제/재적용, measured discard, category changed, MUF 등 연구원에서 일어난 모든 재고변동에 대해 고려 및 반영하였다.

이 과정에서 연구원 내 핵물질 원산지 파악시 원산지가 여러개인 핵물질, 이중으로 관리가 되어야 하는 핵물질에 대한 이력 관리에 어려움이 있었으며, 이런 사항은 향후 원산지 관리를 위한 시스템 개발시 고려되어야 할 것으로 판단된다.

2.3 원산지 관리 시스템 구축시 고려사항

2.3.1 다중 원산지에 따른 문제점

우리 연구원은 다른 기관과 달리 핵물질을 가지고 다양한 실험이 이루어진다. 따라서 실험 중 여러 원산지의 핵물질이 섞여 product가 생기기도 하며, 실험중 loss 또는 MUF가 발생하기도 한다. 이러한 경우 관련 핵물질의 원산지 재고 가감 조정을 통해 원산지 balance를 맞추어야 하는데 원산지가 여러개인 경우 이 과정이 복잡해진다. 따라서 시스템 구축시 실험중 발생되는 product 또는 손실에 대한 원산지 portion 설정도 고려되어야 한다.

그리고 발전소로부터 반입되는 사용후핵연료의 경우 하나의 연료봉이 다중 원산지로 구성되어 있어서 조사후시험을 위해 절단 및 시편제작 등을 할 경우 원산지 관리가 복잡해진다. 그러므로 하나의 핵물질에 여러 원산지가 섞여 있는 경우

원산지 관리 방안이 고려되어야 한다.

또한 농축국과 공급국이 다른 경우도 고려되어야 한다. 실제 핵물질 원산지는 원광국, 농축국, 공급국에 따라 각각 관리하여야 하지만 하나의 핵물질에 대해 모두 관리하기에는 어려움이 있으므로 통상 공급국 기준으로 관리하고 있는 추세이다. 그러나 공급국 기준으로 관리하다 보니 미국에서 농축 후 카나다로부터 반입되는 핵물질의 경우 양국간 원자력협력협정에 따라 미국과 카나다 모두 원산지 보고가 필요하므로 원산지 관리가 필요하다. 이렇게 이중 원산지를 갖고 있는 경우 원산지가 이중으로 관리 되는 것이므로 연구원 핵물질 총 양과는 차이가 있게 되므로 이에 대한 해결방안도 고려되어야 한다.

2.3.2 양국간 원자력협력협정에 따른 사전동의

양국간 원자력협력협정에 따라 제3국 이전시 사전동의와 관련된 사항도 고려가 되어야 한다. 왜냐하면 미국산, 호주산, 카나다산 핵물질의 경우 제3국으로 이전시 협정에 따라 상대국의 사전동의, 서면동의 또는 합의가 필요하므로 다른 국가로 반출시 원산지 확인이 필요하기 때문이다.

3. 결론

본 논문에서는 내년부터 예정된 원산지 반기보고를 대비하기 위하여 연구원 과거 핵물질 재고변동 이력을 정리 및 원산지별 핵물질 정보를 파악하면서 발생된 문제점에 대해 지적하였다. 이러한 문제점은 향후 핵물질 원산지 관리 시스템 구축시 고려 및 반영할 예정이며, 특히 다중 원산지를 가진 핵물질의 생성, 손실에 대한 원산지 portion 조정 및 이중 원산지로 관리하여야 하는 핵물질에 대한 충분한 검토 후 원산지 유지관리 방안을 마련할 예정이다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력연구소, 핵비확산 핸드북, pp. 254-271, 2003

[2] 원자력안전위원회 고시 제2013-47호, 국제규제물자 등의 보고에 관한 규정

KAERI 전략물자 수출입 이행 현황

이성호*, 이병두, 박호준
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*shlee10@kaeri.re.kr

1. 국내외 전략물자 수출입 통제의 개요

대량살상무기의 확산을 방지하고자 하는 전 세계 각국들의 노력으로 바세나르체제, 핵공급국(Nuclear Supply Group) 수출입 통제체제, 미사일 수출입 통제체제, 오스트레일리아 그룹 등과 같은 다자간 전략물자의 수출입 통제체제가 생겨났으며, 우리나라는 대외무역법으로 전략물자의 수출입에 대한 사항을 규정함으로써, 국제사회의 일원으로 대량살상무기 확산 방지를 위하여 노력하고 있다.

