

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2012

한국방사성폐기물학회 학술논문요약집

- 2012년 가을 -

일시: 2012. 10. 11(목)~12(금)

장소: 부산 파라다이스 호텔 본관

후원: 한국방사성폐기물관리공단
(주)대우건설, 두산중공업(주)
한국과학기술단체총연합회



사단
법인

한국방사성폐기물학회

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2012

**한국방사성폐기물학회
학술논문요약집**

- 2012년 가을 -

일시: 2012. 10. 11(목)~12(금)

장소: 부산 파라다이스 호텔

후원: 한국방사성폐기물관리공단

(주)대우건설, 두산중공업(주)

한국과학기술단체총연합회



사단
법인 **한국방사성폐기물학회**

『이 발표논문집은 2012년도 정부재원(교육과학기술부)으로 한국과학기술단체
총연합회의 지원을 받아 발간되었음』

목 차

제1분과 사용후핵연료 수송저장 및 정책 (ORAL)

O0101	장기저장 밀봉재의 성능평가 연구동향	25
	최우석 · 이상훈 · 방경식 · 서중석 · 서기석 · 이주찬 · 박근일 [한국원자력연구원]	
O0102	파이로공정 폐기물 포장용기의 설계요건 분석 및 열전달 평가	27
	이주찬 · 방경식 · 서중석 · 서기석 · 박근일 [한국원자력연구원]	
O0103	금속용기 격실 화재시험 평가	29
	방경식 · 이주찬 · 서중석 · 서기석 [한국원자력연구원], 김형진 [방사성폐기물관리공단]	
O0104	사용후핵연료 수송/저장 용기 제작성 평가를 위한 고려사항 및 평가항목 ...	31
	문태철 · 김형진 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단], 이상동 [두산중공업]	
O0105	사용후핵연료 수송 · 저장 캐니스터 리드용접부 위상배열 초음파 비파괴검사용 시험편 설계	33
	채경선 · 박병목 · 신경욱 · 전호민 · 황영진 · 박재석 [세안기술㈜], 서기석 [한국원자력연구원]	
O0106	사용후핵연료 장기저장 관련 미국 규제기관 및 산업계의 최근 동향.....	35
	이관희 · 육대식 · 이윤근 · 정찬우 [한국원자력안전기술원]	
O0107	사용후핵연료 수송 경로별 소요시간 최적화 방안분석	37
	김진환 · 손정희 · 박진호 · 이수홍 · 신상화 · 이재민 [TUV Rheinland Korea(株)]	
O0108	방폐장 공기연장의 교훈과 향후과제	39
	정진욱 · 이병일 [경주시 월성원전 · 방폐장환경감시센터]	

제1분과 사용후핵연료 수송저장 및 정책 (POSTER)

P0101	란탄족 원소와 Ferritic-Martensitic 피복재의 상호반응	43
	김준환 · 천진식 · 김준형 · 이병운 · 이찬복 [한국원자력연구원] 윤영수 [연세대학교]	
P0102	국내외 고온 염이송 기술 개발 현황	45
	이호세 · 이성호 · 김정국 [한국원자력연구원]	

P0103	콘크리트 저장용기 제작성 향상을 위한 상세설계 시 고려사항	47
	김형진 · 문태철 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단], 박주문 [(주)대왕콘]	
P0104	MAVRIC을 활용한 사용후핵연료 콘크리트 저장용기 개념모델의 차폐해석 ...	49
	김태만 · 김형진 · 백창열 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0105	중수로 사용후핵연료 장기저장 건전성 검증방안	51
	정성환 · 정운창 · 박종길 [한국수력원자력(주)]	
P0106	사용후핵연료 수송저장시스템 최적화 기술개발에 대한 연구품질보증시스템 고찰	53
	문영표 · 장현기 · 백창열 · 정의영 [한국방사성폐기물관리공단], 최장영 [충남대학교]	
P0107	사용후핵연료 수송/저장 시스템 예비 안전성 해석.....	55
	백창열 · 김태만 · 문태철 [한국방사성폐기물관리공단], 정인수 [(주)코네스코퍼레이션]	
P0108	후쿠시마 원전사고 이후의 일본 후행핵연료주기 정책	57
	정미선 · 이윤희 · 김성기 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P0109	건식저장시 사용후핵연료의 건전성을 평가하기 위한 단위시험 장비 구축 ...	59
	국동학 · 장정남 · 권형문 · 김성근 · 김도식 [한국원자력연구원]	
P0110	사용후핵연료 중간저장시설 관리비용 평가시의 고려사항	61
	박상규 · 김연화 · 이수홍 · 신상화 · 이재민 [TÜV 라인란드코리아]	

제2분과 핵연료주기 기술 (ORAL)

O0201	공학규모 파이로 일관공정 시험시설 구축	65
	조일제 · 홍동희 · 이원경 · 한종희 · 이한수 [한국원자력연구원]	
O0202	BDSM 기능 확장을 위한 텔레스코픽 원격 취급기구 개발	67
	이종광 · 유승남 · 박명석 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]	
O0203	열처리분위기가 U_3O_8 분말 성형체의 소결거동에 미치는 영향	69
	이재원 · 김영환 · 조광훈 · 박근일 · 이한수 [한국원자력연구원]	

00204	사용후핵연료 처리를 위한 복극 배열 전해정련기 3차원 전산해석 및 전착 거동 예측	71
	김승현 · 이종현 [충남대학교 녹색에너지기술전문대학원], 박성빈 · 이성재 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]	
00205	우라늄 전착물로부터 염 제거를 위한 염의 고액분리 및 증류 특성에 관한 연구 ...	73
	박기민 · 권상운 · 진형주 · 김정국 [한국원자력연구원]	
00206	LiCl-KCl 고온 용융염매질에서 Np(III/IV)-Nd(III) 이온 이성분계의 전자흡광 스펙트럼 특성연구	75
	조영환 · 김대현 · 배상은 · 오승용 · 김종윤 · 송규석 [한국원자력연구원]	
00207	실린더 낙하법을 이용한 LiCl-KCl 용융염 점도 측정 연구	77
	김종윤 · 최용석 · 배상은 · 김대현 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]	
00208	고온 용융염 내 용질 농도 측정을 위한 전기화학	79
	배상은 · 김대현 · 김종윤 · 박태홍 · 조영환 · 박용준 · 연제원 · 송규석 [한국원자력연구원]	

제2분과 핵연료주기 기술 (POSTER)

P0201	PWR 16x16 사용후핵연료 집합체 해체장치 개념설계	83
	김영환 · 이재원 · 이한수 · 박근일 · 이정원 · 조광훈 [한국원자력연구원]	
P0202	광섬유전송에 의한 하단 봉단마개 레이저용접기술 연구	85
	김수성 · 우윤명 · 송훈 · 김기환 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
P0203	무기물 첨가에 따른 다공성 우라늄 산화물 그래놀 제조 특성	87
	이영우 · 윤여완 · 이재원 [한국원자력연구원]	
P0204	환원성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조	89
	나상호 · 이기원 · 김기홍 [한국원자력연구원], 유명준 [한전원자력연료(주)]	
P0205	산화성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조 Ⅰ. 공기 분위기	91
	나상호 · 신희성 · 김호동 · 김기홍 [한국원자력연구원], 유명준 [한전원자력연료(주)]	
P0206	산화성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조 Ⅱ. CO_2 가스 분위기 ...	93
	나상호 · 신희성 · 김호동 · 김기홍 [한국원자력연구원], 유명준 [한전원자력연료(주)]	
P0207	고연소도용 UO_2 핵연료 70,000 MWd/MTU 연구로 조사시험 고찰	95
	김대호 · 방제진 · 양용식 · 김효찬 · 김선기 · 김종현 · 서철교 [한국원자력연구원]	

P0208	350-1200 °C 공기 분위기에서 UO_2 소결체의 산화거동	97
	김건식 · 김동주 · 이영우 · 오장수 · 양재호 · 전태현 [한국원자력연구원]	
P0209	PRIDE 시설의 안전조치 시스템	99
	송대용 · 박세환 · 이태훈 · 서희 · 조일제 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0210	전해환원공정에서 thermal cycle에 의한 초합금 재료의 부식거동	101
	조수행 · 김계훈 · 오승철 · 홍순석 · 정명수 · 강대승 · 허진복 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0211	PRIDE 고효율 전해정련장치의 원격 취급성 평가	103
	정정환 · 박성빈 · 이성재 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0212	전류 인가 조건과 우라늄 전착물 형성에 관한 연구	105
	이성재 · 황성찬 · 송문범 · 정정환 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0213	염증류장치의 성능 향상 연구	107
	권상운 · 박기민 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0214	$LiCl-KCl-UCl_3$ salt 제조 및 잔류 카드뮴 제거방법	109
	우문식 · 진형주 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0215	PRIDE 염이송장치 설계 및 장치 특성	111
	이성호 · 이호세 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0216	프라이드 RAR 공정장치의 설계, 목업시험 및 제작 설치	113
	심준보 · 김지용 · 김택진 · 김가영 · 김시형 · 정재후 · 김광락 · 안도희 이한수 · 백승우 [한국원자력연구원]	
P0217	LCC 반응용기 재료에 대한 연구	115
	김지용 · 김택진 · 김가영 · 정재후 · 김광락 · 심준보 · 안도희 · 백승우 [한국원자력연구원]	
P0218	Pulse Voltammetry를 이용한 금속 수지상 성장 억제에 관한 연구	117
	윤종호 [과학기술연합대학원대학교], 김택진 · 김가영 · 안도희 · 김광락 · 심준보 정재후 · 백승우 [한국원자력연구원]	
P0219	PRIDE Cd 증류장치 원격 운전 및 유지보수 절차	119
	정재후 · 안도희 · 김광락 · 백승우 · 김택진 · 김가영 · 심준보 · 이한수 · 김정량 [한국원자력연구원]	

P0220	브롬-에틸아세테이트 용매에 의한 란탄족 금속 선택 용해 특성 연구	121
	조영환 · 최혜진 · 박란희 · 손세철 · 박용준 [한국원자력연구원]	
P0221	사용후핵연료의 용해 용액 중 플루토늄 정량 및 불확도 평가	123
	박양순 · 전영신 · 김정석 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0222	Unfolding Method of Inside Gamma Measurement base on First Layer Contribution	125
	Yos Panagaman Sitompul, Hee-Sung Shin, Oh Jong Myeong, Ryu Hyeon Hee, Seo Hee and Ho-Dong Kim [KAERI]	
P0223	Comparison of Source Term Analysis Result with Measured Data for Spent Fuel Hardware Characterization	127
	Dong-keun Cho and Jongtae Jeong [KAERI]	
P0224	SFR 모의 금속연료심 결함 중성자 라디오그래피 분석	129
	오석진 · 김선하 · 전현준 · 김기환 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
P0225	Ceramic Materials Selection of Fuel Crucibles based on Plasma Spray Coating for SFR	131
	Hoon Song, Jong-Hwan Kim, Hyung-Tae Kim, Young-Mo Ko, Yoon-Myung Woo, Seok-Jin Oh, Ki-Hwan Kim and Chan-Bock Lee [KAERI]	
P0226	선진핵주기시설의 방사선방호 안전기술기준관련 법령체계에 관한 연구 ...	133
	김지현 · 서현석 · 전관식 · 박상훈 [(주)라드웍스], 유길성 [한국원자력연구원], 육대식 [한국원자력안전기술원]	
P0227	선진핵연료주기시설(가공시설)의 안전요건 조사 및 분석	135
	서현석 · 김지현 · 전관식 · 박상훈 [(주)라드웍스], 육대식 [한국원자력안전기술원]	
P0228	핵주기 시설의 요구사항 관리 및 시스템엔지니어링 응용	137
	박희성 · 고원일 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0229	파이로단위공정 모델링을 위한 데이터 구조 설계	139
	이효직 · 고원일 · 조용진 · 박양정 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0230	Pyro-SFR 핵연료주기의 경제성 분석	141
	김성기 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P0231	수소동위원소 저장 공급 시험을 위한 소형 베드 시스템의 표준운전절차 ...	143
	정동유 · 이정민 · 구대서 · 정홍석 [한국원자력연구원]	

P0232	사용후핵연료 장기 건식저장 평가기술 개발 현황	145
	양용식 · 김대호 · 국동학 · 김도식 · 권형문 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0233	사용후핵연료 피복관 내압피로파괴시험 시스템 개발	147
	김성근 · 장정남 · 권형문 · 서항석 · 김도식 · 전용범 · 주용선 [한국원자력연구원]	
P0234	사용후핵연료 집합체 수중 관찰용 카메라시스템 개발	149
	권인찬 · 유병옥 · 김기하 · 손영준 · 전용범 · 김도식 · 장정남 서항석 [한국원자력연구원]	
P0235	사용후핵연료 피복관 내압 크립시험 기술 개발	151
	장정남 · 김성근 · 서항석 · 김기하 · 손영준 · 김도식 [한국원자력연구원]	
P0236	WDS 계수율 및 빔전류 감시 소프트웨어 개발	153
	권형문 · 이형권 · 오완호 · 손영준 · 김성근 · 김도식 [한국원자력연구원]	
P0237	사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실시 핵연료 거동 연구 현황	155
	방제진 · 김대호 · 김현길 · 김건식 · 전태현 [한국원자력연구원]	
P0238	실험연료봉 내압측정시험 최적시험방법 수립	157
	이형권 · 김도식 · 서항석 · 황용화 · 권형문 · 장정남 · 김대호 [한국원자력연구원]	
P0239	핫셀(hot-cell) 구조물 및 배기시설의 차폐설계	159
	황용화 · 이형권 · 서항석 · 김도식 [한국원자력연구원]	
P0240	고연소 핵연료 소결체 제거장치 및 핵연료 용해장치 개발	161
	서항석 · 김도식 · 전용범 · 이형권 · 황용화 · 권형문 · 장정남 권인찬 [한국원자력연구원]	
P0241	방사선 차폐해석 코드 체계에 관한 조사 연구	163
	임장환 · 이해찬 · 이성기 · 최기성 · 임채준 [한전원자력연료(주)]	
P0242	파이로 공정장치의 원격취급성 사전평가	165
	김기호 · 김성현 · 유승남 · 박병석 · 이종광 · 한중희 · 류동석 조일제 [한국원자력연구원]	
P0243	ACPF Argon Cell 구축을 위한 검증목업 시스템 설계	167
	박병석 · 이종광 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]	

P0244	파이로 핫셀시설 위해도 분석을 위한 공정 위해인자 도출	169
	정원명 · 구정희 · 유길성 · 문성인 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0245	파이로 단위 공정장치의 원격성 검증	171
	김성현 · 유승남 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]	
P0246	핵주기 공정장치의 원격취급을 위한 작업 요소 도출 및 분석 part 2: 전체 공정장치 분석 및 원격 취급성 개선안 예시	173
	유승남 · 김성현 · 이종광 · 박병석 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]	
P0247	PRIDE 천장 크레인의 성능 및 원격 유지보수성 검토	175
	한종희 · 이은표 · 조일제 [한국원자력연구원]	

제3분과 방사성폐기물 처리 및 제염해체(ORAL)

O0301	국내 원전 해체전략 선택을 위한 고찰	179
	홍상범 · 박진호 · 박승국 · 이기원 [한국원자력연구원]	
O0302	원자력시설 원격 해체를 위한 작업자-매니플레이터 인터페이스 설계 문제점 고찰	181
	정관성 · 최병선 · 문제권 · 현동준 · 김근호 [한국원자력연구원]	
O0303	거품 제염을 위한 비이온 계면활성제의 안정성 평가	183
	윤인호 · 정종현 · 김창기 · 윤석본 · 문제권 · 최왕규 [한국원자력연구원]	
O0304	모세관법을 이용한 원자로냉각재 대표시료 채취기술 소개	185
	강덕원 · 김승일 · 김현기 · 허준 · 성진현 [한국정수공업(주)]	
O0305	경주 방폐장의 중저준위방사성폐기물 관리 전략	187
	김동선 · 박주완 · 채만수 [한국방사성폐기물관리공단]	
O0306	원전 방사성폐기물 형태별 해체물량 예비평가	189
	김학수 · 정성환 · 맹성준 [한수원(주) 중앙연구원]	
O0307	농축폐액 건조분말 파라핀 고화드럼 처리기술 개발	191
	최영구 · 김대환 · 김병태 · 안승건 [선광원자력안전(주)], 방수일 · 박종민 [한국수력원자력(주)]	

00308	방사성 폐기물 안정화 및 고형화를 위한 Iron-Phosphate Ceramic 고화 담체 개발	193
	최종권 [POSTECH], 엄우용 [POSTECH, PNNL]	

제3분과 방사성폐기물 처리 및 제염해체 (POSTER)

P0301	폐피복관 중 우라늄 및 플루토늄 분리 및 동위원소 정량	197
	김정석 · 전영신 · 박순달 · 김영복 · 송병철 · 박용준 [한국원자력연구원]	
P0302	테크네튬 측정을 위한 마이크로파 용해장치를 이용한 칼슘필터 용해	199
	최광순 · 박양순 · 손세철 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0303	방사성 핵종분석을 위한 페이온교환수지 전처리	201
	손세철 · 표형열 · 최광순 · 김영복 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0304	전해환원 공정에서 용융염 종류에 따른 REOCI 생성 거동	203
	지현섭 · 류효열 · 정상문 [충북대학교]	
P0305	$\text{Li}_2\text{O-LiCl}$ 용융염에서 그래파이트 산화전극의 전기화학적 반응 특성	205
	류효열 · 지현섭 · 정상문 [충북대학교]	
P0306	공용융염(LiCl-KCl)내 희토류 염화물과 Li-SAP 의 반응 및 고화특성	207
	조인학 · 이영석 [충남대학교], 박환서 · 은희철 · 안수나 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P0307	란타나이드 인산화물 폐기물 ZIT 세라믹 고화체 특성	209
	안병길 · 박환서 · 김환영 · 김인태 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0308	U-SAP 내 Si , Al 및 P 분율에 따른 LiCl 염폐기물과의 반응특성.....	211
	안수나 · 박환서 · 조인학 · 김환영 · 안병길 · 김인태 [한국원자력연구원]	
P0309	교반장치 개량을 통한 공용염내 희토류 염화물 인산화 침전특성 평가	213
	김준홍 · 은희철 · 조용준 · 최정훈 · 김인태 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]	
P0310	경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서의 공정조건 도출 ...	215
	이태교 · 황택성 [충남대학교], 조용준 · 최정훈 · 은희철 · 김인태 · 박근일 [한국원자력연구원]	

P0311	담힌계 감압회발/응축회수장치에서 온도구배 변화에 따른 회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 종류특성	217
	은희철 · 김준홍 · 조용준 · 최정훈 · 김인태 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]	
P0312	경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물의 누적핵중분리효율 향상을 위한 Make-up 및 Sweating process에 관한 연구	219
	최정훈 · 조용준 · 은희철 · 김준홍 · 김인태 · 박근일 [한국원자력연구원], 이태교 [충남대학교]	
P0313	레늄 포집량별 칼슘필터의 포집특성 분석	221
	신진명 · 박장진 · 양재환 · 김영자 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0314	실험실규모 휘발성배기체처리장치 공정도	223
	박장진 · 신진명 · 백영희 · 김영자 · 양재환 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0315	환경 및 방사선안전관리 측면에서의 Iodine 채집을 위한 활성탄소섬유필터 원전 적용성 고찰	225
	김민수 · 김희경 [(주)엑트알앤티]	
P0316	ITER 중준위 금속폐기물(B형 폐기물)을 위한 삼중수소 제거공정의 정성적 위해도 평가.....	227
	홍대석 · 홍권표 · 장원혁 · 손종식 · 주용선 [한국원자력연구원], 정기정 [ITER한국사업단], 나병찬 [ITER]	
P0317	페로시아나화구리가 고정된 유기 메조포러스 실리카를 이용한 세슘 제거 ...	229
	김초롱 · 박연진 · 최상준 [경북대학교]	
P0318	졸-겔화 반응을 이용한 저온 소결 매질 기초 연구	231
	양재환 · 신진명 · 박장진 · 김영자 · 백영희 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0319	실제규모 폴리머고화체 성능평가	233
	박정수 · 이병식 [한국전력기술(주)], 조동준 [한국수력원자력(주)]	
P0320	Zircaloy-4 피복관의 500 °C 산화특성 연구	235
	최용택 · 이유리 · 전민구 · 이창화 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0321	50g 규모 염소화 공정을 통한 Zircaloy-4로부터 Zr 추출	237
	전민구 · 최용택 · 이유리 · 이창화 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]	

P0322	LiCl-KCl 공용염내에서 $ZrCl_4$ 농도에 따른 Zr 전착물 형상 특성 연구 ...	239
	이창화 · 이유리 · 전민구 · 강권호 · 박근일 [한국원자력연구원]	
P0323	유도가열저온용융로를 이용한 필터의 유리화 타당성 연구	241
	조현제 · 김천우 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0324	APR+ 원전 방사성폐기물 유리화설비 개념설계	243
	박윤규 · 김천우 · 박종길 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0325	분말형 폐기물의 유리화 특성시험 평가	245
	이상우 · 조현제 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0326	HVAC 폐필터 유리화를 위한 전처리 방안 연구	247
	김영일 · 조현제 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0327	현장 적용성 향상을 위한 silicotitanate의 입자화	249
	김초룡 · 박연진 · 최상준 [경북대학교]	
P0328	방사성 소각재 폐기물의 고화체 제조 및 특성평가	251
	이윤지 · 황두성 · 이기원 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0329	화학제염 기술 개발을 위한 모의 부식 산화막 제조	253
	정준영 · 박상윤 · 원취준 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0330	우라늄 함유 열처리 슬러지의 용해 및 침전 거동	255
	이일희 · 소지양 · 박민성 · 백예지 · 이근영 · 김광욱 · 정동용 문제권 [한국원자력연구원]	
P0331	실제규모 동전기로양제염장치에 의한 우라늄오염토양 제염 실증실험	257
	박옥량 · 김계남 · 김승수 · 박혜민 · 김완석 · 문제권 [한국원자력연구원], 권혁주 · 류오하 [선광원자력안전(주)]	
P0332	탄산염 용액계에서 온도 변화에 따른 uranyl peroxo carbonate 착물의 안정성 및 분해속도 평가	259
	김광욱 · 이근영 · 이일희 · 소지양 · 백예지 · 박민성 · 정동용 · 정의창 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0333	Block copolymer 비이온 계면활성제의 foam 안정성 연구	261
	김창기 · 정종현 · 윤인호 · 윤석본 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0334	용매조성에 따른 나노다공성 실리카 입자의 크기 및 기공 구조 조절	263
	윤석본 · 정종현 · 윤인호 · 김창기 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]	