한편, 국내에서 전략물자 수출입 통제체제는 원자력안전위원회 산하 원자력통제기술원에서 원자력전용품목에 대한 수출입통제를 총괄하고 있으며, 산업통상자원부 산하 전략물자관리원에서 이중용도품목을 관장하는 이원화된 체제를 형성하고 있다.

2. KAERI 전략물자 수출입 통제

2.1 국내 원자력 분야 전략물자 수출입 체계

원자력 분야와 관련된 국내 전략물자 수출입통제체제는 전술한 바와 같이 수출입 물품에 따라 원자력안전위원회와 산업통상자원부로 이원화 되어있으므로 KAERI도 국내 수출입통제체제를 따라 Fig. 1과 같이 사안별로 구분하여 접근하고 있다.

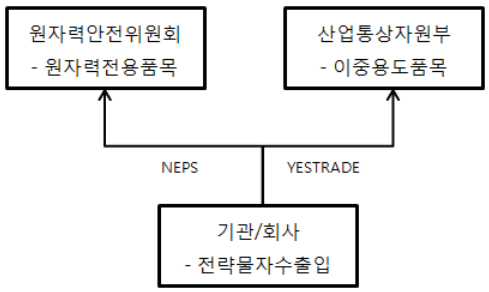


Fig. 1. Nuclear Export Control in Korea.

2.2 KAERI R&D 활동의 특징

KAERI는 원자력 전문 연구기관으로 원자력 전 분야에 걸쳐 다양한 연구가 수행되고 있으며 해외 원자력기관과의 공동연구, 위탁/수탁연구 등을 활발히 수행하고 있다. 이를 전략물자 수출입 관점에서 보면, KAERI의 연구분야는 기본적으로 원자력 전용품목에 대한 연구에 해당되기 쉬우므로 전략물자에 해당될 가능성이 크다. 또한 해외 원자력기관과의 공동연구 및 위탁/수탁연구는 최종 연구결과물(H/W, S/W, Data, 기술 등)을 상대국에 제공하게 되므로 수출입에 해당된다. 따라서 KAERI의 해외 기관과 협력연구는 전략물자 수출입과 관련 있을 가능성이 매우 크다.

2.3 KAERI 전략물자 수출입 절차 개선

해외 기관과 다양한 형태로 협력연구를 수행하고 있는 KAERI는 Fig. 2와 같이 연구심의 단계에서 전략물자 수출입 사항을 검토하는 과정을 거친다. 이는 해외협력연구가 과제수행 결과물을 해외에 제공하는 과정에서 전략물자 수출입통제체제를 충족하지 못하는 경우를 예방할 수 있는 효과가 있다.

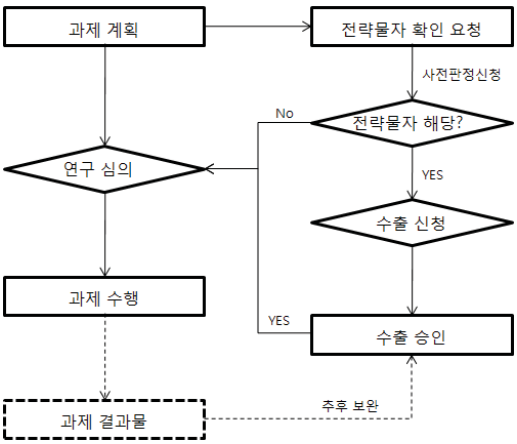


Fig. 2. KAERI Procedure related to the Export Control.

다만, 수출승인에 필요한 최종 수출품은 연구수

행 후 생성되므로 연구심의 단계에서 도출해 내기는 사실상 불가능하다. 이러한 문제점을 해결하기 위해 KAERI는 KINAC과 협의를 통하여 Fig. 2의 하단에서 표시된 바와 같이 연구 수행 후 최종 결과물을 제출하고 있다.