P0335	연구로 발생 해체폐기물 관리	265
	황두성 · 이윤지 · 홍상범 · 정경환 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0336	방사성 세슘의 선택적 제거를 위한 기능성 실리카 나노입자 제조	267
	양희만 · 이근우 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0337	황산용액을 이용한 오염된 콘크리트 폐기물로부터 우라늄 제염	269
	김승수 · 김완석 · 박혜민 · 박옥량 · 김계남 [한국원자력연구원]	
P0338	탄산용액을 이용한 방사성 콘크리트 폐기물 제염	271
	김완석 · 김승수 · 박혜민 · 박옥량 · 권혁주 · 류오하 · 김계남 [한국원자력연구원]	
P0339	유리고화시험시설의 변경허가 과정 및 결과	273
	민병연 · 이기원 · 홍상범 · 윤경수 [한국원자력연구원]	
P0340	$\text{HNO}_3\text{-N}_2\text{H}_4$ 계의 magnetite 용해반응	275
	박정순 · 원휘준 · 최왕규 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0341	방사성 오염 토양 고정화를 위한 PEC 제조 및 물리화학적 특성 고찰	277
	최혜민 · 양희만 · 이근우 · 서범경 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0342	가연성폐기물처리시설 운전과 감용처리 결과	279
	윤경수 · 이기원 · 민병연 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0343	해체 후 부지 개방을 위한 저준위 방사능 측정용 컴프턴 억제형 신호처리 시스템 구성 및 특성 평가	281
	유지현 · 서범경 · 홍상범 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0344	해체활동 경험 자료를 이용한 해체대상시설물 해체비용 예측 방안	283
	조운형 · 박승국 · 최윤동 · 이규일 · 문제권 [한국원자력연구원]	
P0345	한국원자력연구원 액체 방사성폐기물 발생 및 처리 현황 분석	285
	장원혁 · 김태국 · 홍대석 · 강일식 · 손종식 · 유영걸 · 신기백 [한국원자력연구원]	
P0346	고성능 미립자 공기 여과기 필터 프레임 폴리우레탄 제거 전처리 장비 개발	287
	김건태 · 윤덕호 · 김민수 [(주)엑트 알앰티]	
P0347	방사성폐기물 용융 토치 내부 플라즈마 거동 해석	289
	박승철 · 최진수 · 이지훈 · 조항래 · 김천우 [한수원(주) 중앙연구원]	

P0348	증기발생기 화학 세정폐액 처리시스템의 온도별 NOx 생성에 대한 고찰 ...	291
	박병목 · 채경선 · 신경욱 · 장희곤 · 강석철 · 윤상정 · 김상태 [세안기술(주)]	
P0349	우리농에 의해 오염된 금속물의 재활용을 위한 용융제염 기술 개발에 관한 연구 ...	293
	김용재 · 이영배 · 류재봉 · 강현규 [한전원자력연료]	
P0350	RI 유기폐액의 처리를 위한 접근 전략	295
	강덕원 · 김승일 · 김현기 · 성진현 · 허준 [한국정수공업(주)]	
P0351	펜톤산화를 이용한 ETA 폐액의 분해 실험	297
	김현기 · 강덕원 · 김승일 · 성진현 · 허준 [한국정수공업(주)]	
P0352	농축폐액 건조조말 파라핀 고화드럼으로부터 분리된 파라핀 세정	299
	최영구 · 김대환 · 안승건 · 장대성 · 이승춘 [선광원자력안전(주)], 정용태 [한국수력원자력]	
P0353	침전제를 사용한 방사성 폐유활유 처리	301
	김기홍 · 김병태 · 최영구 · 김대환 · 안승건 · 홍지식 [선광원자력안전(주)], 김우섭 · 이상익 · 김동훈 [한국수력원자력(주)]	
P0354	마이크로버블을 이용한 세정장치 개발 및 세정성능 강화	303
	전종선 · 추주영 · 이상현 · 이상철 · 한병섭 · 김위수 [(주)에네시스]	
P0355	사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 성능평가	305
	전종선 · 추주영 · 이상현 · 이상철 · 장미숙 · 한병섭 [(주)에네시스]	
P0356	방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법	307
	이세엽 [(주)한국원자력엔지니어링]	
P0357	하이브리드(Hybrid) 제염방법 개선으로 방사성폐기물 처분비용 절감	309
	이승춘 · 장대성 · 구병진 · 안승건 · 이상욱 [선광원자력안전(주)]	
P0358	국외 원전 주요국의 원전 해체 현황	311
	김주엽 · 김주열 [(주)미래와도전], 이정준 · 안상면 [한국원자력안전기술원]	
P0359	원전 해체전략에 따른 국내 원전 해체시장 분석	313
	정재훈 · 박정수 · 이병식 [한국전력기술(주)], 김동선 · 박주완 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0360	국내 원자로시설 해체제도 개선방안	315
	이정민 · 김신재 · 박찬희 · 문주현 [동국대학교]	

P0361	국내 원전 해체 규제제도 개선방향 수립	317
	이정준 · 안상면 · 최경우 · 정찬우 [한국원자력안전기술원]	
P0362	RACE2010을 활용한 해체폐기물 경제성평가 Case 개발	319
	최광순 · 박정수 · 이병식 [한국전력기술㈜]	
P0363	대형해체 금속폐기물 처리 방법 및 처리처분 시설 분석	321
	이수홍 · 박상규 · 김연화 · 박진호 · 신상화 · 이재민 [TUV Rheinland Korea]	
P0364	우리나라의 원전해체폐기물 관리를 위한 전략적 고려사항	323
	김기진 · 김동선 · 박주완 [한국방사성폐기물관리공단], 이재설 · 성낙훈 [(주)코네스코퍼레이션]	
P0365	Volume Reduction of Large Components – Minimising Waste Volumes by Maximising Recycling	325
	Björn Amcoff and Stefan Ekstrand [Studsvik Nuclear AB], Jong-Bin KIM [EuroNPC Ltd.]	
P0366	관(管)형 철재폐기물 자체처분을 위한 내부오염 측정장비 개발	327
	조준호 · 이종은 · 임종규 · 유석준 · 정원범 · 이상욱 · 김용준 [선광원자력안전(주)]	

제4분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성(ORAL)

O0401	지질환경정보시스템 구성 방안에 대한 연구	331
	정재열 · 정해룡 · 이정환 [한국방사성폐기물관리공단]	
O0402	국제공동연구 DECOVALEX-2015 연구 현황	333
	이창수 · 조원진 · 최희주 [한국원자력연구원], 권상기 [인하대학교]	
O0403	Mock-up 실험을 통한 철근콘크리트 구조물의 공극률 변화 특성	335
	권기정 · 정해룡 [한국방사성폐기물관리공단], 김도겸 [한국건설기술연구원], 김건영 [한국원자력연구원]	
O0404	파이로 폐기물 처분 안전성에서 I-129의 영향	337
	강철형 · 정종태 [한국원자력연구원]	
O0405	Interruption with the Migration of Iodide by GR(Cl ⁻)	339
	J.H.Min, J.K.Lee and J.T.Jeong [KAERI]	
O0406	Process Knowledge를 이용한 방사성폐기물 핵종규명 방안	341
	황동현 · 맹성준 · 박종길 [한수원(주) 중앙연구원]	

O0407	U(VI)-탄산염 착물 화학종의 분광학적 특성 조사	343
	정의창 · 조혜륜 · 차완식 · 백민훈 [한국원자력연구원]	
O0408	KURT 시설 확장계획 및 활용 방안	345
	이종열 · 배대석 · 김정수 [한국원자력연구원]	

제4분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (POSTER)

P0401	처분용기 재료의 KURT 장기부식시험 개요	349
	이민수 · 김노박 · 최희주 · 문순성 [한국원자력연구원]	
P0402	Time Domain 해석 방법을 이용한 KURT 부지 환경에서의 방사성 핵종의 이동 모의	351
	황영택 [충남대학교], 고낙열 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0403	다변량 통계기법을 활용한 KURT 지하수 수질특성의 이해	353
	김은영 · 권장순 · 고용권 · 오승주 [한국원자력연구원]	
P0404	FLAC3D를 이용한 지하처분연구시설 시추공 히터시험 열해석	355
	권상기 · 김진수 · 박승훈 [인하대학교], 최희주 [한국원자력연구원]	
P0405	KURT 내 펄스반응시험을 이용한 수리간섭 효과 해석	357
	김병우 · 김진영 · 고용권 · 김정수 · 김석일 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0406	AE 기법을 이용한 반복하중 조건에서의 KURT 화강암의 파괴특성 분석... ..	359
	김진섭 · 이경수 · 최희주 [한국원자력연구원], 조계춘 [한국과학기술원]	
P0407	지하시설 건설을 위한 지층평가 방법 연구	361
	정재열 · 정해룡 [한국방사성폐기물관리공단], 채병곤 [한국지질자원연구원]	
P0408	지하처분연구시설(URL) 개념설계: 일본 MIU 사례	363
	김우석 · 김진영 · 배대석 [한국원자력연구원], 이재학 · 김현주 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0409	스위스 Grimsel Test Site (GTS)의 처분연구 현황	365
	권장순 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0410	국산 압축벤토나이트 완충재의 첨가제 혼합을 통한 열전도율 향상	367
	이종표 [경희대학교], 최희주 · 이민수 [한국원자력연구원]	

P0411	고준위폐기물처분장 공학적방벽 성능 현장실험	369
	조원진 · 김진섭 · 이창수 · 최희주 [한국원자력연구원]	
P0412	그라파이트 혼합에 따른 국산 압축 벤토나이트 완충재의 팽윤능 변화	371
	김노박 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원], 이종표 [경희대학교]	
P0413	처분장 재료인 벤토나이트 내 미생물 생존 여부 및 환경적 의미	373
	이지영 · 이승엽 · 정종태 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0414	공학적방벽 구성물질 자연유사 Safety Case 적용방안에 대한 사례 연구 ...	375
	김인영 · 백민훈 · 정종태 · 박태진 · 최종원 [한국원자력연구원], 최경우 [한국원자력안전기술원]	
P0415	파이로처리 방사성폐기물 처분 시스템 원계 영역 핵종 이동 모델링 방안...	377
	이연명 · 정종태 [한국원자력연구원]	
P0416	처분 안전성평가에서 자연유사연구의 역할 및 활용	379
	백민훈 · 정종태 · 최종원 [한국원자력연구원], 최경우 [한국원자력안전기술원]	
P0417	처분 안전성평가 내 자연유사연구 현황분석: 원계영역	381
	박태진 · 백민훈 · 정종태 · 김인영 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0418	벤토나이트 완충재의 재포화 특성 분석	383
	김진섭 · 조원진 · 최희주 [한국원자력연구원], 조계춘 [한국과학기술원]	
P0419	방사성폐기물 처분 시스템 복합시나리오의 안전성 평가를 위한 위험도 평가 방법...	385
	김정우 · 조동건 · 강철형 · 이연명 · 고낙열 · 정종태 [한국원자력연구원]	
P0420	폐기물처분 금속용기 재료와 지하미생물과의 상호반응 연구	387
	이승엽 · 이민수 · 백민훈 · 정종태 · 최희주 [한국원자력연구원]	
P0421	지구화학모델링을 이용한 KURT 지하수의 지구화학적 고찰	389
	류지훈 · 김건영 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0422	단열을 통한 지하수흐름과 자연전위와의 상관관계	391
	이항복 · 지성훈 · 김병우 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0423	단공 희석 시험을 통한 지하수 유동 방향 결정	393
	이대형 · 박경우 · 고용권 [한국원자력연구원], 여인옥 [전남대학교]	
P0424	지하수두 모니터링을 이용하여 규명된 투수성 구조의 연결성	395
	박경우 · 김경수 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	

P0425	경주 중·저준위 방폐물 처분장 부지의 지하수위 변동 특성	397
	이정환 · 정해룡 · 정재열 · 권기정 · 하재철 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0426	단열 암반에 대한 개념 모델 차이에 의한 지하수 유동 해석의 변화	399
	고낙열 · 지성훈 [한국원자력연구원]	
P0427	핵종의 수착분배계수에 미치는 지화학적 조건의 영향	401
	이재광 · 백민훈 · 정종태 [한국원자력연구원]	
P0428	농축폐액 및 이온교환수지 누적선량에 따른 폴리머고화체 가스발생 평가	403
	이지훈 · 박승철 · 양호연 · 박종길 · 조항래 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0429	열역학 모델을 이용한 콘크리트 열화 평가	405
	정해룡 · 권기정 [한국방사성폐기물관리공단], 류지훈 · 김진영 [한국원자력연구원], 김도겸 [한국건설기술연구원]	
P0430	실험실 규모의 콘크리트 임계기체압 실험에 대한 모델링 검증	407
	하재철 · 정해룡 [한국방사성폐기물관리공단], 김주엽 · 김주열 [(주)미래와도전]	
P0431	열화촉진 실험에 의한 콘크리트의 물리/화학적 변화 특성	409
	권기정 · 정해룡 [한국방사성폐기물관리공단], 김기범 [한국건설기술연구원] 류지훈 [한국원자력연구원]	
P0432	국내 방사성폐기물 처분시설 콘크리트 투기계수 측정	411
	김주엽 · 김주열 [(주)미래와도전], 정해룡 · 하재철 [한국방사성폐기물관리공단], 김은희 [서울대학교]	
P0433	원전콘크리트 열화저항능력의 미세구조적 연구	413
	이호재 · 이장화 · 이종석 · 김도겸 [한국건설기술연구원]	
P0434	공학적 방벽 콘크리트의 철근부식촉진 실험	415
	김기범 · 이호재 · 김도겸 [한국건설기술연구원]	
P0435	중·저준위 폐기물처분장 부지의 지하수 진화특성연구	417
	오승주 · 권장순 · 고용권 · 김은영 [한국원자력연구원], 하창용 [한국방사성폐기물관리공단]	

P0436	국외 방사성폐기물 처분장 운영 중 사고분석 사례 고찰	419
	윤정현 · 박진백 · 홍성욱 · 정미선 [한국방사성폐기물관리공단] 김창락 [한국전력국제원자력대학원대학교]	
P0437	초음파를 이용한 압축강도 측정용 폐수지 시멘트고화체 시편제조	421
	김학수 · 정성환 · 맹성준 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0438	방사성폐기물드럼 비파괴 감마핵종 분석장치 (Segmented Gamma Scanner)의 교정 및 유효성 평가	423
	이영주 · 조문형 · 강기두 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0439	중저준위 방사성폐기물 기체발생 실증실험장치 구조해석	425
	김석훈 · 김주열 [(주)미래와도전], 박진백 [한국방사성폐기물관리공단], 김성훈 · 황철규 [(주)둔포기계]	
P0440	연동펌프와 Ni-Resin 추출 크로마토그래피 분리관으로 구성된 $^{59,63}\text{Ni}$ 분리 시스템의 신뢰도 평가	427
	이창현 · 배영미 · 안홍주 · 송규석 [한국원자력연구원], 김민원 [(주)엑트]	
P0441	음이온교환수지 분리관에서 옥살산 용액에 함유되어 있는 ^{55}Fe 및 ^{94}Nb 의 분리거동	429
	이창현 · 오철균 · 박선영 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0442	Cesium oxides와 Uranium oxides 반응연구	431
	김종구 · 장은실 · 박양순 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]	

제5분과 방사선안전 환경 및 기타 (ORAL)

O0501	방사성 금속폐기물 선원항 평가 오차저감 방법 개발	435
	이상철 · 이상현 · 전종선 · 장미숙 · 한병섭 [(주)에네시스]	
O0502	NaI(Tl) 검출기의 G-factor를 이용한 인공 감마핵종의 조사선량을 계산방법 ...	437
	지영용 · 강문자 · 정근호 · 이완로 · 조영현 · 김원영 · 임종명 · 김현철 · 장미 박두원 · 박효국 · 최상도 · 이창우 · 최근식 [한국원자력연구원]	
O0503	체렌코프 방사선을 이용한 베타선 측정용 광섬유 방사선 센서	439
	한기택 · 유옥재 · 신상훈 · 서정기 · 전다영 · 이봉수 [건국대학교], 조승현 [송실대학교]	

O0504	방사성폐기물 분류체계 개정방향 설정에 관한 연구	441
	정해용 · 정찬우 [한국원자력안전기술원]	
O0505	비상사고시의 이동형 방사능 감시시스템 구축	443
	이경호 · 홍용호 · 제환경 [(주)엑트], 채현식 [(주)에스에프테크놀로지]	
O0506	첨착 활성탄 실험용 Backup 필터 성능시험결과 고찰	445
	성기방 · 권혁철 · 김정미 [한수원(주) 중앙연구원]	
O0507	CZT 검출기를 이용한 사용후핵연료 집합체 연소도 측정	447
	서희 · 오종명 · 신희성 · 박준식 · 박세환 · 김호동 · 권인찬 · 김도식 [한국원자력연구원]	
O0508	사용후핵연료 건식 저장 용기의 허용 방출을 결정	449
	이우교 · 차길용 · 노경용 · 김순영 [(주)래드코어], 백창열 · 김태만 [한국방사성폐기물관리공단]	

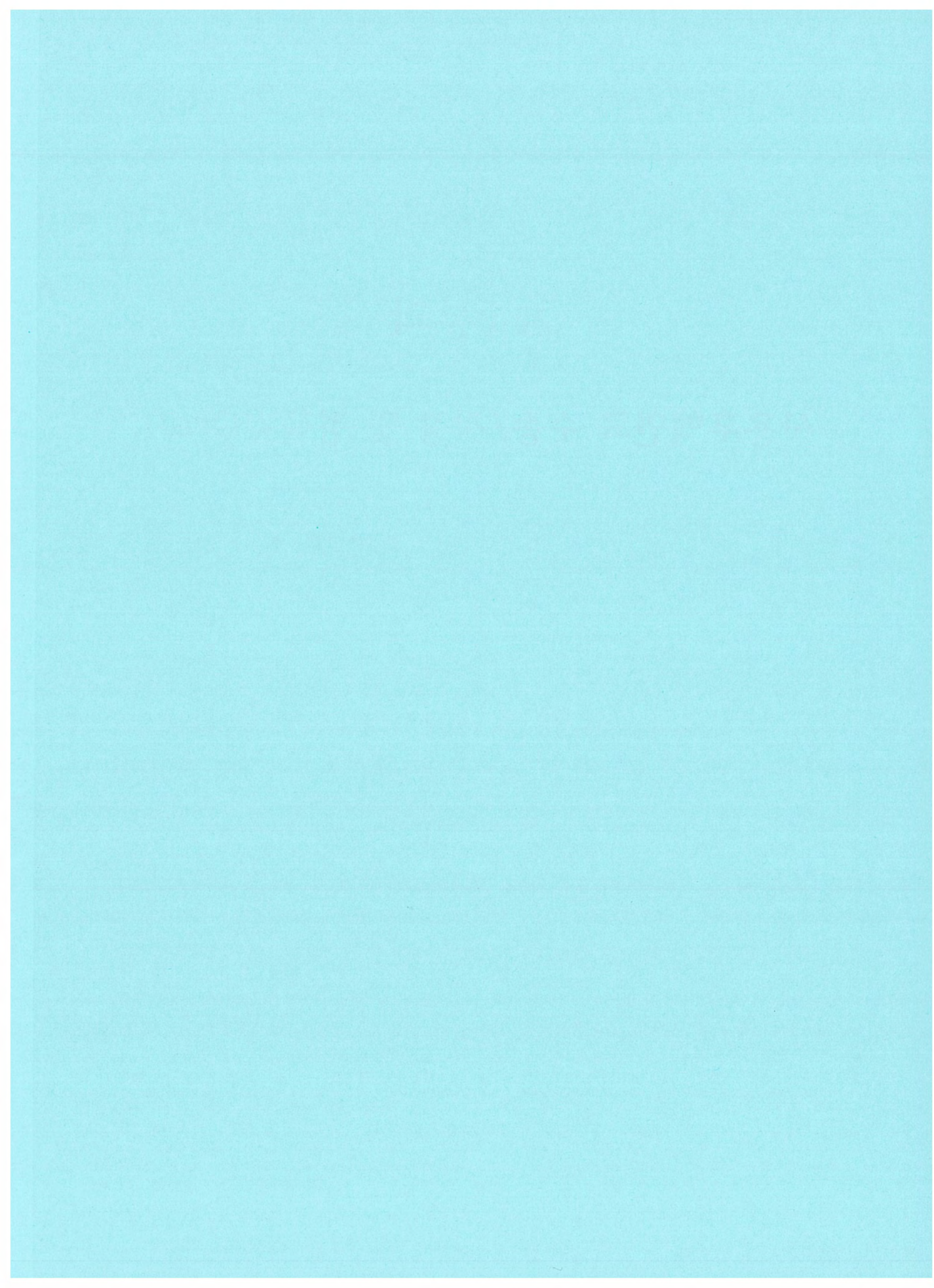
제5분과 방사선안전 환경 및 기타 (POSTER)

P0501	가동원전 출력최적화에 따른 방사선안전관리 측면에서의 주요 고려사항에 대한 고찰	453
	김희경 · 김민수 [(주)엑트알엠티]	
P0502	ITER 원격조작 시스템 소개	455
	홍권표 · 안상복 · 주용선 [한국원자력연구원], 이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소]	
P0503	EU-APR1400 원자로건물여과배기계통(CFVS) 성능검증을 위한 모델링 ...	457
	황도현 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0504	월성 원자력발전소 주변 환경방사선(능) 장기경향 평가	459
	이갑복 · 양양희 · 손 옥 [한수원(주) 중앙연구원], 김주열 [(주)미래와도전]	
P0505	원전주변 해양 관측기술에 관한 접근	461
	양양희 · 이갑복 · 손옥 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0506	삼중수소 취급설비의 수소동위원소 분석용 GC 컬럼 개발	463
	송규민 · 고병욱 · 김민철 · 손순환 [한수원(주) 중앙연구원], 박종기 [한국에너지기술연구원]	
P0507	이온분석법을 이용한 경수로 증기발생기 세관 On-Line 누설 감시기술 ...	465
	강덕원 · 김승일 · 김현기 · 허준 · 성진현 [한국정수공업(주)]	

P0508	사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성체계(안).....	467
	김석훈 · 김주열 [(주)미래와도전], 이재학 · 김현주 · 김진경 · 도일우 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0509	방사선 조사폭을 확인할 수 있는 교정용 감마선 조사장치에 관한 연구 ...	469
	신경욱 · 박병목 · 채경선 · 김상철 · 한경호 · 김광남 · 정도영 [세안기술(주)]	
P0510	삼중수소 SDS 베드 붕괴열에 따른 헬륨루프 온도예측	471
	구대서 · 정동유 · 이정민 · 정홍석[한국원자력연구원]	
P0511	미국 원전 지하수 감시 사례 조사	473
	손 옥 · 손순환 · 이갑복 · 양양희 [한수원(주) 중앙연구원]	
P0512	오염확산 방지를 위한 IPA기반 비접촉 사용자 인터페이스	475
	류동석 · 김기호 · 조일제 [한국원자력연구원]	
P0513	U-7Mo 및 U-7Mo-1Ti 분말 표면의 Nitride 코팅장치 개념 분석	477
	이선용 · 원종호 [충남대학교], 김우정 · 류호진 · 박종만 · 이윤상 [한국원자력연구원]	
P0514	Development of SiC Neutron Detector and its Application to Harsh Environment	479
	Se-Hwan Park, June-Sic Park, Jong-Myunh Oh, Hee Seo, Dae Young Song, Hee-Sung Shin and Ho-Dong Kim [KAERI], Sang-Mook Kang [Hanyang Univ.]	
P0515	사용후핵연료 검증을 위한 광섬유 체렌코프 방사선 센서에 관한 기초연구...	481
	신상훈 · 유옥재 · 서정기 · 한기택 · 전다영 · 이봉수 [건국대학교], 박병기 [순천향대학교], 조승현 [송실대학교]	
P0516	고선량 감마선 조사에 따른 SiC 검출기의 특성 변화 분석	483
	박준식 · 신희성 · 김호동 · 박세환 [한국원자력연구원], 김용균 [한양대학교]	
P0517	물 중 방사성물질 관리 실태 조사	485
	이완로 · 정근호 · 지영용 · 임종명 · 김현철 · 김원영 · 조영현 · 강문자 이창우 · 최근식 [한국원자력연구원]	
P0518	일본 방사성폐기물 처분사업의 물리적방호 기본방침 검토	487
	이호희 · 권은하 · 김성용 · 김다영 · 김호동 [한국원자력연구원]	

제 1 분과

사용후핵연료 수송/저장 및 정책 (Oral)



장기저장 밀봉재의 성능평가 연구동향

최우석, 이상훈, 방경식, 서중석, 서기석, 이주찬, 박근일

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

wschoi@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료를 저장하는 볼트체결 캐스크의 격납경계 (confinement boundary)를 형성하는 주된 구성요소는 밀봉재 (Seal)이다. 밀봉재의 종류는 크게 탄성중합 밀봉재 (Elastomer seal)와 금속 밀봉재 (Metallic Seal)로 대변된다. 탄성중합 밀봉재는 일반적으로 방사능물질 운반용기에, 금속 밀봉재는 방사능물질의 저장용기에 사용된다. 이러한 밀봉재는 열과 방사선에 의해 그 성질이 저하 (degradation)된다. 또한, 밀봉재가 강한 열에 노출되면 크리프 현상이 발생한다. 이러한 크리프는 밀봉시스템에 응력 이완 (stress relaxation)을 가져와서, 결국 밀봉재의 건전성을 해치게 된다. 크리프와 더불어 지속적인 온도의 오르내림이 반복되면 열적 기계적 피로 (fatigue)를 가져오게 되고 균열이 생성되며 중국에는 파손에 이르게 된다. 독일, 일본, 프랑스, 미국 등의 원자력 선진국에서는 금속밀봉재의 열적 특성 저하, 부식 등에 대하여 지속적인 연구를 수행하고 있다. 본 논문에서는 장기저장으로 인한 밀봉재의 성능저하 메카니즘과 관련 연구의 내용을 정리하였다.

2. 장기저장 밀봉재 관련 연구

2.1 일본의 장기저장 밀봉성능 시험

일본 CRIEPI에서는 장기저장에 따른 금속 가스켓의 격납건전성을 평가하기 위하여 두 가지 종류의 캐스크 뚜껑을 포함하는 원형시험모델을 만들고, 이를 이용하여 19년 동안 가속화 시험을 수행하였다. 이는 60년 기간을 모사한 것이었다.

시험에서의 온도 조건을 결정하기 위하여 ABAQUS 코드를 이용하여 열해석을 수행하였다. 붕괴열의 감소량을 고려하여, 온도 분포의 시간이력을 계산하였다. 시험시 온도측정을 위해, 뚜껑 모델의 외부면과 내부에 열전대를 설치하였고, 두 번째 뚜껑의 누설율을 2주에서 3주에 한 번씩 측정하였다. 시험은 1990년에 시작하여 2010년에 종료되었다.

Type-I 과 Type-II 모델에서 측정된 누설율은

각각 10^{-10} 과 10^{-11} Pa·cm³/s의 차수를 갖는다. 격납 성능은 은으로 둘러 쌓인 가스켓이 알루미늄으로 둘러 쌓인 금속 가스켓보다 좋은 결과를 나타내었다. 19년이 넘는 시간동안 매우 안정적인 격납 성능을 가지고 있음이 검증되었다.

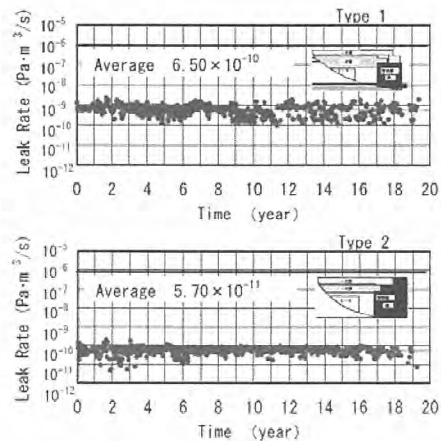


Fig. 1. Leak rate of Type-I and Type-II lid model.

원형시험모델과는 별도로 누설발생의 한계조건을 찾아내기 위하여 작은 플랜지 모델을 이용하여 가속화조건하에서 실험을 수행하였다. 플랜지 모델은 한 개의 금속 가스켓이 있는 두 개의 플랜지로 구성되고 두 개의 플랜지를 볼트로 연결된다. 플랜지 모델은 화로 (furnace)에 넣어 최대 10,000 시간 동안 가열되었다. 최대 가열 온도는 300 °C이다. 가스켓의 변형은 Larson-Miller Parameter (LMP)와 관계가 있다고 가정하여, 가스켓에서의 누설은 다음의 식으로 주어지는 LMP와 관련이 있음을 주장하였다.

$$LMP = T \times (C + \log_{10}(t)) \dots \dots \dots (1)$$

Eq. (1)에서 T는 절대온도(K)이고, t는 시간(h), C는 상수값이다. LMP를 사용하면, 저온에서 장시간에 대한 평가는 고온에서 단시간에 대한 결과를 사용하여 예측할 수 있다.

2.2 금속밀봉재 성능저하 영향인자 평가

독일 BAM에서는 용기의 운반시 발생하는 정상 조건 및 사고조건에서 금속 밀봉재의 거동을 평가하는 시험을 수행하였다. 독일은 격납시스템의 중요 구성요소인 밀봉재에 대한 품질보증 및 평가기준을 개발하고 있으며, 이러한 기준들은 제작자에 대한 자질검증, 시험 밀봉재의 제작, 밀봉재의 기계적/열적/단기/장기 거동에 대한 종합적인 검증 프로그램, 원형 밀봉재 제작기간 동안의 품질보증, 조립 및 장착 이후의 계획, 일반적인 운전기간 동안의 격납시스템 재검사 시험 등을 포함한다.

GNS는 CASTOR 캐스크의 격납시스템 구성요소로서 금속 이중 자켓 스프링 밀봉재의 설계 및 특성에 대한 검증을 신청했고, 이로 인해 금속 밀봉재, 뚜껑, 볼트, 캐스크 본체로 구성된 시스템의 거동에 대한 일부 수정된 기준이 개발되었다. 이러한 설계기준들은 탄성 압축 및 인장거동과 표준화 헬름 누설율을 주요하게 다루고 있다. 또한, 이중 재킷 금속 밀봉재에 대한 주된 이슈를 포함하고 있다. 즉, 재료의 사양, 하중-변위 선도, 축방향 하중에 대한 밀봉 (일회 압축), 횡방향 하중에 대한 밀봉 (플랜지/밀봉재의 변위), NCT와 ACT 하에서 최대 및 최소온도의 영향, 미세입자 (particle) 실험 (밀봉재와 접합 면의 다른 크기의 미세입자가 밀봉에 미치는 영향), 부식, 장기성능 등의 이슈를 포함한다.

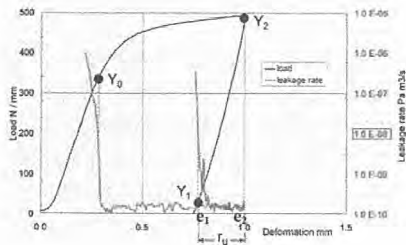


Fig. 2. Example of a load deformation curve of a double jacket seal.

2.3 Viton O-ring의 밀봉성능 시험

SRNL은 플로토늄을 KAMS (K-Area Material Storage) 시설에 보관하고 있다. 플로토늄은 DOE-STD-3013 기준에 따라 패키징되어 Savannah River Site으로 Type B 9975 Package로 운반되었다. 초기에 9975 이송용기는 장기저장을 위한 용도로 설계되지는 않았으나, 9975는 명확한 저장 시설의 일부분이므로, KAMS 시설 안전기준은 9975 설계를 격납구조로 인정하였다. 9975 용기는 스테인레스강 격납용기가 Viton fluoroelastomer 기반

의 이중 O-ring seals로 단혀있다. 저장을 위한 O-ring의 수명예측 모델을 개발하기 위해, O-ring 집합체의 노화거동에 관한 연구가 진행되고 있다.

3. 결론

독일, 일본, 프랑스, 미국 등의 원자력 선진국에서는 금속밀봉재의 열적 특성 저하, 부식 등에 대한 연구를 지속적으로 수행하고 있다. 프랑스에서는 1973년에 시작된 테스트 프로그램을 통해 밀봉재에 중대한 변화는 없다는 사실을 찾아내었다. 독일은 알루미늄 또는 은 재킷을 가진 금속 밀봉재 Helicoflex의 크리프를 150 °C에서 측정한 결과 밀봉 성능 상실을 아직까지 발견하지 못했다. 일본은 금속 밀봉재 Helicoflex의 성능시험을 1990년에서 2010년까지 수행하였고, 누설율과 Larson-Miller 인자 사이의 관계를 측정하였다. 그리고 알루미늄으로 쌓인 가스켓은 초기 온도 134 °C 이하로, 은으로 쌓인 가스켓은 초기 온도 125 °C 이하로 운영되는 한 밀봉성능은 약 60년 동안 보장할 수 있다는 결론을 내놓았다.

2012년 발간된 Gap analysis 리포트에서도 장기저장시 O-ring에 대한 성능평가에 대한 필요성과 중요성이 강조되어 있으며, 우리나라에서도 조속히 이에 대한 체계적인 시험계획이 마련되어야 할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

- [1] FCRD-USED-2011-000136, "Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel, Rev.0", U.S. DOE UFDC, 2012.
- [2] NWTRB., "Evaluation of the Technical Basis for Extended Dry Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel", 2010.
- [3] SRNL-STI-2012-00023, "Aging Behavior of Viton O-Ring Seals in the 9975 Shipping Package", Waste Management Conference, 2012.
- [4] Sven Schubert et al., "Behavior of Metallic Seals in CASTOR®-Casks under Normal and Accident Conditions of Transport: Qualification Requirements", PATRAM 2007.
- [5] M. Wataru et al., "Long-term Containment Test using Two Full-Scale Lid Models of Metal Cask with Metal Gaskets for Interim Storage", The 3rd East Asia Forum on Radwaste Management, 2010.

파이로공정 폐기물 포장용기의 설계요건 분석 및 열전달 평가

이주찬, 방정식, 서중석, 서기석, 박근일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

siclee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로공정 폐기물은 안정한 형태의 waste form(고화체)으로 제조, 밀봉/포장하여 저장 관리되어야 한다. 본 연구에서는 미국 NRC 10 CFR 60.135 등의 규정과 지침을 기준으로 파이로 폐기물 포장용기의 설계요건을 분석하였다. 또한, 붕괴열에 따른 캐니스터의 열전달해석을 수행하여 waste form의 허용온도 기준을 만족하는 최대 붕괴열과 캐니스터 표면온도를 설정하였다.

2. 본론

2.1 Waste Form 포장용기의 설계기준

표 1은 미국 NRC의 10 CFR 60.135[1]와 DOE/RW-0351[2]에 제시된 고준위폐기물 포장용기의 설계기준을 요약하였다. 10 CFR 60.135에서는 waste form 형태를 입자, 연소성, 액체, 폭발성, 발화성 혹은 화학적 반응물질을 제외한 안정한 고체로 규정하고 있다.

Table 1. Design criteria for HLW waste.

항 목	설계기준	비고
Waste form 형태	입자, 연소성, 액체, 폭발성, 발화성, 화학적 반응물질을 제외한 안정한 고체	
Canister 체적/중량	150리터, Max. 400 kg	
Waste form 체적	캐니스터 내부용적의 80%	내압상승 방지
Canister 내부압력	150 kPa (Borosilicate glass waste form)	수분함량, 화학반응
Waste form 발열량	2 kW(설계기준), 3 kW(최대)	프랑스 AVH canister
Waste form 허용 온도	Glass waste form : 500 °C Glass bonded ceramic waste form : 500 °C	유리의 전이온도

Waste form 포장용기의 설계요건은 UC-C, UC-V 캐니스터를 기준 모델로 평가하였다.

UC-C/V 캐니스터 설계기준 발열량은 2 kW, 최대 허용 발열량은 3 kW으로 고려하였다. UC-C/V 모델은 waste form의 적재용량을 400 kg로 제한한다. 또한 적재 부피도 중량의 규제요건과 동일한 기준으로 캐니스터 내부 부피의 80 % 이내로 제한한다. 캐니스터의 나머지 20 %의 용적은 내부의 수분 혹은 공기의 열팽창에 의한 내부 압력의 상승방지를 위한 완충공간이다. Borosilicate glass waste form 적재 캐니스터의 내부 압력을 150 kPa(1.5 kg/cm²) 이하로 제한하고 있다.

2.2 Waste Form 포장용기의 열전달 평가

Waste form 캐니스터의 열전달해석을 수행하여 허용온도 기준을 만족하는 최대 붕괴열과 캐니스터 표면온도 계산하였다. 150 리터 용량의 표준형 캐니스터를 대상으로 하였으며, 캐니스터는 외경이 430 mm, 길이가 1,340 mm이며, 두께 6 mm의 스테인리스강으로 구성된다. 캐니스터에 장전되는 고화체는 glass waste form과 glass-bonded ceramic waste form을 고려하였다. 그림 1은 캐니스터의 열전달해석 모델을 나타낸다. 캐니스터에서의 열전달은 waste form과 캐니스터 벽을 통한 열전도, waste form과 캐니스터 내벽 사이의 공기층을 통한 대류 및 복사열전달 등으로 구분된다. 캐니스터 주변의 대기온도는 27 °C, 캐니스터의 붕괴열은 0.25 ~ 3.00 kW를 고려하였다.

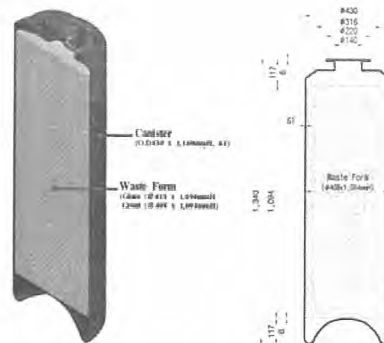


Fig. 1. Waste form canister

그림 2는 붕괴열에 따른 캐니스터의 centerline 온도와 표면온도를 보여주고 있다. 캐니스터의 붕괴열이 3 kW인 경우 최대온도는 glass waste form의 경우 508 °C, ceramic waste form의 경우 450 °C로 나타났다. Ceramic waste form의 경우 캐니스터와 고화체 사이에 5 mm의 air gap이 있지만 고온에서는 복사열전달 영향이 크고 glass의 열전도도가 ceramic 보다 낮아서 고온에서는 glass waste form의 온도가 ceramic waste form에 비하여 높게 나타났다.

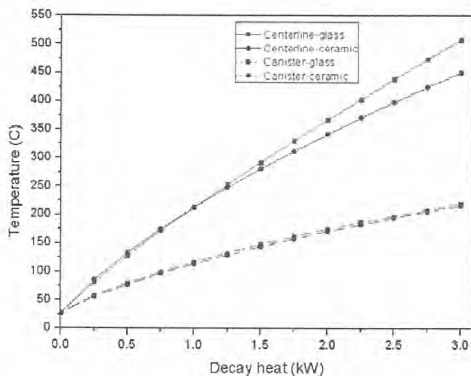


Fig. 2. Canister temperature profiles as a variation of decay heat.

프랑스 La-Hague의 유리고화시설은 150리터 glass waste form 캐니스터의 최대 붕괴열을 3 kW로 설정하였다. 미국 INEEL의 유리화폐기물 저장시설 타당성 분석보고서 등에서는 Glass 및 glass-bonded ceramic waste form의 최대온도는 glass의 전이온도인 400 ~ 500 °C 이내로 제한하고 있다. 붕괴열이 3 kW인 경우 glass waste form의 최대온도가 508 °C로 계산되었으므로 최대 붕괴열은 3 kW 이내로 설계되어야 한다. 여기에서 계산된 온도는 캐니스터가 27 °C의 대기 중에 노출된 조건이며, 저장시설 또는 저장용기에 장전된 경우 캐니스터의 온도는 더 높게 상승할 것이다. 따라서 안전 여유도와 보수성을 감안하여 캐니스터의 최대 붕괴열을 2 kW로 설정하는 것이 타당한 것으로 분석되었다.

그림 3은 캐니스터의 붕괴열이 2.0, 2.5, 3.0 kW일 경우 캐니스터 표면온도에 따른 centerline의 온도를 보여주고 있다. Centerline의 온도를 450 °C로 제한하기 위한 캐니스터 표면의 온도는 붕괴열이 각각 2.0, 2.5, 3.0 kW인 경우에 256 °C, 207 °C, 159 °C로 계산되었다. 따라서

waste form의 저장 허용온도를 만족시키기 위한 캐니스터의 최대 붕괴열은 2 kW, 붕괴열 2 kW에서 캐니스터의 최대 표면온도는 250 °C로 설정하였다.

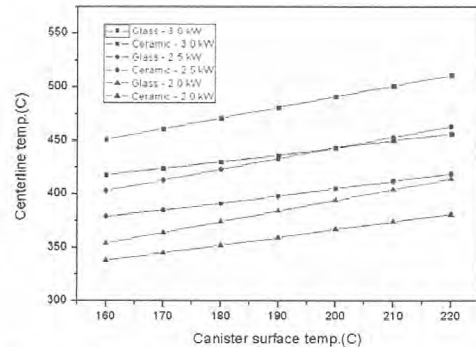


Fig. 3. Centerline temperature as a variation of surface temperatures.

3. 결론

본 연구에서는 미국 NRC 10 CFR 60.135 등의 규정과 지침을 기준으로 파이로 폐기물 포장용기의 설계요건을 분석하였다. 또한, 붕괴열에 따른 캐니스터의 centerline 온도 및 표면온도를 평가하였다. Waste form의 제한온도를 400 ~ 500 °C로 고려하여 캐니스터의 최대 붕괴열을 2 kW로 설정하였다. 붕괴열 2 kW에서 캐니스터의 최대 표면온도는 250 °C로 설정하였다. 본 연구결과는 파이로공정 waste form의 loading를 결정, 캐니스터 운반용기 또는 저장시스템의 열전달해석을 위한 기본 자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 “원자력 연구개발 사업”의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] US 10 CFR Part 60.135, "Criteria for the Waste Package and Its Components", 2011.
- [2] DOE/RW- 0351, "Waste Acceptance System Requirement Document", 1998.

금속용기 격실 화재시험 평가

방경식, 이주찬, 서중석, 서기석, 김형진*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

nksbang@kaeri.re.kr

1. 서론

항공기 충돌에 따른 Jet 연료의 누출에 의한 격실 화재에서의 화염온도를 평가하기 위해 격실을 제작하고, 화원으로 Jet-A-1을 사용하여 개구부 크기에 따른 화재시험을 수행하여 화염온도를 평가하였다. 또한, 금속용기의 1/3 축소모델을 제작하여 격실 내에 설치한 후 화염온도가 가장 높게 측정된 화염 온도 조건을 적용하여 화재시험을 수행하였으며, 격실 화재시험에서 측정된 온도를 수송관련 법규에서 규정하고 있는 800 °C 조건으로 환산하여 금속저장 용기가 800 °C 화염 속에서 노출된 시간을 평가하였다.

2. 화재시험

2.1 시험시설

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

2.2 화재시험

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

화재시험에 사용한 화원은 일반 항공기에 사용하는 Jet-A-1을 적용하여 개구부의 크기를 바꾸며 시험을 3번 수행하였다.

Test-1은 Jet-A-1 50 litter를 격실에 채우고 개구부의 크기를 50 cm(H) × 80 cm(W)로 적용하여 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 15분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 618 °C로 측정되었다. Test-2는 개구부의 크기를 50 cm(H) × 80 cm(W)로 적용하고 격실 지붕의 30 cm 직경의 홀을 열고 Jet-A-1 50 litter를 격실에 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 12분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 692 °C로 측정되었다. Test-3에서 개구부의 크기는 40 cm(H) × 70 cm(W)를 적용하고 격실 지붕의 30 cm 직경의 홀을 열고 격실에 Jet-A-1 50 litter를 채운 후 수행되었다. 시험결과 성염시간은 약 17분 지속되었으며, 상부에서 화염 평균온도는 약 646 °C로 측정되었다.

Test-4는 금속용기 1/3 축소모델을 격실에 설치한 후 화염온도가 가장 높게 측정된 Test-2 조건을 적용하고, Jet-A-1 연료 170 litter를 적용하여 시험을 수행하였다. 시험결과 성염시간은 약 40분 정도 지속되었으며, 화염의 평균온도는 상부에서 약 701 °C로 측정되었고, 중앙부에서는 약 707 °C로 측정되었으며, 하부에서는 약 608 °C로 측정되었다. Test-2 조건의 성염 시간인 12분간의 화염온도와 비교해 보면, 상부에서 633 °C, 중앙부에서 621 °C 및 하부에서 510 °C로 Test-2 조건보다 낮게 측정되었다.