2.4 KAERI 전략물자 수출입 통계

국내에서 전략물자 수출입은 사전판정, 사전보고, 수출허가, 정부보증 등과 관련된 여러 종류의 활동을 수행해야 한다. KAERI의 경우, 2013년 9월 현재 연도별 사전판정 신청 현황은 Fig. 3과 같으며, 2013년 사전판정 신청건수가 많은 것은 기장연구로 및 고속로 관련 한-미 공동연구가 수행되면서 관련 기술문서의 제공에 기인함을 알 수 있었다.

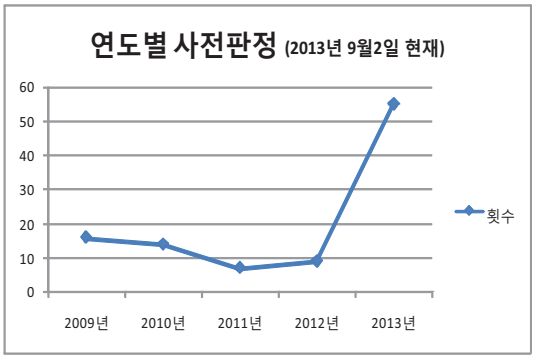


Fig. 3. Trend of Prior Judgement Application.

3. 결론

KAERI의 전략물자 수출입 관련 활동은 국제/국내 수출입 통제체제를 충족시키면서 KAERI의 원자력활동을 위축시키지 않도록 하는데 목적이 있다. 이를 위하여, KAERI는 전략물자 수출입에 관련된 내부 절차를 보완하고, 전략물자 수출입을 관장하는 기관과의 밀접한 협의를 통하여 합리적으로 제도를 개선하였으며, 국제공동연구로 증가하고 있는 다수의 수출입 관련 사항에 효과적으로 대응하고 있다(연구용 DB 시스템 이용).

또한, 향후에도 KAERI는 국가에서 추진하는 ITT (Intangible Technology Transfer)와 관련 제도개선에도 적극적으로 참여하여 합리적인 수출입 통제체제를 유지할 수 있도록 노력할 것이다.

4. 참고문헌

[1] 한국원자력학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, pp. 1131-1132, 2010

[2] 전략물자 수출입 고시, 고시 제2013-39호, 2013

한울1호기 18주기 원자로 냉각재 아연주입에 따른 노심영향 평가

우해석[1*], 김환수[1], 김학성[1], 양호연[2]
[1]한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 242
[2]한수원(주)중앙연구원, 대전광역시 유성구 장동 25-1
[*]hswoo@knfc.co.kr

1. 서론

가압경수로원전의 경우 1994년 Farley 2호기에서 최초로 원자로 냉각재계통에 미량의 아연을 주입하였다. 아연은 계통 표면에 형성된 산화피막을 안정화시켜 용해성 부식생성물의 발생이 감소되므로 계통 선량율이 저감되고, 증기발생기 세관 등 주요 재질의 부식과 응력부식균열(PWSCC)이 억제되는 효과가 있음이 확인되었다. 또한, 장기적으로 볼 때 아연주입에 따라 냉각수내의 부식생성물의 양이 감소하여 노심의 비정상 축방향 출력분포 현상(AOA) 예방에도 효과가 있는 것으로 실험 및 발전소 적용을 통해 확인되었다[1]. 2012년 8월 현재 미국 내 PWR 의 59%, 전 세계 PWR 의 30%인 약 80개의 발전소에서 아연주입 운전을 시행 중에 있다[1].

국내 원전의 경우, 운전 년수 증가에 따른 부식 생성물로 인한 누적선량 증가 문제로 방사선량 저감 기술 적용 필요성이 증가되고 있다. 이에 따라 한울1호기 17주기부터 국내최초로 원자로냉각재계통에 미량의 아연(5~20ppb)을 주입하여 운전하고 있다.