2.3 열 방출속도 및 연료 소모량

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

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

여기서, $\dot{Q}$ 는 열 방출속도(kW), $\dot{m}$ 는 질량 연소 유속(kg/s), Δh 는 유효 연소열(kJ/kg)로서, 소비되는 공기의 단위 질량당 방출되는 유효 연소열은 3,000 kJ/kg 정도로 일정하게 유지되며, ϕ 는 등가상

수이다.

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

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

Table 1에서 보면 개구부의 크기에 따른 연료 소모율은 개구부의 크기가 클 경우 작은 경우보다 큼을 알 수 있다. 따라서, 역시 개구부의 크기가 클 경우 화염의 온도가 높게 측정되었음을 알 수 있다.

격실화재 시험결과 화염의 성염온도는 점진적으로 증가하는 것으로 나타났다. NUREG-1805[3]에 따르면, 격실화재에서 화염의 온도는 8시간에 이를 때까지 점진적으로 증가하여 화염의 온도가 1,260 °C에 도달한다고 나타내고 있다.

금속용기는 격실 화재에서 화염으로부터 대류열 전달과 복사열전달에 의한 영향을 받게 된다. 따라서, 금속용기 1/3 축소모델이 격실 화재에서 화염으로부터 받는 열은 약 168 kJ/s로 평가되었다. 따라서, 격실 내 화염의 온도는 금속용기가 받는 열량만큼 화염의 온도가 낮아지는 것으로 판단된다.

금속용기 1/3 축소모델이 격실 화재에서 평균 672 °C의 화염 속에서 화재시험기간인 40분 동안 노출될 경우 받게 되는 열은 식 (2)와 같다.

$$Q_M = (hT_F + \sigma FT_F^4) A \frac{\tau_F}{M_M} \dots\dots\dots (2)$$

여기서, Q_M 은 모델이 받은 열(J/kg), h 는 대류 열전달계수, σ 는 Stefan-Boltzmann 상수, F 는 형태 계수, τ_F 는 화재 시간, M_M 은 모델의 중량이다.

식 (2)로부터 모델이 받은 열은 165,838 J/kg으로 평가되었으며, 이것을 운반관련법규에서 규정하고 있는 800 °C의 화염 속에서 노출될 경우 동일한 열을 받게 되는 화재시험 기간은 식 (3)으로부터 36분으로 산출되었다.

$$\tau_T = \frac{Q_M M_M}{A(hT_F + \sigma FT_F^4)} \dots\dots\dots (3)$$

Test-4에서 금속용기 표면 및 canister 표면의 온도는 각각 357 °C 및 247 °C로서 측정되었으며, O-ring의 온도는 171 °C로서 측정되었다. 따라서, 금속용기가 운반되는 조건에서의 격납 건전성은 유지될 것으로 판단된다.

Table 1. Heat Release Rate and Mass Flow Rate.

	Jet-A-1		
	Test-1	Test-2	Test-3
열 방출속도(kJ/s)	1,728	2,160	1,524
질량 연소유속(kg/s)	0.040	0.050	0.035
연소 시간(s)	900	720	1020
밀도(kg/m ³)	797.6	797.6	797.6
연소열 상수(k ₀)	0.070	0.088	0.099

Table 2. Fire Test Results of the Metal Cask.

Temperature (°C)			
Metal Cask		Canister	O-ring
Surface	Inside		
357	337	247	171

3. 결론

- 3.1 연료 소모율은 개구부의 크기가 클 경우 작은 경우보다 크게 나타났다. 따라서, 개구부의 크기가 클 경우 화염온도가 높게 측정되었다.
- 3.2 격실 내에 금속용기가 저장되었을 때 저장용기가 화염으로부터 받는 열량만큼 화염의 온도는 낮아지는 것으로 나타났다.
- 3.3 금속용기가 800 °C의 화염 속 30분간 견디어야 하는 수송조건에서 격납 건전성은 유지될 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] James G. Quintiere, Fundamentals of fire phenomena, Wiley, 2006.
- [2] 한재섭 외, 액적간격이 고정액적의 연소율상수에 미치는 영향에 관한 연구, 한국추진공학회지, Vol.6, pp 47~54, 2002.
- [3] NUREG-1805, Fire Dynamics Tools, U.S. NRC Washington, DC, October 2004.

사용후핵연료 수송/저장 용기 제작성 평가를 위한 고려사항 및 평가항목

문태철, 김형진, 백창열, 이상동*

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*두산중공업, 경상남도 창원시 성산구 귀곡동 555

tcmoon@krmc.or.kr

1. 서론

국내 사용후핵연료 수송용기 제작성 평가 기술은 현재 원전에서 운영중인 KN-12 용기를 2002년 2세트(고리) 및 2007년 3세트(영광 및 울진) 두산중공업이 제작 및 공급한 경험을 가지고 있으며, 제작하는 동안 상세 제작 설계 및 제작, 공급을 통해서 KN-12 용기에 대한 제작성 평가에 대한 기술력을 보유하고 있다[1].

본 연구의 목적은 사용후핵연료 수송/저장 용기 개념설계를 바탕으로 수송/저장 시스템의 제작과정이나 절차에 문제점이 발생하지 않도록 설계단계에서부터 충분한 제작성 평가와 이를 반영한 시스템 최적화를 수행하기 위함이다. 또한 수송/저장 용기의 설계결과에 대한 실제 제작성을 검증하기 위함이다. 사용후핵연료 수송/저장 용기는 제작 안전성을 위하여 ASME에서 별도로 구성한 세션의 기술기준을 준수하여 제작해야 하며, 설계과정에서도 원자력 품질보증 시스템을 적용하여 안전성이 보증되어야 한다. 또한 고유의 특수재질이 많이 사용되므로, 이에 대한 재질특성/재료수급 및 제작 용이성 등을 충분히 반영하는 것이 필요하다. 따라서 설계사의 수송/저장 용기 원형 모델에 대한 설계도면 개발시 제작가능성이 반영된 기본설계도면 개발지원 및 설계사의 수송/저장 용기의 각 부품별 소재 선정에 대한 적정성 평가 지원에 대하여 분석하였다[2].

2. 본론

2.1 금속용기 제작성 평가

개발 중인 금속용기는 방사성질을 운반하는 특수용기이며, Body Shell(SA-350 LF-3) 최대벽 두께 215 mm(8.465 inches)이다. 따라서 제작 시 재료의 성능검사 외에 Reg. Guide 7.12과 ASME Sec III, Div. 3, WE-2330 등의 특별한 기준을 만족시켜야 한다[3]~[4].

금속용기 설계시 적용한 모든 재료에 대하여 수

급성 및 제작 용이성을 검토하였다. 대부분의 소재는 적합하였으며, 변경 및 고려사항이 필요한 재료 및 의견은 Table 1와 같다.

Table 1. Modification and considerations of steel cask materials.

부품명	설계소재	추천소재	비고
Lid Bolt	SB637 N07718	SA453 GR.651 CLA	-소재수급 어려움 -금액고가
Round Bar	SA240 TP304	SA479 TP304	-적용 Standard 오류
Trunnion Adapter	SA182 GR.F6NM	SA350 LF3	-제작성 고려시 용기소재와 동일한 소재 추천
중성자 흡수재	BORAL	METAMIC BORAL MAXUS	-Nanotec Metal -Cera-dyne -Nikkeikin

사용후핵연료 운반/저장 및 원자력 분야에서 사용하는 금속 O-ring의 제조사는 Garlock France(프랑스)와 Helicoflex(미국)가 있다. 전자의 경우 Cask용 고성능 금속 O-ring을 생산하는 곳이며, 다른 곳은 원자로용을 주로 생산하고 있다. 전 세계적으로 두 곳 만이 원자로용 금속 O-ring을 사용하고 있으며, 해당 제품을 사용하여 많은 저장용기가 제작되고 있다. 수송/저장 용기에서 사용한 금속 O-ring 예는 Fig. 1와 같다.

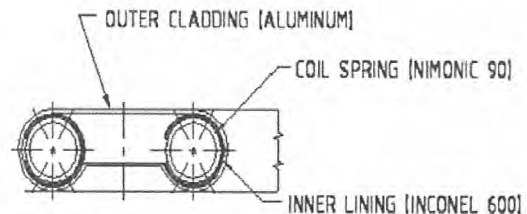


Fig. 1. Example of steel O-ring in steel cask.

현재 설계한 금속용기의 형상 및 재료를 기준으로 열전달핀 및 트러니언에 대한 제작성을 검토하였다. 재료의 수급성 및 재료 자체의 제작에는 큰 문제가 없으나, 용기 본체와 열전달핀 및 트러니언 부착 부위의 재료가 다름으로 인해서

Fig. 2와 같이 추가적인 작업(버터링)이 필요하지만 용기본체와 동일재료를 사용하여 추가적인 작업 없이 가능하도록 하였다. 특히 트리니언의 경우 큰 하중을 받는 부위이므로 향후 추가적인 검토 및 설계변경이 필요하다고 판단된다.

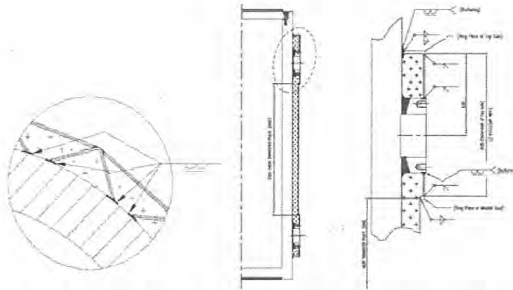


Fig. 2. Heat transfer fin and trunnion in steel cask.

또한 제작시 많은 어려움이 따를 것으로 예상되므로 용기의 열적 안전성을 저해하지 않는 범위에서 열전달핀의 설치 구간은 상하부 트리니언 사이로 할 것을 제안하였다.

열전달핀과 트리니언 및 최외곽 셸(shell)을 갖는 용기의 구조로 인해서 실제 용기의 제작시 중성자흡수체 주조 및 트리니언 부착에 어려움이 따를 것으로 판단된다. 따라서 Fig. 3와 같이 2단계에 걸쳐 외부셸 제작 및 중성자흡수체를 제작하는 방안을 기본설계에 반영되도록 제안하였다. 1단계는 트리니언 근처까지만 외부셸 및 중성자흡수체를 제작하며, 트리니언의 용기 본체 부착이후 2단계로 트리니언 상하부의 외부셸 및 레진을 주조하는 방안이다. 2단계로 제작을 하지 않을 경우 열전달핀으로 인해서 트리니언 하부의 중성자흡수체 주조는 불가능하다고 판단된다.

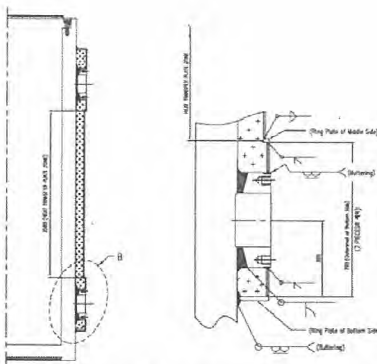


Fig. 3. Manufacture of heat transfer fin and trunnion.

2.2 Mock-up 부위 선정

현재까지 수행한 제작성 검토 및 용기의 설계를 반영하여 금속용기의 Mock-up 부위를 선정하였다. 금속용기에서 가장 복잡한 형상 및 제작과정이 필요할 것으로 판단되는 상하부 트리니언을 포함하는 길이방향 1/4 대칭모델이 적합할 것으로 판단된다.

3. 결론

개발 중인 사용후핵연료 운반/저장 겸용 금속용기에 대하여 설계에 따른 제작성 평가 및 재료에 대한 검토를 수행하였다. 사용후핵연료 운반 용기 제작 시 필요한 제작 검사를 분석하여, 설계중인 겸용 금속용기의 해당 성능기준을 제시하였다. 선정된 재료에 대한 수급성 및 제작성에 대한 검토를 하였으며, 이 과정을 통하여 재료의 변경 및 수급의 용이성을 위한 안을 제안하였다. 설계단계에서부터 충분한 제작성 평가와 이를 반영한 시스템 최적화를 수행하기 위하여, 현재까지 수행한 제작성 평가를 바탕으로 설계변경이 필요한 부위 및 변경안을 제시하였고, Mock-up 부위를 선정하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방사성폐기물관리기술개발 중장기기획과제의 일환으로 수행중에 있습니다.

5. 참고문헌

- [1] 사용후핵연료 수송저장 시스템 상용화 기술개발, 2단계 보고서, 2011.
- [2] 사용후핵연료 수송저장 시스템 최적화 기술개발, 2단계 1차년도 보고서, 2012.
- [3] Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Wall Thickness Greater Than 4 inches (0.3m), Reg. Guide-7.12, 1991.
- [4] Containments for Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste, 2010 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Sec III, Div 3, 2010.

사용후핵연료 수송·저장 캐니스터 리드용접부 위상배열 초음파 비파괴검사용 시험편 설계

채경선, 박병목, 신경욱, 전호민, 황영진, 박재석, 서기석*

세안기술(주), 서울시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리2차 910호

*한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 989번길 111

gschae7@sae-an.co.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송·저장 캐니스터 리드(Lid)용접부는 사용후핵연료 다발을 담은 캐니스터 용기 격납을 위한 압력경계로서 격납방법 선정이나 격납건전성 평가 등은 원자력관계규정[1] 등에서 명시하고 있다. 격납방법으로서 용접공법에 의한 밀봉을 권고하고, 적절한 산업기술기준에 따라 설계, 제작, 용접 및 시험되도록 하고 있는데, 전력산업기술기준의 원자로시설 기술기준 적용에 관한 지침[2]에 따라 전력산업기술기준의 원전가동증검사 또는 그에 상응하는 ASME Code Sec.XI과 같은 기술기준을 적용할 수 있다. 캐니스터 리드용접부에 대한 비파괴검사 적용기술은 캐니스터 재료와 형상, 용접재료와 용접방법 및 용접형태, 용접 및 비파괴검사 환경조건 등에 따라 다양한 비파괴검사방법을 사용할 수 있으나, 관련사례[3]에서는 초음파검사(UT; Ultrasonic Examination)와 침투탐상(PT; Penetrant Examination) 및 누설검사(LT; Leak Testing)를 고려하고 있는데, 사용후핵연료 다발을 캐니스터에 적재한 후에는 사용후핵연료로부터 발생하는 높은 온도와 방사선량을 인하여 검사가 곤란하여 누설검사만 실시하고 있다. 최근 전자기센서 및 비파괴검사장비 기술의 발달로 고온, 고방사선장에서도 비파괴검사를 할 수 있는 다양한 수단이 개발되고 있고, 신뢰도 향상을 위한 지속적인 연구가 계속되고 있어서, 조만간 캐니스터 건전성평가와 관련한 다양한 비파괴검사방법이 상용인허가 기술기준으로 제시될 수도 있을 것이다.

캐니스터내에 사용후핵연료 다발을 적재후 리드용접부에 대한 용접건전성 확인수단으로서 초음파검사를 고려한다면, 사용후핵연료 다발을 적재한 캐니스터가 캐스크내에 배치된 기하학적 형태로 인하여 비파괴검사가 곤란하거나 검사결과 신뢰성이 미흡한 영역이 발생하기 때문에 위상배열(Phased Array)기법을 이용한 초음파검사 방법을

유용할 수 있다. 초음파가 통과하는 매질의 특성에 따라 검사결과가 상이하므로 검사장비는 통상적으로 시험편 등으로 교정하여 활용하는데, 인공결함을 갖는 교정 또는 대비시험편 등의 결함 신호에 대응하는 상대적인 초음파 신호의 양으로서 실제 용접부의 결함여부를 평가한다. 사용후핵연료 캐니스터 리드용접부의 재료, 용접조건, 열처리 등의 제반조건이 동일한 시험편을 사용하는 것은 검사의 신뢰성 확보 측면에서 중요하다.

2. 본론

2.1 관련요건

원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙(원자로규칙) 제12조(안전등급 및 규격), 원자로규칙 제63조(시험·감시·검사 및 보수), 원자로규칙 제75조(특수작업의 관리)는 원자로 및 관계시설과 핵연료주기시설의 위치, 구조, 설비, 성능, 운영에 관한 기술기준을 정하고 있다. 특수작업의 범주에 포함되는 비파괴검사에 대한 세부기술기준은 전력산업기술기준(KEPIC) 및 그에 상응하는 기술기준(ASME Code & Standard 등)에 상세하게 명시되어있으며, 초음파검사 장비는 교정하여 사용하고, 교정시에는 시험편을 사용토록 하고 있다.

2.2 교정시험편 설계

전력산업기술기준의 용접부에 대한 초음파탐상검사 일반기준(MEN A4)에 명시된 교정시험편 및 대체시험편은 검사장비의 교정을 위한 초음파 반사체로서 측면공(구멍), 평저공, 노치 등의 인공결함을 사용하여 검사장비의 성능시험 또는 감도(Sensitivity)를 보정토록 하고 있다. 교정은 초음파검사 장치의 직선성과 스크린 높이의 직선성, 진폭조정 직선성을 보정(조정)하는 것으로서 거리-진폭교정(DAC)기법에 사용하는 기본적인 것이지만, 위상배열의 경우 기존의 단일소자 탐촉자와 동일한 일정한 교정빔각도를 가진 특정 활성소자

에 적용하는 다중송신방식의 단일집속에 대한 보정이다. 관련문헌[4]에서 용접 깊이는 캐니스터 원통형 몸통(Shell) 두께와 같거나 그 이상 깊이로 용접하도록 권고하고 있으므로 캐니스터 리드용접부의 용접깊이가 캐니스터 Shell두께 이상이면 되겠지만, 여기서는 리드용접부의 두께를 리드두께와 동일하다고 가정하고 Table1.과 같이 시험편 설계에 적용하였는데[5], 이것은 시험편에 인공적으로 만든 각 결함이 초음파신호에 의한 지시가 상호간섭이나 지시의 증폭됨이 없이 서로 구분될 수 있도록 하는데 유리하기 때문이다.

Table1. Calibration Block design for Phased Array
UT to inspect Canister Lid-weld.

Weld Thickness	250-300(mm)
Calibration Block Thickness	275or Lid T(mm)
Side Drilled Hole diameter	11(mm)
Round Bottom Hole diameter	16(mm)

2.3 다중각 집속빔 교정시험편 설계

위상배열 초음파 특성이 갖는 장점으로서 전체 탐촉자를 구성하는 각 압전소자의 발진시간을 전자기적으로 조절하여 초음파의 진행방향을 자유롭게 조절하고 원하는 지점으로 초음파를 집속하는 방법으로 부채꼴형(S-scan; 방위주사; 다중각 스윕핑)주사가 있다. 검사에 적용되는 음파 경로에 대한 거리 및 진폭교정을 위해 집속빔을 조정해야 하며, 웨지(Wedge)의 음파경로 변화와 감쇠효과에 대해 적용 가능한 보상이 필요하다.

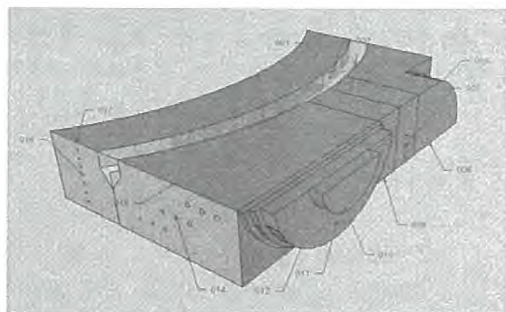


Fig. 1. S-scan Calibration Block design for Phased Array UT to inspect Canister Lid-weld.

초음파의 다중각 집속빔을 조정하기 위하여 크기가 서로다른 원호 및 반원, 깊이 방향으로 측면공 4개와 수평방향의 측면공 6개, 깊이에 따른 초음파 신호의 동적집속기능(Dynamic Depth Focus)

평가를 위한 깊이 방향으로 간격이 같은 동일한 크기의 측면공, 결합의 크기에 따른 검출능과 감도의 측정을 위하여 같은 깊이의 크기가 다른 측면공과, 같은 크기의 깊이가 다른 측면공을 갖도록 하였다. 위상배열초음파 검사방법의 특징으로서 다중각 집속빔 조정을 위하여 설계한 시험편을 Fig.1에 나타내었다.

3. 결론

캐니스터 리드용접부의 리드재료, 성분, 용접 형태 및 열처리조건 등이 동일하고 인공결함을 만들어 놓은 시험편으로부터 나오는 인공결함 초음파 신호에 대응하는 상대적인 초음파 신호를 평가하는 방법으로 실제 리드용접부의 결함여부를 평가할 수 있는데, 사용후핵연료 다발을 적재한 캐니스터가 캐스크내에 배치된 기하학적 형태로 인하여 위상배열초음파 검사방법을 사용할 수 있다. 위상배열초음파 검사를 위하여 리드용접부의 재료와 형상 및 조건을 동일하게 하여 설계, 제작한 시험편은 리드용접부에 대한 용접건전성평가 뿐만 아니라 비파괴검사 방법의 결정 및 검사의 신뢰성 확보에 필수적이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 재원으로 한국에너지
기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행중인 연
구과제입니다.(No.2011171020001B-22-3-030)

5. 참고문헌

- [1] "방사성폐기물 처리설비의 구조 및 설비에 관한 기술기준", 원자력안전위원회고시 제2012-62호.
- [2] "전력산업기술기준의 원자로시설 기술기준 적용에 관한 지침", 원자력안전위원회고시 제2012-13호.
- [3] "Safety Analysis Report for the HI-STAR100 Cask System", Holtec International.
- [4] "Cask Closure Weld Inspections", NRC Interim Staff Guidance-4, Rev.1.
- [5] "ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section V Nondestructive Examination", A4, Fig.J-431, ASME 2007.

사용후핵연료 장기저장 관련 미국 규제기관 및 산업계의 최근 동향

이관희, 육대식, 이윤근, 정찬우

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62

khlee@kins.re.kr

1. 서론

미국 에너지부(DOE)는 2008년 6월 원자력규제 위원회(NRC)에 네바다 주의 유카마운틴 처분장 허가신청서를 제출하였으며, NRC는 이에 대한 심사를 진행하고 있었다. 그러나 2010년 3월 DOE는 유카마운틴 처분장 신청에 대한 철회를 신청하여 고준위폐기물 처분장 건설이 중단되었다. 이에 따라 NRC는 사용후핵연료 처분 관련 국가 정책의 불확실성 때문에 사용후핵연료가 당초 계획보다 장기간 저장될 것으로 예상됨에 따라 기존의 인허가 요건에 대한 재검토에 착수하였으며, 산업계와 규제기관은 사용후핵연료의 장기저장시 도출될 수 있는 현안사항에 대한 활발한 토의를 진행 중에 있다. 본 논문에서는 사용후핵연료 장기저장 관련 미국 규제기관 및 산업계의 최근 동향에 대하여 분석하였다.

2. 본론

2.1 NRC의 기존 요건 및 규제 프로그램 재검토

2.1.1 폐기물 신뢰 결정(Waste Confidence Decision) 개정

폐기물 신뢰 결정은 상업용원자로의 허가 종료 후 사용후핵연료의 처분방안이 존재하는지 또는 존재하지 않는다면 사용후핵연료가 허가 종료 후 안전하게 저장될 수 있는지 여부를 결정하라는 미국 연방고등법원의 결정에 따라 1984년에 최초로 제정되었으며, 2010년 12월에 개정되었다. 주요 내용은 “사용후핵연료는 원자로의 허가 종료 후 최소한 60년 동안 환경에 심각한 영향을 끼치지 않고 안전하게 저장될 수 있다”이며, 이는 사용후핵연료가 최종 처분될 때 까지 안전하게 관리될 수 있다는 NRC의 확신을 담고 있다. NRC는 지난해부터 상가 폐기물 신뢰 결정을 원전의 허가 종료 후 60년 이상 장기간으로 확장하기 위하여 환경영향평가서(Environmental Impact Statement) 작성을 위한 평가서의 범위 및 주요 시나리오(안)

을 작성하여 이해당사자의 의견수렴을 진행하고 있다[1]. 이에 따르면 NRC는 향후 약 200년 동안의 사용후핵연료 장기 저장 및 운반 관련 영향을 4개의 시나리오(원전 부지에서 계속 저장, 지역 저장시설에서 저장, 하나의 중앙저장시설에서 저장, 재처리에 따른 고준위폐기물을 재처리시설 부지에 저장하는 제한된 재처리)를 가정하여 평가할 계획을 제시하였다. 그러나 지난 6월 미국 연방법원은 2010년에 개정된 폐기물 신뢰 결정이 무효라는 판결을 내렸다. 이에 따라 NRC는 기존의 환경영향평가서 작성 계획 등에 대한 전반적인 재검토 작업에 착수하였다.

2.1.2 사용후핵연료 장기저장 대비 규제 프로그램 재검토

NRC는 사용후핵연료의 장기 저장 및 운반에 대비하기 위하여, 워킹그룹을 만들어 기존의 규제 프로그램에 대한 재검토를 수행하였다. 워킹그룹은 사용후핵연료 검사 프로그램의 효율성 및 효과성을 증진시키기 위하여 12개의 권고사항을 도출하였으며, 주요 내용은 다음과 같다[2].

- 기존의 검사 지침(Inspection Manual Chapter 2690) 및 검사 절차서에서 검사 절차 및 검사 요건을 보다 명확하게 하기 위한 개정
- 검사 지적사항 추적관리 및 경향 분석을 위한 방법 개발 등

2.2 사용후핵연료 장기저장 관련 공동 프로그램

2.2.1 ESCP (Extended Storage Collaboration Program)

미국 전력연구소(EPRI)는 유카마운틴 처분장 건설이 중단되어 원전부지에서 사용후핵연료의 장기간 저장이 예상됨에 따라, 사용후핵연료 장기 저장 관련 장기적인 기술현안에 대하여 연구하기 위해 ESCP를 구성하였다[3]. 2009년 11월 발전회사, 규제기관, Vendor 등이 참여하는 워크숍을 통해 ESCP를 착수하였으며, 다음과 같이 3단계로 나뉜다.

- 1단계 : 사용후핵연료 관련 현재의 기술 기준 검토 및 현재의 저장 시스템으로 저장 가능한 기간에 대해 이해하기 위한 gap 분석(gap analysis) 실시
- 2단계 : 실험 및 현지조사와 확인된 gap을 다루기 위해 필요한 추가 분석 실시
- 3단계 : 공동연구 프로그램 조정을 통한 고연소도 사용후핵연료가 저장된 건식저장시설에서의 실증 실시

현재 1단계 gap 분석이 진행 중이며, 2010년 12월까지 확인된 장기저장 관련 3개의 주요 gap 분석결과는 다음과 같다.

- 피복재 건진성
- 용접된 스테인리스 캐니스터
- 콘크리트

또한, 해양 환경에 따른 스테인리스 캐니스터에서의 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking, SCC)은 최우선순위로 추가 연구가 필요한 분야로 의견이 모아졌으며, 현재 2개의 전문가 그룹(SCC in Marine Environment, NDE of Cask/Canister Integrity)에서 활발한 연구가 진행 중이다.

2.2.2 RIRP (Regulatory Issue Resolution Protocol)

미국 원자력에너지협회(NEI)는 사용후핵연료 건식저장 및 운반 관련하여, 여러 저장시설 또는 여러 기관에 걸친 공통 현안에 대하여 평가하고 해결방안을 마련하기 위하여 RIRP를 마련하였다. 2009년 및 2010년에 NRC와의 공개회의의 결과를 토대로 2010년 4월 NEI는 “Used Fuel Storage and Transportation Issue Resolution Protocol”을 발간하였다[4]. RIRP는 특정 현안에 대한 확인, 선별, 계획, 실행 및 종료의 5단계로 이루어진다. 현재 2건의 현안사항(Top Nozzle, Marine Environment)에 대하여 산업계와 NRC가 공동으로 해결방안을 모색하고 있다. 이와 같은 프로그램은 잠재적인 현안사항에 대해서 산업계와 NRC가 공동으로 신속하게 대응할 수 있다는 장점이 있다.

2.2.1에서 소개한 ESCP는 규제 의사결정을 지원하기 위하여 장기간 연구가 필요한 현안사항에 대한 연구를 실시하며, RIRP는 주로 단기간의 현안사항을 다룬다. RIRP와 ESCP는 중복되는 분야가 일부 있으나 각각의 목적은 다르다. RIRP를 해결하기 위해서는 일반적으로 ESCP에 의한 자

료 수집 및 연구가 선행되어야 한다.

3. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 장기저장 관련 미국 규제기관 및 산업계의 최근 동향을 분석하였다. NRC는 사용후핵연료 처분 관련 국가 정책의 불확실성으로 사용후핵연료가 당초 계획보다 장기간 저장될 것으로 예상됨에 따라, 기존의 폐기물 신뢰 결정을 개정하기 위한 환경영향평가서 작성을 준비하고 있으며, 기존의 규제 프로그램에 대한 재검토 작업도 진행하고 있다. 또한, 산업계와 규제기관은 사용후핵연료의 장기저장시 도출될 수 있는 현안사항에 대하여 공동으로 해결방안을 모색하고 있다. 이와 같은 미국의 최근 동향 분석 결과는 향후 사용후핵연료 중간저장시설 건설 관련 현안사항 도출 및 해결 방안 수립시 기초자료로 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 원자력 안전규제기술 개발 사업의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

- [1] US NRC, Background and Preliminary Assumptions For an Environmental Impact Statement : Long-Term Waste Confidence Update, 2011.
- [2] US NRC, Licensing, Inspection, And Enforcement Programs Review For Storage And Transportation, 2011.
- [3] EPRI, Extended Storage Collaboration Program : Progress Report And Review Of Gap Analyses, 2011.
- [4] NEI, Used Fuel Storage and Transportation Issue Resolution Protocol, 2010.

사용후핵연료 수송 경로별 소요시간 최적화 방안분석

김진환, 손정희, 박진호, 이수홍, 신상화, 이재민

TUV Rheinland Korea(주), 서울 구로구 구로3동 E&C 벤처드림타워 6차

jinhwan.kim@kor.tuv.com

1. 서론

사용후핵연료 수송 소요시간 분석은 주로 각 원전에서 해상 수송을 기준으로 분석되었다. 본 논문에서는 사용후핵연료 수송 소요시간을 장전공정 및 육상수송 절차의 소요시간을 중심으로 계산하여 각 원전간의 수송 경로별 소요시간을 분석하였고 최적화된 수송 방안을 분석하였다.

2. 본론

2.1 기본가정 사항

중간저장시설은 임해부지에 있으며 해상수송을 한다고 설정하였다. 선박의 수송용량은 1980년대 이후로 영국, 프랑스 등의 국가에서 대부분 20 cask를 선적할 수 있는 3,000 톤급의 선박을 사용하고 있다.[1] (표-1) 본 논문에서도 20 cask, 3,000 톤급의 선박으로 가정하였다. 사용후핵연료가 발생하는 원전은 모두 같은 거리에 위치하며 모두 경수로형 원전이라고 가정하였다. 중간저장시설은 A, B, C, D 원전에서 동일거리에 위치하고 있다고 가정하였다. (그림-1)

Table 1. 세계 주요 사용후핵연료 수송선박.

선명	소유국	수송용량	총톤수	운전기간
ROKUEI MARU	일본	20 cask	3,000	1996~
MED SHEARWATER	영국	6 cask	1,200	1982~
PACIFIC SWAN	영국/프랑스	20 cask	3,000	1979~
PACIFIC CRANE	영국/프랑스	20 cask	3,000	1980~
PACIFIC TEAL	프랑스	20 cask	3,000	1982~
PACIFIC SANDPIPER	영국/프랑스	20 cask	3,000	1985~
PACIFIC PINTAIL	영국/프랑스	20 cask	3,000	1987~

선박의 해상 이동 시간은 각 원전간은 10 시간, 원전에서 중간저장시설까지는 10시간으로 가정하였다. 원전에서 원전 물량장까지의 거리는 2 km, 중간저장시설에서 중간저장 물량장까지의 거리 역시 2

km로 설정하였다. 중간저장시설에서 빈 cask 20개를 선적하여 원전에서 사용후핵연료를 장전하고 중간저장시설로 수송하는 과정이며 원전에서 장전된 장전용기는 해상수송 전까지 원전 내 임의의 장소에 임시 보관한다고 가정하였다.

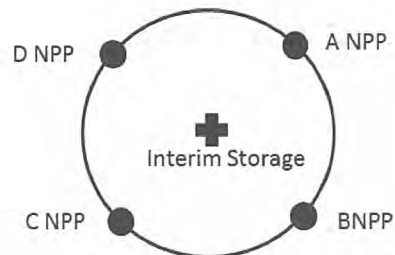


Fig. 1. 중간저장시설과 원전의 위치 개략도.

2.2 장전 및 육상수송, 선·하역 소요시간

사용후핵연료 장전 공정 및 소요시간은 1 cask에 57 시간 소요되는 것으로 참고문헌 [2]를 참고하여 설정하였다.

육상수송은 빈 수송용기 또는 장전되어 있는 수송용기를 트레일러에 적재하여 원전 - 원전 물량장까지 또는 중간저장시설 - 중간저장물량장까지 수송하는 절차이다. 육상수송은 2 km의 거리를 시속 4 km 이하의 저속으로 수송을 하며, 1시간 소요되는 것으로 설정하였다. 원전 물량장 또는 중간저장 물량장에서 크레인을 이용한 선적 또는 하역 작업의 소요시간은 수송용기 체결시간 30분, 크레인작업 30분, 체결 해제 30분으로 1 cask 당 1.5시간 소요된다고 참고문헌 [3]을 참고하여 설정하였다. 소요인력은 모든 공정에 참여하는 총감독자 1명 외에 공정의 종류와 특성에 따라 인원이 변경되며 표-2과 같다.

2.3 수송경로 분석

선박에 20개의 cask를 선적하는 것으로 가정하였기 때문에 4개 원전에서 나누어 선적(case 1), 3개의 원전에서 나누어 선적(case 2), 2개 원전에서 나누어 선적(case 3), 하나의 원전에서 20개를 모두 선적(case 4)하는 것으로 사례를 나누었다.

2.3.1 Case 1: A, B, C, D 전체원전 수송경로

빈 수송용기 20개를 중간저장시설에서 선박에 적재하여 5개씩 A, B, C, D 원전에 하역한다.

A 원전 하역 후 장전작업,

B 원전 하역 후 장전작업,

C 원전 하역 후 장전작업,

D 원전 하역 후 장전작업을 하며, D 원전에서 장전이 완료되면 먼저 하역한 A, B, C의 원전에서도 장전이 완료된다. D 원전에서 육상수송 후 선적하여 해상수송하고, 차례로 장전이 완료된 C, B, A의 원전으로 이동 육상수송 및 선적하여 중간저장시설로 수송한다. 2.1 기본 가정에서 20개의 cask를 수송한다고 하였으므로 여러 원전에서 장전을 수행할 때 각 원전별 동일한 수량을 장전하여 turning point가 되는 원전에서 장전이 완료되면 다른 원전에서도 장전이 완료되어 대기시간의 손실을 없애는 것으로 설정하였다. case 1의 D 원전이 turning point이다. 장전소요시간과 표-2의 육상수송 및 선·하역 소요시간을 계산하여 case 1 경로의 소요시간은 545시간 이다.

Table 2. 육상수송 및 선·하역 절차, 소요시간.

공정 절차	소요인력	시간
1. 중간저장시설 트레일러 적재 (빈 용기)	품질관리1, 크레인1 작구2, 신호1	1.5
2. 중간저장 물량장 이동 (빈 용기)	보안인원4, 안내1, 트럭운전2	1
3. 중간저장 물량장 선적 (빈 용기)	크레인1, 작구2 신호1, 항만관리자1	1.5
4. 원전 물량장 하역 (빈 용기)	크레인1, 작구2 신호1, 항만관리자1	1.5
5. 원전 물량장 이동 (빈 용기)	보안인원4, 안내1, 트럭운전2	1
6. 원전 물량장 이동 (장전용기)	보건물리1, 보안4, 안내1 트럭운전2	1
7. 원전 물량장 선적 (장전용기)	보건물리1, 크레인1 작구2, 신호1, 항만관리1	1.5
8. 중간저장 물량장 하역 (장전용기)	보건물리1, 크레인1 작구2, 신호1, 항만관리1	1.5
9. 중간저장시설 이동 (장전용기)	보건물리1, 보안4, 안내1 트럭운전2	1
10. 중간저장시설 하역 (장전용기)	보건물리1, 품질관리1 크레인1, 작구2, 신호1	1.5
합계시간 (1 cask 기준, 공통인원: 총감독자1)		13

2.3.2 Case 2: A, B, C 원전 수송경로

20개의 cask를 A, B, C 원전에 각각 6개, 7개, 7개 하역하고 turning point 원전인 C에서 장전이 완료되면 case 1과 마찬가지로 B, A 원전도 완료되고 C, B, A 순으로 육상수송, 선적하여 중간저장시설로 수송한다. case 2 경로의 소요시간은 659시간이다.

2.3.3 Case 3: A, B 원전 수송경로

20개의 cask를 A, B 원전에 각각 10개씩 하역하고 turning point 원전인 B에서 장전이 완료되면 A 원전도 완료된다. B, A 순으로 육상수송, 선적하여 중간저장시설로 수송한다. case 3 경로의 소요시간은 830 시간이다.

2.3.4 Case 4: A 원전 수송경로

A원전에서만 장전하게 되므로 20 cask에 대한 장전시간과 육상수송, 선·하역 시간을 계산하였다. case 4 경로의 소요시간은 1,400 시간 이다.

Table 3. 경로별 장전, 육상수송 및 선하역시간과 총 소요시간.

구분	경로	장전, 육상수송 및 선하역시간	총 소요시간
case 1	IS→A→B→C→ D→C→B→A→ IS	545	625
case 2	IS→A→B→C→ B→A→IS	659	719
case 3	IS→A→B→A →IS	830	870
case 4	IS→A→IS	1,400	1,420

3. 결론

해상 수송시간은 2.1 기본가정에서 각 원전별 동일한 거리, 중간저장시설로의 거리도 동일하다고 설정하였기 때문에 본 논문에서는 적용하지 않고, 장전 및 육상수송, 선·하역 공정의 시간으로 소요시간을 분석하였다.

각각의 원전에서 동시 장전작업을 수행하여 수송하는 경로가 단일 원전에서 사용후핵연료를 장전하여 수송하는 경로에 비해 소요시간 측면에서 경제적이다. (표-3)

향후 중간저장시설의 위치가 확정된다면 이를 고려한 보다 상세한 수송경로 분석이 이루어져야 할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] 원전 연료주기 사업추진을 위한 기반조성 연구, 한국전력공사 전력연구원, 1998.
- [2] 사용후핵연료 중간저장방식 비교평가용역보고서, 한국전력기술주식회사, 1994.
- [3] 방사성폐기물 수송시스템 방안분석, 원자력환경관리센터, 1994.

방폐장 공기연장의 교훈과 향후과제

정진욱, 이병일

경주시월성원전·방폐장 환경감시센터, 경북 경주시 양북면 와읍리 394

forever0224@wsnec.or.kr

1. 서론

전문가들에 의하면 향후 일정 기간 원자력 발전은 피할 수 없으며 동시에 방사성폐기물(방폐물) 관리 역시 절대적이다. 국내에서는 방사성폐기물 처분장(방폐장) 위치선정(경주)에 19년이 소요되었다. 처분방식은 동굴형태로 결정되었고 24개월의 공기를 목표로 방폐장 공사가 시작되었다. 현재 방폐장은 2차례 공기가 연장되었고 이후 처분장 위치의 적절성, 연약지반 및 다량의 지하수 유출 문제 등으로 안전성 논란이 불거졌다. 이로 인해 방폐장에 대한 지역주민의 불안감이 확대되었고 원자력산업 전체에 부정적 인식이 확대되었다[1]. 본 논문에서는 방폐장 공기연장의 본질을 살펴보고 이를 통해 공기연장의 교훈과 향후 과제를 정리해보고자 한다.

2. 본론

2.1 공기연장의 본질 이해

당초 방폐장의 건설기간은 24개월이었다. 그림 1에서와 같이 외국의 유사 시설의 규모와 공기를 비교할 때 실현 불가능했다고 판단된다.

대표적 동굴 처분장 비교	핀란드	스웨덴	경주
임반등급	1(화강암)	화강암	4-5등급(50% 이상)
사일로 개수	2	1(수직)+4(수평)=5	6
동굴길이(m)	670 m(운영)	약 1000 m(운영)	1500 m(운영)
공사기간(개월)		약 50	24 (2010년 7월)

Fig. 1. 외국방폐장과 경주방폐장 비교.

당시 방폐장 사업의 주체였던 한수원은 그림 2에서 보듯이 원전별 방폐물 포화 시점(2010년 전후)을 고려할 때 방폐장의 조속한 건설이 필요했을 것으로 보인다. 방폐장 건설사업을 이어받은 방폐물 공단은 방폐장 건설 10개월 만에 1차 공기 연장을 발표하였고 2012년 초에 2차로 공기를 연장하였다. 즉, 실현 불가능한 공기를 실현 가능

한 공기로 재조정 한 것이다. 이런 상황은 공사의 성격을 무시하고 필연적 완공 시점을 결정한 후 무리하게 공사를 진행하는 과정에서 불거진 문제로 볼 수 있다[2]. 그림 3에서와 같이 방폐장 위치 선정이 지연되면 방폐장 공사 시점이 늦어져 결과적으로 공사기간이 줄어드는 결과가 야기된다.

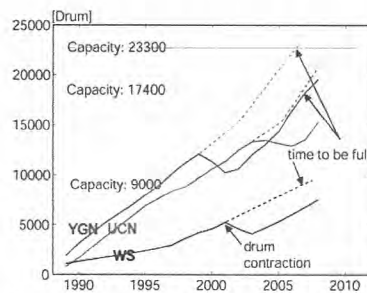


Fig. 2. 원전별 방폐물 발생량 및 저장량.

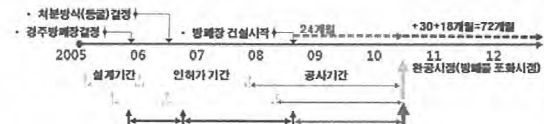


Fig. 3. 처분장 위치결정과 공사기간과의 관계.

2.2 위기관리 및 소통 능력의 중요성

방폐장 공기연장 문제의 본질은 과거에 결정된 당위적 완공 시점을 표면적으로 피하기 위해 실현 불가능한 공기를 고집한 데 있다. 즉, 방폐장 부지로서 경주가 결정되고 처분방식이 동굴로 결정됨에 따라 그 조건에 맞는 공기를 재설정하는 데 실패했다고 볼 수 있다. 결국 기술자들에 의한 합리적이고 보수적인 공기 설정 실패라는 비기술적 문제가 안전성 논란이라는 기술적 문제로 확대되었다. 결과적으로 실현 불가능한 24개월의 공기를 실현 가능한 72개월의 공기로 재조정하였다. 그러나 이 과정에서 공단은 예상치 못한 연약지반발생과 과도한 지하수 유출 등을 공기연장의 이유로 발표하였다[3]. 이런 상황들은 과거의 잘못된 판단과 실수를 인정하지 않고 공기연장의 책임을 모면하려는 시도로 이해될 수 있다.

방폐장 공기 연장 이후 월성원전·방폐장 민간환경감시기구(감시기구)에서 실시한 설문조사에서 방폐장에 대한 지역주민의 불안감이 확대되고 신뢰저하가 확인되기도 하였다[1]. 신뢰회손을 가져온 방폐장 준공지연 문제 해결의 핵심은 첫째, 외국 방폐장과의 비교를 통해 상식적인 공사 기간에 관한 내용을 정확히 발표하고 둘째, 실현 가능한 공사기간 재설정의 불가피성을 설명하려고 노력하고 셋째, 애초 공기 설정의 배경 설명과 이에 대한 잘못을 인정하고 넷째, 공기 연장으로 지역을 혼란하게 만든 부분에 대한 진정성 있는 사과와 이를 통한 신뢰회복이 우선되어야 한다. 결국 안전성 논란은 방폐장 사업을 추진하는 과정에서 발생된 문제로서 방폐물 공단과 정부에서 진정성을 가지고 문제에 접근할 때 비로소 지역에서는 정부의 절박성과 불가피성을 이해하고 진정한 소통이 가능했을 것으로 판단된다. 전문가들에 의하면 '사람이란 본래 자기 말에 귀를 기울여 주고, 가치를 인정해 주고, 의견을 물어 주는 사람에게 보답하기 마련이며 그것이 변하지 않는 사람의 본성이다'고 지적하고 있다. 참고로 그림 4에서는 협상에서 합의에 이르는 사례를 분석한 결과 사람과의 관계가 가장 중요한 요소를 차지하며 이는 상호관계와 절차에 있어 소통과 신뢰의 중요성을 강조한 것으로 볼 수 있다[4].