아연주입이 장기적으로는 계통 표면에 피막을 형성하여 부식저감 및 계통 방사선량 저감화에 기여하지만, 단기적으로는 아연과 부식생성물의 치환효과로 인해 냉각수내에 부식생성물이 증가되어 핵연료에 크러드의 침적이 증가될 수 있다. 이로 인해 아연주입 초기에는 AOA의 발생 가능성이 증가된다. 따라서 본 논문에서는 한울1호기 18주기의 아연주입에 따른 노심영향평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 AOA 현상

비정상 축방향 출력분포 현상(AOA, Axial Offset Anomaly)은 미포화비등이 발생하는 핵연료 상부에 크러드와 붕소가 침적되어 중성자를 흡수함으로 핵연료 상부의 출력을 비정상적으로 감소시키고 이로인해 축방향 하부에서 상대적으로 출력이 더 발생하는 현상이다. EPRI는 이러한 AOA의 발생 위험도를 정량적으로 계산할 수 있는 노심분석코드(BOA)를 개발하였으며, 국내에서도 활용하고 있다. AOA 현상을 발생시키는 주된 요인은 노심내 미포화 비등(Subcooled Nucleate Boiling, SNB) 발생량, 냉각재의 부식생성물량, 냉각재의 붕소농도 등이 있다. BOA코드는 노심에 침적되는 크러드와 붕소의 양을 예측하여 AOA 발생 위험도를 평가한다.

2.2 아연주입에 따른 노심 영향

아연 주입에 따른 계통 내에 흡수되는 아연의 양은 주기중 계통에 주입된 아연의 총질량, 계통내의 아연농도를 통해 결정되는 냉각수내의 아연 질량 그리고 CVCS 를 통해 제거되는 아연의 질량간의 보존 상관식을 이용하여 구할 수 있다. 아연은 부식피막내의 니켈과 다른 부식생성물을 치환한다고 알려져 있으므로, 계통 내에 흡수된 아연의 양을 이용하여 냉각수내의 부식생성물 증가 정도를 추측할 수 있다. 계통의 아연흡수량 자료는 아연주입이 선행된 발전소로부터 구할 수 있으며, Farley 1, Vogtle 1, Vogtle 2, Callaway 발전소의 자료를 평가한 결과 발전소의 형태에 상관없이 서로 일관성 있는 결과를 보여주고 있으며, Fig. 1과 같이 아연의 주입기간과 아연농도의 곱(ppb-mo)에 비례하는 것으로 나타났다[2].

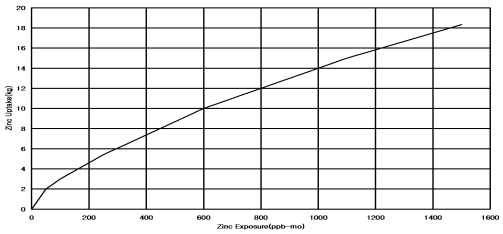


Fig. 1. Zinc Uptake as function of Zinc Exposure.

한울1호기 18주기는 아연 주입 두 번째 주기로 Fig. 1에 따라 아연주입 누적량(ppb-month)에 따른 부식물 방출률을 계산하여 적용하였다.

2.3 초음파 세정 효율

재사용 연료의 초음파 세정으로 연료표면에 적층되어 있던 크러드를 제거하여 AOA발생 위험도는 상당히 줄어들게 된다. Callaway 발전소의 측정결과에 따르면 초음파 세정효율은 80% 이상인 것으로 평가되었다[3]. 또한 한울1호기의 초음파세정의 경우 크러드가 충분히 침적되어 있는 2회 연소된 연료를 기준으로 육안검사를 수행한 결과 Fig. 2와 같이 세정효율은 80% 이상인 것으로 평가되었다.

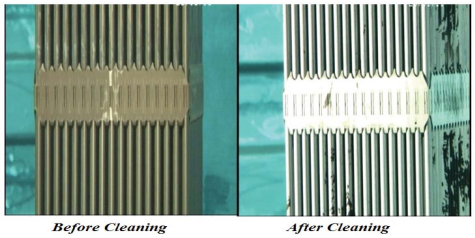


Fig. 2. Assembly Face Pre and Post Cleaning.