Fig. 4. 협상을 성공으로 이끈 요인.

2.3 방폐장과 고준위폐기물사업과의 관계

향후 예상되는 방폐물 사업으로는 1단계 동굴 처분장 완공 및 운영, 방폐물 반입, 2단계 천층처분장 건설, 대형 폐기물 해체 및 관련 시설의 운영, 사용후핵연료 처리 문제 등이다. 일부 전문가들은 중·저준위 방폐물보다 사용후 핵연료 문제가 더욱 심각하며 중·저준위방폐장은 국부적인 반면 사용후 핵연료는 전국적인 문제라고 강조하고 있다. 경주 방폐장사업 과정에서 불거진 안전성 논란은 향후 추진 가능성이 있는 사용후핵연료 중간저장시설 부지의 선정에 있어 부정적 영향을 미칠 것으로 보인다. 따라서 향후 진행될 사

용후핵연료 처리 문제는 현재 진행되는 중·저준위 방폐장사업의 연장선상에서 이해할 필요성이 있으며 방폐장사업 추진과정에서 발생한 문제점과 교훈에 대한 적극적인 연구를 통해 원자력과 지역이 상생하는 방향으로 전체 방폐물사업이 진행되어야 할 것으로 판단된다.

3. 결론

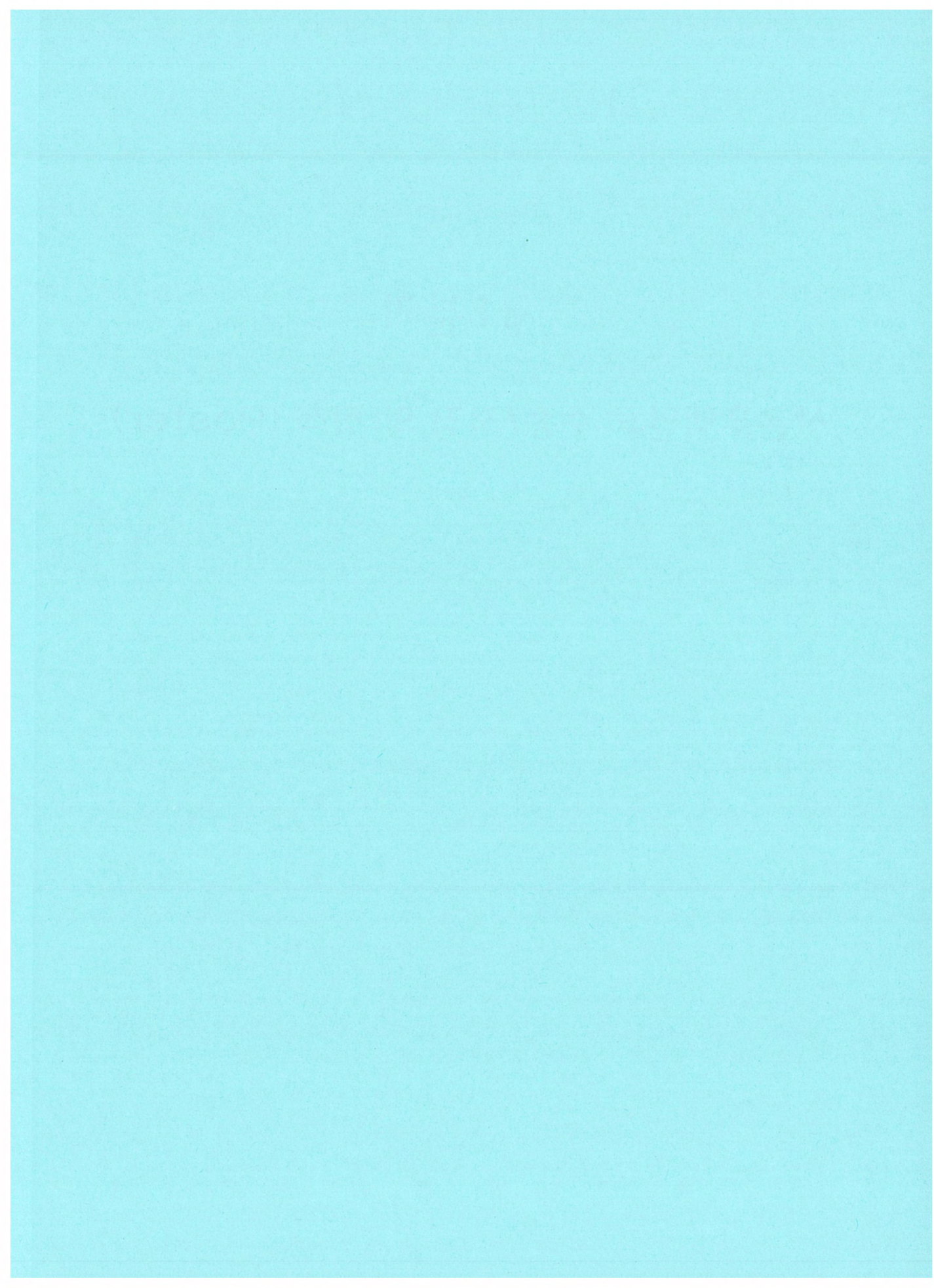
방폐물 사업의 특징 중의 하나는 장기간 진행된다는 것이다. 중·저준위 방폐장을 단순히 일회성의 사업이 아닌 방폐물 사업의 출발로서 인식할 필요가 있다. 이를 위해서는 우선 정책 결정 과정의 중요성을 인식하여야 한다. 즉, 각 전문가들의 의견을 존중하고 이해관계자의 합리적 의견 조정을 통해 실현 가능한 구체적 계획을 수립하여야 한다. 다음으로는 사회적 수용성 비중이 큰 사업으로 재인식하여야 한다. 이 과정에서 수용성의 주요 요소와 관련 시설 유치지역이 갖는 특수한 이해관계에 대한 이해 및 기술적 문제와 비 기술적 문제의 융합에 대한 이해가 필요해 보인다. 마지막으로 문제해결 절차와 상호관계의 중요성을 재인식해야 한다. 사업과정에서 상호 갈등 발생 시 문제에 대한 정확한 정의를 통한 신속하고 진정성 있는 해결 노력이 필요하다. 방폐물 사업을 진행하는 데 있어 일방적인 기술적 안전성 전달은 문제해결에 한계가 있음을 인식하고 지역과의 관계 및 내용과 절차에 대한 중요성을 인식하여 문제가 발생했을 때가 아니라 문제가 발생하지 않았을 때에도 끊임없는 관계 유지가 중요하다.

4. 참고문헌

- [1] '방폐장 준공지연에 따른 지역주민 신뢰도 변화 설문조사 보고서' 감시기구, 2009.
- [2] 이병일 외, '방폐장 준공지연의 함의', 한국방사성폐기물학회 2012년 춘계학술발표회, pp.361-362, 2012.
- [3] '경주 방폐장 공사지연 조사 보고서', 지경부 방폐장 준공지연조사단, 2009.
- [4] 스튜어트 다이아몬드, '어떻게 원하는 것을 얻는가?', 2011, 출판사 8.0.

제 1 분과

사용후핵연료 수송/저장 및 정책 (Poster)



란탄족 원소와 Ferritic-Martensitic 피복재의 상호반응

김준환, 천진식, 김준형, 이병운, 이찬복, 윤영수*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*연세대학교, 서울특별시 서대문구 성산로 262

junhkim@kaeri.re.kr

1. 서론

금속연료는 높은 열전도도를 지녀 고출력 노심설계가 가능한 장점과 더불어 파이로프로세싱과 연계하여 높은 핵확산 저항성으로 사용후 핵연료를 재순환할 수 있는 특징으로 인하여 향후 대한민국에 건설될 소듐냉각고속로(SFR)의 핵연료로 유력하게 고려되고 있다. 반면에 금속연료의 주요 구성원소인 U 및 Pu가 SFR 핵연료 피복관 재료인 스테인리스강과 운전온도 650℃ 이상에서 상호반응 및 공융(eutectic)현상을 일으켜 핵연료의 건전성을 약화시키는 단점(FCCD)을 갖는다. 또한 핵분열이 진행될수록 Ce, La, Pr, Nd, Sm과 같은 란탄족 원소가 생성되며 이들 란탄족 원소가 FCCI 현상을 가속화한다는 보고가 있다[1]. 아울러 파이로프로세싱 공정 부산물로 란탄족 금속이 형성되며 이러한 란탄족 원소가 가동중 피복관에 미치는 영향을 고려할 필요가 있다[2]. 본 연구는 고연소도 핵연료를 모사하고 파이로프로세싱 공정 후 생성된 란탄족 원소와 피복재와의 반응성을 평가할 목적으로 Ce-La 합금 및 Nd 금속을 이용한 확산쌍 시험을 수행하였다.

2. 실험 과정

2.1 시험 재료

본 연구에 사용된 란탄족 물질은 70wt%의 Ce에 29wt%의 La와 미량으로 Nd, Fe, Pr, Mg를 함유한 Misch metal 및 Nd가 99% 이상 함유한 Nd 금속이다. 란탄족 물질은 6.6mm의 지름에 1mm 두께의 disk로 가공하여 최대 2000번 거칠기를 갖는 연마지를 사용하여 연마하였다. 피복재 재료는 Ferritic-martensitic 강인 Gr.92강을 사용하였으며 주요 합금 조성은 9wt%의 Cr에 2wt%의 W이 함유된 재료이다. 피복재 재료는 8mm 지름에 1.5mm 두께의 disk로 가공하여 표면 연마 후 시험에 사용하였다.

2.2 확산쌍 시험

란탄족 물질과 피복재에 대한 확산쌍 시험을 Fig. 1과 같이 수행하였다. 란탄족 원소와 피복재를 나사에 의한 체결로 밀착시켜 주어진 온도에서 상호확산을 유도하였다. 확산쌍 시험온도는 Ce-Fe 상태도 및 Nd-Fe 상태도에 의거하여 공용이 개시되는 온도 영역 중 원자로 가동온도와 근접한 온도로 설정하여 Misch metal의 경우 660℃에서 실시하였으며 Nd 금속은 700℃에서 실시하였다. 시험 후 조직시편 준비 및 SEM/EDS 분석을 수행하였다.

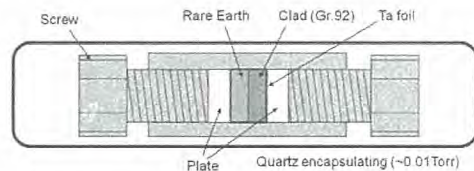


Fig. 1. Schematic illustration of diffusion couple test.

3. 결과

3.1 란탄족-피복재 상호반응 현상

Fig. 2는 시간에 따른 란탄족 원소와 피복재와의 상호반응층 성장거동을 나타낸 결과이다. 확산쌍 시험이 진행될수록 란탄족 원소와 피복재 간 반응이 발생하여 시간에 따라 반응층이 증가하는 거동을 보이고 있다. 반응층 성장거동은 시간에 따른 비선형 관계식을 보이고 있으며 속도지수는 Misch metal과 Nd 금속의 경우 각각 3.51과 4.11로 cubic rate law에 근접한 거동을 보이고 있다.

3.2 미세조직 평가

Fig. 3은 확산쌍 시험 후 각 시편의 단면의 미세조직을 나타낸 그림이다. Misch metal 내 Ce와 피복재의 Fe가 상호 확산하여 $(Fe,Cr)_x Ce_y$ 형태의 금속간 화합물을 형성하고 있음이 관찰되었다. Nd 금속과 피복재 내의 Fe도 상호 확산 및 반응하여 $(Fe,Cr)_2 Nd_{17}$ 형태의 금속간 화합물을 형성

하고 있음이 관찰되었다.

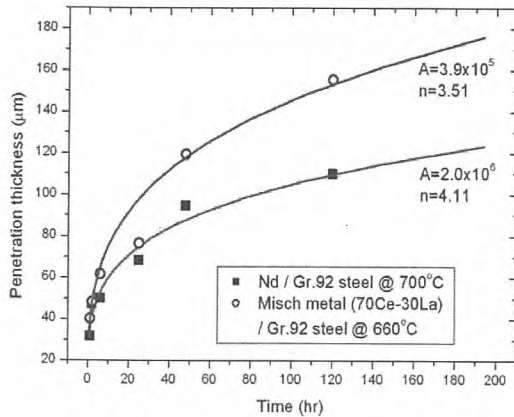
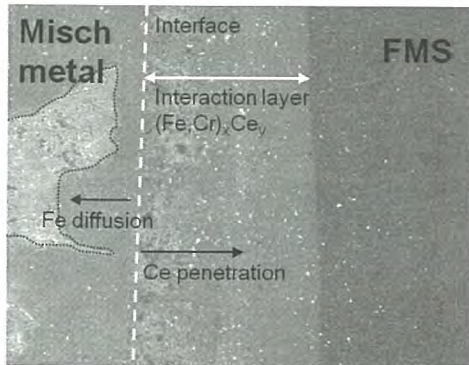
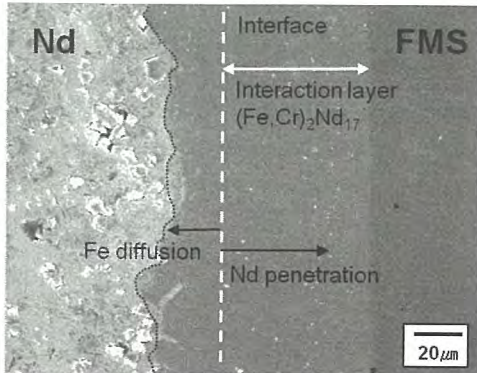


Fig. 2. Growth behavior of rare earth material and ferritic martensitic steel.



(a)



(b)

Fig. 3. Microstructure of the specimen after diffusion couple test (a) Misch metal at 660°C for 25 hours (b) Nd metal at 700°C for 25 hours.

3.3 파이로프로세싱 모사 란탄족 합금 제조

사용후 핵연료에는 소량의 ($\approx 1\text{wt}\%$) 란탄족 산화물이 포함되어 있으며 이들 란탄족 산화물은 파이로프로세싱을 거쳐 란탄족 합금으로 변환되어 금속연료의 일부로서 SFR에서 연소가 이루어진다[2]. 파이로프로세싱 후 생성되는 화합물을 모사하기 위하여 란탄족 합금으로 구성된 잉곳을 시험 제조하였다. 진공 아크 용해를 이용하여 Nd, Ce, Pr, La로 구성된 200g 규모 4원계 합금을 제조하였으며 현재 위치에 따른 조성 분석 및 상호반응 시험을 위한 제반 준비를 진행하고 있다.

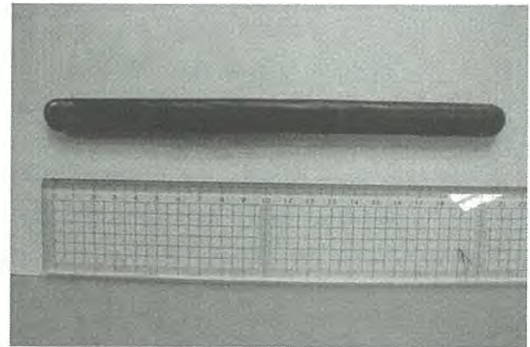


Fig. 4. Rare earth alloy ingot (200g scale).

4. 결론 및 향후 계획

금속연료-피복관 상호반응에 영향을 미치는 란탄족 원소의 영향을 평가하기 위하여 Misch metal (Ce-La 합금) 및 Nd 금속과 피복재와의 확산시험을 수행하였으며 반응 거동을 정량화하였다. 파이로프로세싱을 모사한 란탄족 합금을 시험 제조하였으며 향후 이를 이용한 확산시험을 계획하고 있다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

- [1] D. D. Keiser, ANL-NT-240, 2006.
- [2] H. S. Lee, KAERI/RR-3132/2009, 2010.

국내의 고온 염이송 기술 개발 현황

이호세, 이성호, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hellohose@kaeri.re.kr

1. 서론

고속 원자로 연료 주기의 실현을 위해 사용 후 핵연료의 처리를 위한 기술로서 파이로 공정(Pyroprocess)이 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. 일본에서는 파이로 공정의 개발을 위해 500℃ 이상의 고온에서의 용융염의 이송기술을 개발하기 위해 대형 아르곤 Glove box 내에 감압법, 중력법 및 염이송 펌프에 의한 실험 장치를 각각 구축하여 고온에서 염이송 실험을 수행해오고 있다.

본 연구에서는 전해 정련의 반응 후 전해 정련 반응기 내 LiCl-KCl 공용융염은 전해 제련 반응기로 이송하는 전해정련-제련 연계 염이송 기술 개발을 위해, 국내외의 고온 염이송 기술 개발 현황을 조사 연구 하였다.

2. 본론

2.1 고온 염이송 방법 및 특성

고온에서의 염이송 방법은 염이송 펌프에 의한 방법, 중력(gravity)에 의한 방법, 감압식에 의한 방법 등이 있다. 이러한 염이송 방법 중 염이송 펌프에 의한 방법이 다른 방법에 비해 Impeller 회전속도를 조절함으로써 염이송의 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고 또한 재현성이 우수하여 가장 좋은 염이송 방법으로 분석 되어졌다[1, 2].

2.2 국내 고온 염이송 기술 개발 현황

국내에서는 한국원자력연구원에서 고온 염이송 연구가 수행 중에 있다. Centrifugal transport 방법이 있다. 국내에서는 고온의 LiCl-KCl 공용융염에서 전해 정련반응기에서 우라늄을 전해 정련하는

전기화학적 반응을 종료 후에 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 효율적으로 이송하기 위해 Fig. 1.과 같이 감압식 염이송 실험 장치를 제작하였다. 제작된 실험 장치는 heating 계통이 설치된 용융염 용해 및 Receiver 반응기, 용융염 이송관, 공압 실린더, 진공챔버 및 진공 펌프로 구성되어 있으며 사용하는 LiCl-KCl 공용융염의 강한 부식성과 조해성 때문에 실험 장치는 Glove box 내에 설치 되어있고 현재 LiCl-KCl 공용융염을 이용하여 감압식 염이송 기초 실험을 수행하고 있다.



Fig. 1. Apparatus for suction transport experiments.

2.3 국내 감압식 고온 염이송 기초 실험

감압식 염이송 실험을 위해 반응기 및 염이송관의 온도를 500℃로 승온한 후 감압 진공도 및 시간에 따른 염이송 실험을 수행하였다. 감압 진공도는 200mm torr-2torr에서 70초간 감압 염이송 실험을 수행한 후 Fig. 2에 나타난 몰드에 이송된 염의 양은 1.82kg 이었고 반응기 내부에 잔류하는 염은 0.18kg으로 확인되었다. 용해반응기 하부가 conetype 이고 반응기 하부로부터 염이송관 높이가 5mm인 것을 고려하면 500℃의 고온에서 99%이상의 염이 감압 염이송 된 것을 확인할 수 있었다.



Fig. 2. Transported salt in mold vessel.

2.4 국외 고온 염이송 기술 개발 현황

일본의 경우 2000년 초반부터 CRIEPI의 T. KOYAMA등이 Pyroprocessing 기술개발과 관련하여, 500℃의 고온에서 LiCl-KCl 공융용염의 염이송 기술 개발을 위해 Fig. 3과 같이 대형 아르곤 Glove box 내에 여러 종류의 염이송 실험방법(Gravitational transport, Suction transport 및 Centrifugal pump transport)에 의한 실험 장치를 각각 구축 하여 고온에서 염이송 실험을 수행해 오고 있다[1,2]. 특히, 고온 염이송 방법 중 Impeller rotational speed를 조절로 염이송 유량 및 head 조절이 용이하고, 재현성이 우수한 고온 염이송 pump를 일본 Sanwa-Hydro Co.와 공동 연구로 개발하여 제작된 염이송 펌프를 이용한 염이송 실험을 수행하고 있다.

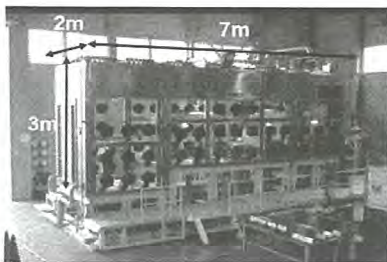


Fig. 3. Large argon glove box in CRIEPI.

일본 CRIEPI에서 Gravity transport 방법 및 감압 진공법에 의한 고온 용융염 실험 장치는 Fig. 4 및 Fig. 5에 각각 나타내었다 [3].

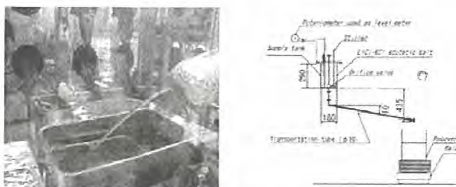


Fig. 4. Apparatus used in gravity transport experiment in CRIEPI.

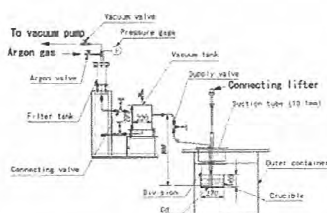


Fig. 5. Apparatus used in suction transport experiment in CRIEPI.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 공정에서 전해 정련 반응기 내 LiCl-KCl 공융용염을 전해 제련 반응기로 효율적으로 염이송하는 고온 염이송 기술 개발연구를 수행하기위하여 국내의 고온 염이송 기술 개발 현황을 조사 연구하였다. 국내에서는 감압식 염이송 실험 장치를 제작하였고, 현재 제작된 염이송 실험 장치를 이용하여 LiCl-KCl 공융용염을 이용하여 감압식 염이송 기초 실험을 수행하고 있다.

원자력선진국인 일본에서는 2000년 초반부터 CRIEPI의 T. KOYAMA등이 Pyroprocessing 기술개발과 관련하여, 500℃의 고온에서 LiCl-KCl 공융용염의 염이송 기술 개발을 위해 대형 아르곤 Glove box 내에 여러 종류의 염이송 실험방법에 의한 실험 장치를 각각 구축 하여 고온에서 염이송 실험을 수행해오고 있다.

일본등 국외 원자력 선진국들의 Pyroprocess 공전기술 개발과 관련하여, 활발한 고온 염이송 기술의 연구 개발에 맞추어, 앞으로 정량화된 고온 감압식 염이송 실험 및 연구를 계속적으로 수행함으로써 전해 정련 - 제련간 감압식 고온 염이송 기술을 개발하고 연계 염이송 운전 체계를 구축할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] T. Hijikata and T. Koyama., J. of Engineering for Gas Turbine and Power,, Vol131 JULY 2009.
- [2] B. Hanson et al., "Pyrochemistry: A Program for Industrialization" Proceeding of GLOBAL, 2003, New Orleans, Nov.
- [3] T. Hijikata and T. Koyama, J. of Power and Energy Systems., Vol.3, No. 1, 2009.

콘크리트 저장용기 제작성 향상을 위한 상세설계 시 고려사항

김형진, 문태철, 백창열, 박주문*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*(주)대왕콘, 경상남도 함안군 칠원면 유원리 1435-5

hjkim@krmc.or.kr

1. 서론

사용후핵연료 수송/저장 시스템의 설계 과정(임계/차폐/열/구조 안전성 평가)을 통해서 생산된 결과물은 안전성뿐만 아니라 제작 시 용이성 또한 필요 하다. 제작성 평가가 수행되지 않을 경우 제작 시 발생하는 문제로 인해 설계 수정 및 그로인한 안전성평가의 재수행도 발생할 수 있다. 따라서 설계한 수송/저장 시스템의 제작과정이나 절차에 문제가 발생하지 않도록 설계단계에서부터 충분한 제작성 평가가 필요하다.

본 연구에서는 사용후핵연료 수송/저장 시스템 최적화 기술개발 과제에서 진행 중인 콘크리트 저장용기의 제작성 평가를 통하여 상세설계 시 필요한 고려사항을 알아보하고자 한다.

2. 본론

2.1 콘크리트 저장용기 개요 및 고려사항 도출

2.1.1 콘크리트 저장용기 개요

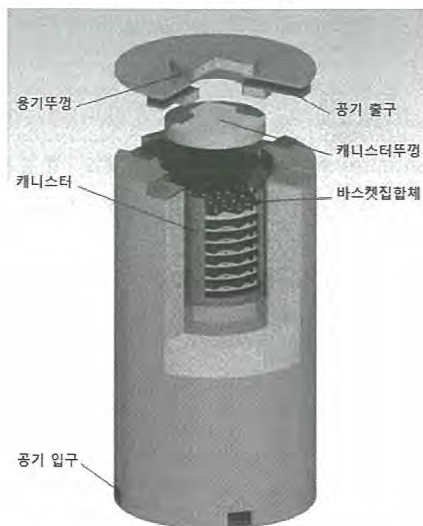


Fig. 1. Concrete Cask for Dry Storage.

사용후핵연료의 콘크리트 용기 저장을 위한 용기의 개략적인 형상은 Fig. 1 과 같다. 사용후핵연료를 저장하는 캐니스터와 캐니스터를 저장하는 콘크리트 용기로 구성되어 있다. 콘크리트 용기의 열제거를 위하여 용기 상부 및 하부에 공기 입출구를 가지고 있으며, 구조적 안전성 향상과 콘크리트 재료의 열화방지를 목적으로 콘크리트 용기 뚜껑 및 본체 내외부에 스틸케이싱을 적용하고 있다.

2.1.2 고려사항 도출

제작 시 고려해야할 주요 사항은 아래와 같으며, 스틸케이싱을 적용함으로써 발생하는 고려사항이 주를 이루고 있다.

- 용기 본체의 콘크리트 타설 전/후 용접
- 스틸케이싱을 적용한 부분의 부식방지
- 본체 스틸케이싱 변형 예방

2.2 제작 시 고려사항 분석

도출한 고려사항에 대하여 분석하고 해결방안 및 대안을 알아보하고자 한다.

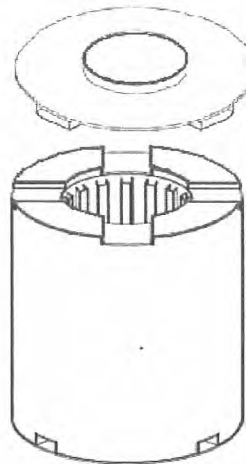


Fig. 2. Welding Portion at Body and Lid of Cask.

2.2.1 용기 본체의 콘크리트 타설 전/후 용접

최종 밀폐부분, 콘크리트 타설구를 제외한 모든 부분은 제작 시 용접을 수행한다. 타설완료 후 용접

을 수행하는 부분은 Fig. 2와 같으며, 용접열에 의한 콘크리트의 내구성 저하 및 스틸케이싱과 콘크리트의 변형이 발생할 소지가 있다. 따라서 해당부위의 제작을 완료함에 있어서 용접이 아닌 볼팅방식 또한 고려되어야 할 것으로 판단된다.

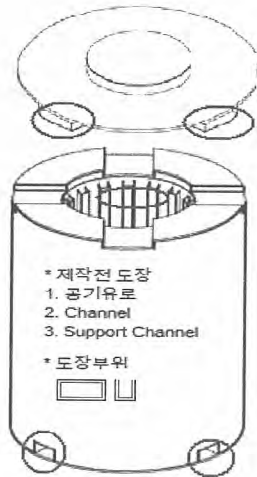


Fig. 3. Portion for Corrosion Prevention of Steel-casing.

2.2.2 부식방지

콘크리트 저장용기의 저장 시 다양한 환경을 고려해야 하므로 가장 외부환경에 노출되는 부분의 부식에 대한 사항을 고려하는 것이 필요하다. 부식방지가 필요한 부위는 Fig. 3과 같으며, 방안으로는 용융도금/용사/페인트 등이 있다. 또한 고려할 수 있는 재료로는 Zn, Cr, Al, 실리콘계 에나멜 등이 있다. 스틸케이싱의 제작 시 부식방지 처리가 필요한 부분은 공기유로/Channel/Support Channel 이며, 처리 이후에 수행되는 용접에 의해 발생하는 열로 인한 손상이 발생할 수 있으므로 제작 시 주의가 필요한 부분이기도 하다. 도장 방법으로는 용사방식이 우수할 것으로 판단된다.

2.2.3 본체 스틸케이싱 변형 예방

스틸케이싱과 콘크리트의 일체성을 유지하고 콘크리트 타설/양생에 의해 발생하는 축압에 의한 스틸케이싱의 변형을 방지하기 위하여 타이/스티드/리브의 적용이 필요할 것으로 판단된다. 타이는 필수적인 요소이며, 내부 보강철근을 고려하여 설계하여야 한다. 또한 콘크리트 축압을 고려한 구조평가를 통해서 타이의 규격 및 수량을 결정해야 할 것으로 판단된다.

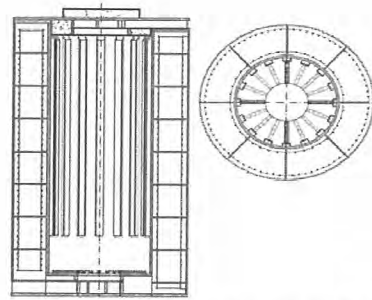


Fig. 4. Proposition of Tie Location in Cask.

스틸케이싱과 콘크리트의 일체성을 유지하기 위하여, 케이싱의 외부/내부에 스티드 및 리브를 보강하는 경우도 고려해야 할 것으로 판단된다. 타이와 스티드 및 리브를 모두 적용할 경우 타이의 설치를 위한 안은 아래 그림과 같다.

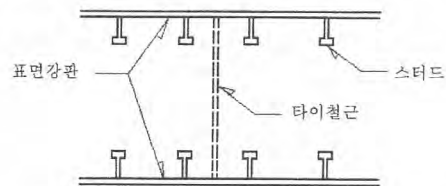


Fig. 5. Proposition of Tie Installation between Shells.

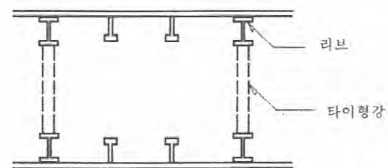


Fig. 6. Proposition of Tie Installation using Ribs.

3. 결론

콘크리트 저장용기의 구조적안전성을 향상시키기 위하여 스틸케이싱을 적용함으로써 제작 시 고려해야하는 사항으로 용접/부식방지/스틸케이싱의 변형 예방을 도출하였으며, 이를 해결하기 위한 안을 제시하였다. 이외에 저장용기 뚜껑, 공기유로 등을 검토하고 있으며, 향후 이러한 결과를 반영하여 콘크리트 저장용기의 설계를 진행하려 한다.

4. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물관리공단, "제작성평가 항목 도출 및 평가기준 수립보고서", 14220-P1-K-TR, (2012).

MAVRIC을 활용한 사용후핵연료 콘크리트 저장용기 개념모델의 차폐해석

김태만, 김형진, 백창열

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

tmkim@krmc.or.kr

1. 서론

상용원전에서 발생된 사용후핵연료를 증장기(20~100년)동안 안전하게 관리하기 위해서는 이에 적합한 방사선 차폐성능을 갖추어야 하며, 이는 기술기준에 부합하는 설계와 평가를 수행하여야 한다. 특히, 콘크리트 저장용기의 설계분야 중 방사선차폐 설계를 위해서는 충분히 신뢰성이 입증된 설계 전산코드를 사용하도록 규정된다.[NUREG-1536] 이에 본 연구에서는 참고문헌에서 제시하고 있는 차폐평가 코드 중 NRC의 SCALE(모듈코드 시스템내에 MAVRIC(Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations)을 활용하여 국내 고유의 콘크리트 저장용기의 개념모델에 대한 방사선 차폐평가를 수행하였으며, 향후 개선방안을 도출하고자 한다.[2]

2. 본론

2.1 평가모델 및 가정조건 설정

본 연구에서 활용한 MAVRIC 전산코드는 3차원 기하학적 구조의 문제에 대하여 몬테카를로 방법으로 계산하는 MONACO를 기반으로 하고 있으며, SGGP(SCALE General Geometry Package)를 활용하여 평가대상 시스템을 모델링한다. 또한 경수로 사용후핵연료 분석에 적합한 ENDF/B-VII.0 27neutron/19photon group 라이브러리를 기반으로 하였으며, 통계적 오차가 최소화 되도록 설정하였다.[3]

2.1.1 설계기준연료 및 선원항 설정

본 연구에서는 차폐해석의 보수성을 확보하기 위하여 CE형 16X16 핵연료설계 자료를 근거하여 가정사항을 설정하였다.

가. 사용후핵연료의 선원항은 초기농축도 4.5%, 방출연소도 45GWD/MTU, 냉각기간 10년을 기준 나. 핵연료 모델링은 저장용기(Cask) 내부 캐니스터 전영역으로 가정하여 보수적으로 설정 다. 선원항은 계산은 ORIGEN-ARP를 활용하였으

며, 본 연구에서는 Photon에 대한 평가만을 적용 라. '선량환산인자'는 해당 전산코드에서 제공하는 ANSI Standard(1977) 사용

2.1.2 저장용기 모델 및 가정사항 수립

본 연구에서 사용된 콘크리트 저장용기는 '한국방사성폐기물관리공단'에서 주관한 '사용후핵연료 수송·저장 상용화 기술개발'에서 도출된 개념모델의 제원을 활용하였다.[4]

가. 방사선안전에 대한 보수적 평가를 위하여 용기 내부 Canister 전체를 핵연료 구역으로 설정 나. 고선량 구역으로 예상되는 공기 입/출구 사이즈를 보수적으로 동일화

Table 1. Characterization of Concrete CASK.

구분	제원(mm)	중량(ton)
캐니스터	외경	1,690
	내경	1,640
	높이	4,890
	뚜껑두께	250
	바닥두께	60
용기 본체	외경	3,270
	내경	1,870
	높이	5,785
	뚜껑두께	365
	바닥두께	480
총 중량		138.8

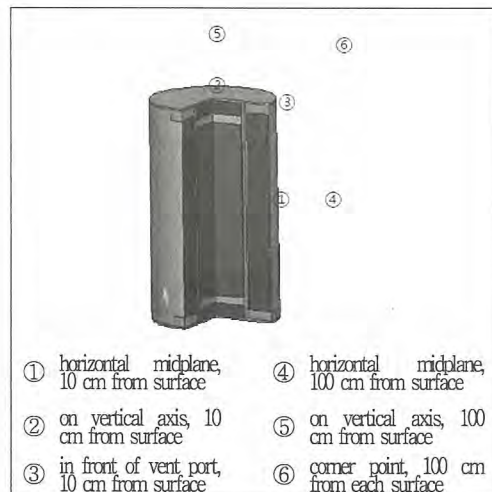


Fig. 1. Cask geometry and detector locations.

2.2 ANALOG

MONACO의 기본적인 Sequence 인 ANALOG 방법을 활용하여 각 계측지점에 대한 선량을 평가하였다.(Table.2)

Table 2. Result of Evaluation.

Point	rem/hr	Uncer	Error
1	0.026	0.005	17.8%
2	0.618	0.177	28.7%
3	1.448	0.526	36.3%
4	0.021	0.005	24.4%
5	9.409	2.035	21.6%
6	1.843	0.896	48.6%

2.3 CADIS

CADIS(Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)은 Importance Mesh Map(Fig.2)을 사용하여 분석대상 위치의 계측기 위주로 계산을 수행하도록 설정하였으며 평가결과는 Table.3 과 같다.

Table 3. Result of Evaluation.

Point	rem/hr	Uncer	Error
1	0.087	0.006	6.8%
2	0.660	0.039	6.0%
3	2.349	0.080	3.4%
4	0.053	0.002	3.3%
5	7.522	0.413	5.5%
6	0.534	0.023	4.4%

3. 결론

사용후핵연료 콘크리트 저장용기 개념모델에 대하여 모델의 보수적 가정으로 각 평가지점에서 다소 높은 선량이 산출되었다. 평가결과 용기 상부 1m 이격지점에서 가장 높은 선량이 도출되었으며, 이는 공기출구의 영향으로 사료된다. 또한 ANALOG 방법보다는 Importance Mesh Map을 활용한 CADIS 방법이 오차를 줄일수 있음을 확인하였다. 본 평가를 통하여 SCALE 6.0 의 MAVRIC에 대한 활용성을 제시하였으며, 향후에는 대상 시스템의 상세모델링과 정량적 가정을 통하여 평가결과를 보완하여야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방폐물관리기술평가발 중장기 기획과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Standard Review Plan for SF Dry Storage Systems at a General License Facility, NUREG-1536, 2011.
- [2] "MAVRIC : MONACO with Automated Variance Reduction Using Importance Calculations", ORNL/TM-2005/39, v6, 2009.
- [3] "MONACO : A Fixed-Source, Multi-group Monte Carlo Transport Code for Shielding Applications," ORNL/TM-2005/36, v6, 2009.
- [4] '사용후핵연료 수송·저장 시스템 상용화 기술 개발(1단계)', 한국방사성 폐기물관리공단, 2011.05.

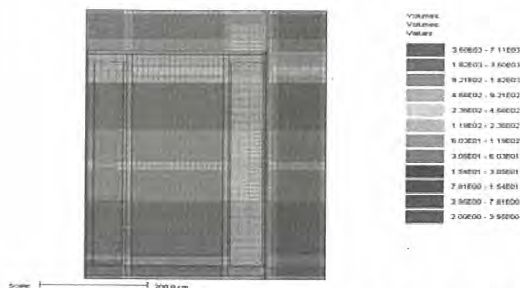


Fig. 2. Importance map mesh planes in the x and z dimensions and Dose Rates.

중수로 사용후핵연료 장기저장 건전성 검증방안

정성환, 정윤창, 박종길

한국수력원자력(주), 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

shchung@khnpp.co.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식저장은 무동력(passive) 냉각 계통 구비, 화재, 충돌, 폭발 등의 사고조건은 물론 지진, 지진해일, 태풍, 홍수 등 자연재해에 대하여도 건전하며, 복잡한 설비가 필요없고, 운영 비용이 저렴하고, 용량확장이 용이하며, 장기저장 건전성 유지 등 습식저장에 비해 유리한 점이 많기 때문에 1980년대부터 각국의 원전에서 여러 종류의 건식저장시설이 운영되고 있다. 그러나 저장시설이 제한된 수명기간동안 구조물과 재료에 대하여 시간제약을 받기 때문에 IAEA를 비롯하여 미국, 일본 등은 사용후핵연료 장기저장에 대한 안전한 성능을 보장하고자 노력하고 있으며, IAEA는 장기저장에 대하여 주기적으로 평가하여야 한다고 하였다. 우리나라도 월성에서 1992년부터 중수로 사용후핵연료 건식저장시설을 운영해 오고 있는데(Fig. 1), 중간저장시설의 확보가 불확실하여 장기저장이 지속될 가능성이 높고, 후쿠시마 사고이후 사용후핵연료 저장시설에 대한 건전성 제기가 집중하고 있으므로 장기저장관리에 대한 안전성을 확보하고 나아가 대국민 수용성을 제고할 필요가 있다. 이를 위하여 중수로 사용후핵연료 장기저장에 대한 건식저장시설의 건전성 검증방안을 모색해보고자 한다.

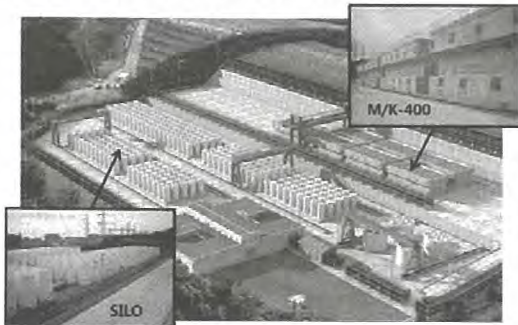


Fig. 1. 월성 중수로 사용후핵연료 건식저장시설.

2. 본론

월성원전의 중수로 사용후핵연료 건식저장시설은 2가지 방식의 건식저장계통이 운영되고 있는

며, 캐나다 AECL에서 개발한 콘크리트 사일로와 한수원(주)와 AECL이 공동으로 개발하여 재료 및 부지 효율성을 높인 M/K-400 콘크리트 모듈이 있다. 콘크리트 사일로(Fig. 2) 현재 300기(전체용량 162,000번들), M/K-400 콘크리트 모듈(전체용량 168,000번들)은 현재 7기가 설치되어 있다. 콘크리트 사일로는 1991년부터 4단계에 걸쳐 시공되어 1992년부터 사용후핵연료를 저장하기 시작하였으며, 콘크리트 모듈은 2010년부터 저장이 개시되었다. 이러한 건식저장시설에서의 사용후핵연료 장기저장 건전성 검증을 위한 열화메커니즘 분석·평가 및 장기거동에 대한 기술적 차이 등을 분석할 방안을 살펴보았다.

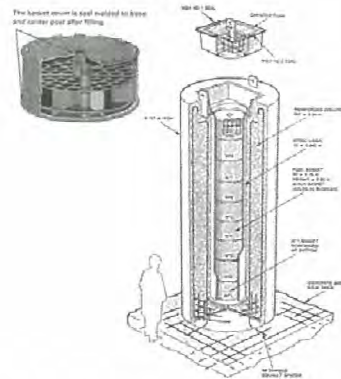


Fig. 2. 콘크리트 사일로 건식저장계통.

핵연료는 원자로의 고온 고압으로 인한 하중으로 변형되고 재료에 영향을 미치는 화학적 부식이 발생된 상태로 방출되어 저장시설에 저장되는데, 방출초기 고온의 사용후핵연료는 습식저장조의 상당기간 저장되었다가 다시 건식저장계통에 이송, 저장되어 고온 분위기에서 저장된다. 이러한 가혹한 열적조건에 대하여 연료의 기계적 또는 화학적 열화거동을 평가하여야 한다.

미국 10 CFR Part 72에 따른 건식저장시설의 구조물, 계통 및 구성품의 기술기준은 열적 성능, 방사선 방호, 제한계통, 미임계 및 연료회수성을 유지하는 것이다. 열적성능은 내외부의 열을 전달하는 것으로, 열적성능의 유지에 대한 장기열화는 열을 전달하는 능력을 저하시키는 것을 포함하는데, 내부의 열화메커니즘은 내부로의 공기유입과

관련이 있으며, 유입된 공기는 열전달을 위한 표면을 부식시키고 열전도도를 떨어뜨린다. 공기는 기밀재의 파괴와 내부벽면의 부식으로 유입된다. 차폐에 대한 방사선방호는 차폐재의 차폐성능을 유지하여야 하는데, 주요 차폐재를 콘크리트를 사용하는 저장계통은 콘크리트의 균열, 파쇄 또는 과도건조가 차폐성능을 감소시킨다. 격납기능은 기체를 포함한 방사성물질의 누설이 없음을 보장하여야 하는데, 특히 공기유입을 방지하여야 한다. 미임계 유지를 위하여 최초의 저장구조와 기능이 입증되어야 하는데, 비정상운전 또는 사고로 인하여 기계적 손상과 공기유입에 인한 부식으로 건전성이 손상될 가능성이 있다. 장기저장 이후의 사용후핵연료 회수성을 보장하기 위하여 계통내부 및 연료자체의 건전성을 유지하여야 하는데, 내부구조물의 기계적 변형과 공기유입에 인한 부식으로 연료인출이 어려울 가능성이 높다.

사용후핵연료 장기저장에 영향을 미치는 열화메커니즘은 사용후핵연료와 건식저장계통에 대한 열화메커니즘으로 구분된다. 사용후핵연료 열화메커니즘은 피복재와 연료요소에 대하여 구분할 수 있는데, 피복재 열화메커니즘은 creep(크리프), DCCG(확산제어공동성장), 수소영향, SCC(응력부식균열), 산화, thermal annealing(열적풀림), crud 파쇄 등이 있으며, 연료요소 열화메커니즘은 파쇄, 산화 등이 있다. 이러한 메커니즘이 최초 저장기간동안 연료봉에 변화를 가져오는지, 장기저장동안 계속 작용하는지, 장기저장시 규제요건을 만족시키지 못하는 정도로 연료가 현저하게 열화되는지를 평가하여야 한다. 건식저장계통 열화메커니즘은 온도상승으로 인한 부식, 고온으로 인한 중성자차폐재 열화, 고온으로 인한 콘크리트 열화, 금속 내외부표면의 습분조건 부식, 정상조건 온도변화로 인한 피로, 방사선분해로 인한 부식과 금속의 경화 등을 야기하는 방사선영향 열화 및 일반적으로 건식저장시설 구조물에 사용되는 시멘트와 보강재를 포함한 콘크리트의 균열, 화학반응 등으로 인한 콘크리트 열화 등이 있다. 저장동안 붕괴열은 건식저장시설 내에서의 온도를 증가시키는데, 저장동안 잔열제거능력이 현저히 감소하지 않으면 온도는 저장기간이 길어질수록 감소할 것이다. 온도상승은 열적 활성화 열화과정이 심화되고 건식저장시설에서의 관련과정은 응력 및 연성의 증가로 인한 피복재 크리프, 피복재의 수소화를 배치, 금속의 부식증가, 차폐재 열화, 콘크리트 건조 및 균열 등을 포함한다.