2.4 노심 영향 평가 결과

한울1호기 18주기 아연주입노심에 대한 민감도 분석을 위해 아연주입 개시 시점, 주입 농도 등에 따른 총 204개의 다양한 아연주입 시나리오에 대해 BOA 코드로 분석을 수행하였다. 분석결과 초음파 세정을 수행하지 않는 경우, 5 ppb의 아연주입노심을 가정하더라도 AOA발생 위험도는 비교하여 약 3%~4%의 AO 편차를 유발할 수 있는 것으로 평가되었다. 또한 20 ppb로 아연을 주입하는 경우, 약 9%의 AO 편차를 일으킬 수 있는 것으로 평가되었다. 이는 노심의 안전운전에 제약을 줄 수 있는 정도로, 경우에 따라서는 첨두출력계수(F_Q) 제한치가 위배될 수 있으며, 출력감발이 필요한 상황이 발생할 수 있다. 따라서 한울1호기 18주기의 아연주입을 위해서는 초음파세정을 수행하는 것이 필수적이었다.

초음파세정 후 아연주입에 따른 노심영향 평가결과, 아연주입농도 5 ppb에 대해서는 주기초부터 시작하더라도 Fig. 3과 같이 AOA 위험도가 아연주입 비적용 노심과 유사하여 노심의 운전에 제약을 주지 않는 것으로 나타났다. 10 ppb의 아연농도에 대해서는 AOA 위험도가 다소 증가하나 3% 미만의 AO 편차를 유발시키는 정도로 우려할 수준은 아니다. 기동 180일 이후에 아연을 주입하는 경우의 AOA 위험도는 매우 낮은 것으로 나타났다.

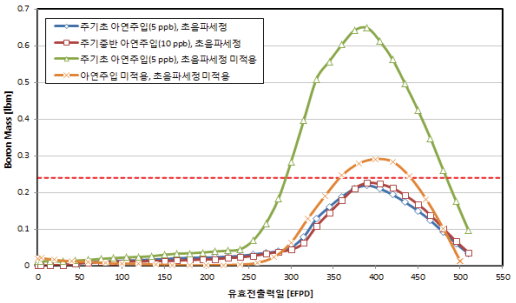


Fig. 3. Boron Mass related to Zinc addition.

Table 1. AOA risk evaluation result of Hanul 1 Cycle 18

주입 농도 (ppb)	아연주입 개시일 (EFPD)	초음파 세정		초음파 세정 미적용	
		최대붕소 침적량(lbm)	AOA 위험도 (AO 편차)	최대붕소 침적량(lbm)	AOA 위험도 (AO 편차)
5	30	0.219	LOW	0.649	MODERATE(-4%)
	180	0.150	LOW	0.533	MODERATE(-3%)
	270	0.110	LOW	0.549	MODERATE(-3%)
10	30	0.358	MILD(-2%)	0.888	SEVERE(-6%)
	180	0.226	LOW	0.681	MODERATE(-4%)
	270	0.145	LOW	0.531	MODERATE(-3%)
20	30	0.716	MODERATE(-4%)	1.355	SEVERE(-9%)
	180	0.401	MILD	0.939	SEVERE(-6%)
	270	0.229	LOW	0.678	MODERATE(-4%)

3. 결론

한울1호기 18주기의 아연주입에 따른 노심영향평가 결과, 주기초부터 아연을 5 ppb로 주입할 경우 AOA 위험도가 아연주입 비적용 노심보다 증가하여 Mild AOA(5%미만의 AO편차) 발생 가능성이 있는 것으로 평가되었다. 한편 초음파세정을 실시한 후 주입하는 경우는 충분히 안전한 것으로 평가되어, 재사용되는 핵연료에 대해 초음파세정을 실시한 후 아연주입을 실시하여 성공적으로 운전 완료하였다. 또한 발전소에서 계통선량을 측정한 결과, 40%이상 계통선량이 저감된 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

[1] Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines. EPRI, CA:2006. TR-1013420

[2] Zinc Additon Fuel Study for Byron Unit 1 and Braidwood Unit 1, EPRI, CA and Exelon Corporation, IL:2008. TR-1016616

[3] Ultrasonic Fuel Cleaning Efficacy Campaign Results at Callaway, EPRI, CA :2002. TR-1003229



Korean Radioactive Waste Society

대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
한국원자력연구원 원자력성과확산관(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