사용후핵연료 건식저장환경에서 연료와 재료의 열화 및 건전성에 대하여 체계적으로 평가하는

것이 필요하며, 저장시설에 대한 효과적인 관리는 저장시설의 응력부식균열로 인한 열화를 완화시키는 것이 중요하므로 먼저 시설의 구성재료와 저장환경을 이해하여야 한다.

각국은 사용후핵연료 저장시설의 저장가능기간에 대하여 심도있게 논의하고 있으며, 저장확장, 간접사항 및 최종대안의 요건만족에 직면하고 있는데, 신뢰성있는 저장으로 경제적이고 적합한 대안을 마련하고자 하고 있다. 저장에서 가장 중요한 요건은 저장기간의 종료후 사용후핵연료의 회수를 보장할 수 있어야 하는데, 건식저장계통에서 인출되는 사용후핵연료는 운반 또는 영구처분에 대한 기술적 요건을 만족시키기 위하여 건전성을 유지하여야 한다. 이를 위하여 IAEA는 사용후핵연료 장기저장을 위한 건식저장시설의 열화관리 프로그램 및 기술기준을 수립하였으며, 장기저장 요건으로 건식저장계통은 설계수명의 이상을 보장하여야 하며, 안전성 및 환경영향을 평가하여야 하며, 연료의 격납에 대한 열화가능성을 재평가하여야 하며, 감시프로그램을 수립하여야 하는 등을 제시하고 있다.

3. 결론

중수로 사용후핵연료 장기저장에 대한 안전한 성능을 보장하기 위하여 건식저장시설과 사용후핵연료의 열화가능성에 대한 메커니즘 분석, 장기저장에 대한 기술적 차이분석 등 건전성 검증을 위한 기술확보는 물론, 건식저장에 대한 장기관리 프로그램을 수립하는 것이 필요하다.

4. 참고문헌

- [1] Nucleonics Week, "Long-Term Spent Fuel Storage a Necessity, IAEA Says", Vol.51, 2010. 6. 3.
- [2] EPRI Technical Report, "Technical Bases for Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel", 1003416, 2002.
- [3] EPRI Technical Report, "Dry Cask Storage Characterization Project", 1003010, 2001.
- [4] Julia Milman et. al, "Assessing Managing Aging of Nuclear Safety Related Concrete Structures-Recent AECL Experiences", Transaction of SMIRT19, 2007.
- [5] IAEA Technical Report Series, "Understanding and Managing Ageing of Material in Spent Fuel Storage Facilities", No.443, 2006.
- [6] IAEA Safety Standards, "Storage of Spent Fuel", Draft Safety Guide DS371, 2008.

사용후핵연료 수송저장시스템 최적화 기술개발에 대한 연구품질보증시스템 고찰

문영표, 장현기, 백창열, 정의영, 최장영*

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*충남대학교, 대전시 유성구 궁동 220

yymoon@krmc.or.kr

1. 서론

국내 여건에 부합하는 사용후핵연료 수송·저장 시스템에 대한 구성요소의 최적화 및 이에 따른 성능평가를 통한 개선모델을 개발하고 안전성평가를 통해 사용후핵연료 수송 및 저장기술의 확립 및 상용화를 목표로 연구과제를 수행하고 있다.

이 연구결과는 국내 고유의 사용후핵연료 수송·저장 시스템의 원천기술 확보 및 상용화를 위한 기초자료로 활용될 것이어서 연구결과물에 대한 유효성과 견실성 등의 중요성이 강조되고 있다.

이의 일환으로 공단에서는 방사성폐기물 연구개발 품질보증계획서를 제정하여 운용중에 있으며, 연구개발 업무를 수행하는 모든 조직과 종사자는 본 품질보증계획서를 준수하고, 각자의 업무에 대한 품질확보 책임을 규정하고 있는 바, 사용후핵연료 수송저장시스템 최적화 기술개발 업무에 대한 품질보증계획 및 품질보증 활동 등 연구품질보증시스템에 대하여 고찰하였다.

2. 본론

2.1 연구개발 품질보증 필요성

연구개발 사업의 부적절한 계획 또는 절차 등과 같은 연구개발 품질문제로 인한 손실을 방지하고 연구품질을 확보하기 위해서는 체계적인 관리수단이 반드시 필요하다.

연구개발의 품질보증은 연구결과물과 각종 실험 데이터 및 이들 데이터에 근거하여 얻어진 결론에 대한 유효성, 견실성, 보존성 등을 보증하는 것을 주요 목표로 삼고 있다. 연구책임자는 연구과제의 연구내용, 연구범위 및 연구목표 등을 검토하여 과도한 요건과 절차를 배제하면서 동시에 연구개발의 품질확보 및 효율제고를 위해 해당분야의 업무수행 특성에 따라 품질요건을 선별 적용하여 적절한 품질보증계획을 작성하고, 유관부서장의 검토 후 연구개발 수행부서장의 승인을

받아 확정하여야 한다.

방사성폐기물연구개발 품질보증계획서에서 연구개발 목적 및 결과가 공단의 품목 및 용역에 미치는 영향의 중요도에 따라 정한 품질관련등급(AQ) 이상의 연구개발과제에 한하여 품질보증계획을 수립하도록 명시하고 있으며, 고장 또는 결함 발생시 일반인에게 방사선 장애를 간접적으로 미칠 가능성이 있는 폐기물안전범주Ⅰ, 폐기물안전범주Ⅱ, 내진범주Ⅰ 또는 내진범주Ⅱ로 분류된 구조물, 계통 및 기기에 관련된 품목 또는 용역을 품질관련등급(AQ)으로, 그리고 품질관련등급 이외의 구조물, 계통 및 기기에 관련된 품목 또는 용역을 비품질관련등급(NQ)으로 정의하고 있다.

2.2 단계별 품질보증활동

연구개발과제에 대한 단계별 품질활동으로는 과제 기획단계, 기자재 구매단계, 과제 수행단계, 과제 평가단계 및 기록 관리단계 등 5단계로 구분되며, 각 단계별로 다음과 같은 품질보증활동이 필요하다.

과제 기획단계에서는 과제 특성을 반영한 품질보증요건을 검토하여 품질보증 적용범위를 결정함에 있어 사전에 품질보증조직과 협의하고 연구개발활용부서장 및 품질보증부서장의 검토와 연구개발 수행부서장의 승인이 필요하다. 한편, 품질보증요건 선정시 별도의 지침이나 절차서에 의해 수행되는 연구개발과제에는 적용하지 않을 수 있다. 계약자가 수행하는 연구개발 업무는 발주기관의 품질보증계획서 또는 계약자의 품질보증계획서에 따르며 계약자의 품질보증계획서를 적용할 경우에는 사전에 품질보증부서장의 승인을 받아야 한다.

기자재 구매단계에서는 연구에 필요한 기자재의 품목별 품질등급 분류, 기자재 공급업체에 대한 자격심사, 제작중 공정검사 및 인수시 품질검사 등을 수행하여 구매문서에 명시된 기술요건과 품질보증요건을 만족하도록 관리하여야 한다.

과제 수행단계에서는 과제 수행진도에 맞추어 품질일회 등을 통해 적기에 품질을 확인하고, 재부품 및 기기의 부적절한 사용을 방지하기 위하여 이를 식별하고 관리가 필요하다. 사전에 승인된 절차서나 지시서 또는 점검표 등에 따라 계측기 검교정관리, 시험관리, 소프트웨어 관리 등의 품질활동을 수행하여야 한다.

과제 평가단계에서는 수집된 데이터의 유효성을 입증하고 연구수행과정 및 결과에 대한 유효성 평가를 수행하여야 한다. 과제 평가는 객관적, 성과중심의 정성적 평가 뿐만 아니라 실용화 등의 정량적 평가도 포함하며, 유효성이란 취득된 연구, 실험데이터가 당초의 목적에 적합하고 그 데이터를 취득하고 처리하는데 사용된 방법, 수행과정, 기술적 사항 및 사용장비 등 제반 사항들이 기술적으로 확실하고 유효하다는 것을 의미한다.

기록 관리단계에서는 연구업무 수행과 관련하여 작성 또는 수집되는 문서의 종류를 검토하여 품질보증기록으로 관리할 문서를 결정하고 보존년한, 유지방법 등의 관리방안을 결정하여야 한다. 그리고, 연구완료후에는 품질보증기록을 연구개발 활용부서에 인도하여 활용부서에서는 인수받은 품질보증기록을 관련 품질절차서에 따라 관리하여야 한다.

2.3 연구개발 품질보증 조직

연구개발 업무에 대한 품질보증계획서의 이행상태를 객관적으로 확인하고, 공정과 비용으로부터 독립적으로 품질보증업무를 수행할 수 있도록 품질보증부서장에게 충분한 권한과 조직상의 독립성을 보장하고 있으며, 품질문제의 제기, 품질문제에 대한 해결방안의 제시와 이행여부 확인, 부적격사항이나 불만족사항 또는 결함사항에 대한 적절한 처리결정이 나올 때까지 다음 단계로의 작업진행 및 사용에 대한 관리여부를 확인한다.

품질보증업무의 효율성을 위하여 품질보증부서의 소속직원 중에서 연구개발분야에 대한 품질보증담당자를 지정하여 운영할 수 있도록 하고 있으며, 처음부터 올바르게 연구개발업무를 수행할 수 있도록 현실적이고 타당성 있는 접근방법에 의해 품질보증 요건을 만족하도록 관리하고 있다.

연구개발 사업의 품질보증감사는 관련 연구과제와 직접적인 책임이 없고 자격이 부여된 감사자에 의해 연구과제의 중간 및 최종평가시에 실

시하며, 필요한 경우 중간평가 및 최종평가시 이외에도 품질보증감사를 실시할 수 있다. 품질보증감사를 통해 품질요건에 불만족 사항으로 평가된 사항에 대하여는 시정조치를 요구하고 있다.

3. 결론

사용후핵연료 수송저장시스템 최적화 기술개발 연구에 있어 연구결과물에 대한 유효성과 견실성 등의 중요성이 강조되고 있으며, 이에 대한 품질보증요건 강화가 효율적인 연구관리 측면에서 고려되어야 한다. 제정된 방사성폐기물 연구개발 품질보증계획서에 따라 연구과제의 특성에 적합한 품질보증요건 선정과 이행에 필요한 일련의 절차서를 개발 또는 정비하여 활용함으로써 적용되는 품질보증요건과 절차의 이행여부에 대한 확인을 통해 품질보증활동을 강화할 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] 사용후핵연료 수송저장 시스템 최적화 방안 수립 보고서, 2012.04, 한국방사성폐기물관리공단.
- [2] 방사성폐기물 연구개발 품질보증계획서, 2012.06, 한국방사성폐기물관리공단.
- [3] 연구개발업무규정, 2012.2.13, 한국방사성폐기물관리공단.
- [4] 연구개발품질보증, 1994.12, 한국전력공사.
- [5] Quality Assurance Guidelines for Research and Development Draft 2, ASQC R&D Committee, 1988.
- [6] 원자력발전백서, 제5편 연구개발, 2011년, 한국수력원자력(주).

사용후핵연료 수송/저장 시스템 예비 안전성해석

백창열, 김태만, 문태철, 정인수*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*(주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 양재동 210-2

baegcy@krmc.or.kr

1. 서론

국내 상용원전의 경수로 사용후핵연료를 건식 저장하기 위한 수송/저장 시스템 기술개발을 수행 중으로 현재까지 도출된 시스템에 대해 주요 구조재, 중성자흡수재, 충격완충재 등과 같은 재질 특성과 열전달 편, 공기유로, 트리니언 등 각각의 구성요소에 대한 구조적 형상 및 제원, 기존 특허 회피 등을 고려한 최적화를 수행하여 성능개선 모델을 도출하였다[1]. 또한, 개선된 모델인 금속 겸용용기 및 콘크리트 저장용기에 대해 임계, 차폐, 열 및 구조분야의 예비 안전성해석을 수행하여 관련 기술기준 및 설계요건에 따른 안전성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 수송/저장 시스템

현재 개발중인 수송/저장 시스템은 경수로 사용후핵연료 21다발을 장전할 수 있는 시스템으로 금속 겸용용기는 용기 본체, 캐니스터, 충격완충체 등으로 이루어져 있으며, 캐니스터는 내부 구조물인 연료바스켓, 바스켓 지지 디스크 및 디스크 지지봉으로 구성된다. 콘크리트 저장용기는 사용후핵연료가 장전된 캐니스터와 용기본체로 구성되며, 캐니스터의 사양은 금속 겸용용기와 동일하다. 콘크리트 저장용기 본체는 원통형 셀(shell)로 대략 직경이 3.2m, 높이가 5.7m이며 내부 직경 1.9m를 갖는 콘크리트 구조물로 설계하였다. 캐니스터에 저장된 사용후핵연료로부터 발생하는 높은 붕괴열은 자연대류에 의해 냉각될 수 있도록 용기 하부 측면의 유로를 통해 공기가 유입되어 중앙부를 통해 상부 측면으로 배출될 수 있도록 용기 하부와 상부에 각각 4개씩 공기 입출구를 두어 유로를 형성하도록 구성하였다. (그림 1. 사용후핵연료 수송/저장 시스템 개념도 참조)

2.2 시스템 예비 안전성해석

2.2.1 임계해석

사용후핵연료 수송/저장 시스템에 관한 기술기준 및 설계요건에는 어떠한 경우(정상/비정상/사고 조건)에도 미임계가 유지되어야 하며, 시스템의 핵임계도는 충분한 보수성을 갖는 평가모델의 유효 증배계수를 적용하도록 규정하고 있다. 성능개선모델을 대상으로 수송/저장 조건별 최대 핵반응도를 갖는 운전환경에 기초하여 유효증배계수를 계산한 후 미임계 확보여부를 평가하였다. 평가결과 최대 핵반응도를 갖는 운전환경조건에서도 금속 겸용용기에 대한 최대유효증배계수는 평가기준보다 약 2% 작은 값을 갖는 것으로 평가되었다. 또한 콘크리트 저장용기의 완전침수(100%)가 반영된 저장조건에서의 최대유효증배계수는 평가기준 보다 작은 값을 가지며, 안개/연무에 의한 환경에서의 최대유효증배계수 또한 완전침수가 반영된 최대 유효증배계수 보다 작은 값을 갖는 것으로 평가되었다.



Fig. 1. Conceptual dwg of SF transport/ storage system.

2.2.2 차폐해석

사용후핵연료가 취급 및 저장되는 관리구역의 경계는 용기가 위치한 지역으로부터 최소 100m의

거리가 확보되어야 하며, 방사선방호 측면에서 ALARA 요건이 고려되어 작업종사자 및 일반인을 방사선피폭으로부터 보호해야 한다. 금속 겸용용기 및 콘크리트 저장용기는 국내 경수로 원전에서 발생하는 WH형 및 CE형 연료를 공히 수용할 수 있도록 하였다. 설계기준연료는 최대 농축도 4.5w/o, 최대 연소도 45,000MWD/MTU 및 노심에서 방출 후 10년 냉각된 연료로 가정하여 정상조건에 대한 방사선량을 평가결과 설계요건을 모두 만족하는 것으로 평가되었다.

2.2.3 열해석

금속 겸용용기 및 콘크리트 저장용기는 사용후 핵연료에서 발생하는 붕괴열을 피동적으로 제거되도록 설계되어야 하며, 주요 구성 부품의 온도 및 내부 압력은 허용값 이내로 유지되어야 한다. 열제거 능력을 확보하기 위한 기준으로는 격납 구성 부품은 최대 격납기능 유지온도 이하로 유지하고 사용후핵연료 피복판 최대온도는 정상조건에서 400℃ 이하, 비정상조건/사고조건에서 570℃ 이하이며 어떤 조건하에서도 내부 최대압력은 설계압력 이하로 유지되어야 한다. 금속 겸용용기 및 콘크리트 저장용기에 대한 열해석은 허용온도의 여유도가 작은 조건을 고려하여 정상조건에 대한 해석을 수행하였으며, 기술기준 및 설계요건을 잘 만족하는 것으로 평가되었다. (그림 2. 금속 겸용용기 개념도 참조)

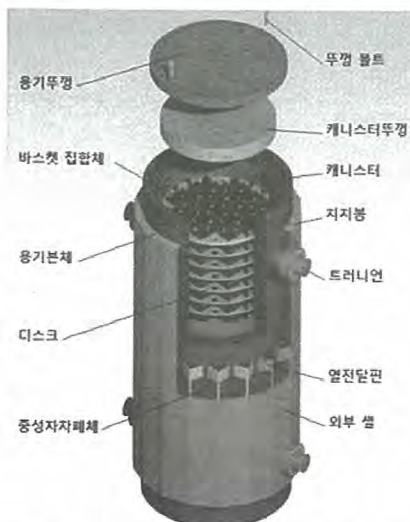


Fig. 2. Dual purpose dry type metal cask.

2.2.4 구조해석

사용후핵연료 수송용기는 정상 및 가상사고조건, 저장용기는 정상조건, 비정상조건, 자연재해 및 사고조건에 대한 관련규정에 따른 구조적 건전성 여부 확인이 필요하다. 금속 겸용용기의 운반사고조건에 해당되는 9m 바닥낙하, 수평낙하 및 모서리낙하에 대한 해석을 수행하였다. 또한 콘크리트 저장용기는 사고조건 중 가장 극한 상황인 전복조건에서 직접적인 충돌이 발생하는 용기 본체에 대해 평가하였으며, 응력 제한치 미만으로 구조적 건전성을 유지하는 것으로 나타났다. 향후 콘크리트 저장용기 본체에 대한 철근 배근 및 보강은 추후 상세설계를 통해 반영할 예정이다[2].

3. 결론

현재 기술개발중인 사용후핵연료 수송/저장 시스템인 금속 겸용용기와 콘크리트 저장용기에 대한 주요 재질 특성, 열전달 편, 공기유로, 트러니언 등의 구성요소에 대한 고려와 특히 회피를 통한 최적화를 수행하여 성능개선 모델을 도출하였다. 또한 개선된 금속 겸용용기 및 콘크리트 저장용기에 대한 임계, 차폐, 열 및 구조분야에 대한 각각의 예비 안전성해석을 수행하여 관련 기술기준 및 설계요건에 따른 안전성을 입증하였다. 향후 상기와 같은 예비 안전성해석 결과를 반영하여 수송/저장 시스템에 대한 상세설계 및 입증시험/평가를 수행할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 방사성폐기물관리기술 개발 중장기기획과제의 일환으로 수행중입니다.

5. 참고문헌

- [1] 사용후핵연료 수송/저장 시스템 최적화 방안 수립 보고서, 2012. 2.
- [2] 사용후핵연료 수송/저장 시스템 예비 안전성 분석 보고서, 2012. 4.

후쿠시마 원전사고 이후의 일본 후행핵연료주기 정책

정미선, 이윤희, 김성기, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

miseon@kaeri.re.kr

1. 서론

일본의 에너지·환경회의는 2011년 3월 11일에 발생한 후쿠시마 제1원자력발전소의 사고에 대한 대책으로 혁신적 에너지·환경전략을 수립하기 위하여 원자력정책을 철저히 분석하기로 결정하였다. 이러한 배경 하에, 원자력위원회는 정책분석을 위하여 2011년 9월 원자력발전·핵연료주기 기술검토 소위원회(이하, 「기술소위」)를 설립하였다[1].

기술소위는 원자력위원회가 에너지·환경회의에서 원자력발전의존도 저감의 기본방침 하에 검토 중인 원자력발전규모의 옵션에 따라 2012년 1월 11일부터 5월 16일에 걸쳐 핵연료주기 대안에 관한 검토를 추진하였고[2], 본 논문에서는 그 검토결과를 기술하였다.

2. 본론

2.1 시나리오 설정

옵션 별 특징과 장단점을 정량적 및 정성적으로 평가하기 위해 사용후핵연료 처리의 기본방침에 따라 전량재처리, 재처리·직접처분 병행, 전량직접처분의 3개의 대표적인 시나리오를 선정하였다. Fig.1은 이러한 시나리오를 보여 주고 있다[1].

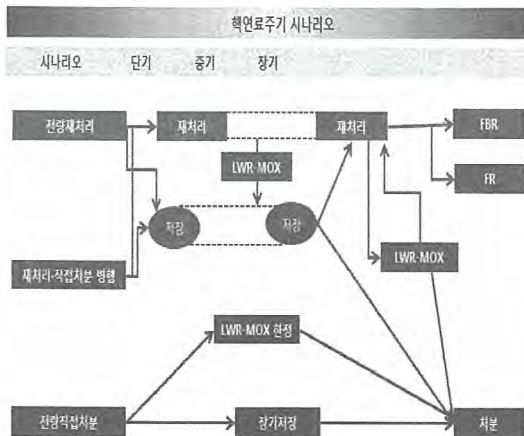


Fig. 1. Fuel Cycle scenarios.

그리고 지금까지 15회의 심의를 거쳐 각각의 시나리오에 대해 종합자원에너지조사위원회의 기본문제 위원회가 제시한 2030년 시점에서 각 옵션(옵션①은 원자력 약 35%, 옵션②는 원자력 약 20%, 옵션③은 원자력 약 15%, 옵션④는 원자력 약 0%)마다 원자력 점유율을 정량적으로 평가한 결과 Fig. 2와 같다.

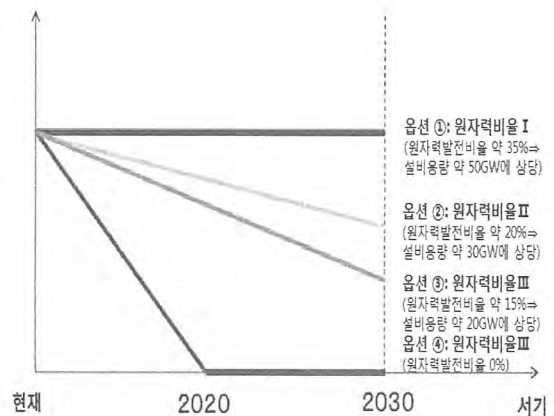


Fig. 2. Nuclear power ratio based on 4 options.

2.2 시나리오 평가항목

시나리오 평가항목으로는 단기적 및 중·장기적으로 나누어 평가하였다. 단기적으로는 사용후핵연료의 관리·저장, 핵연료주기를 둘러싼 국제적인 환경변화시점(Pu 이용, 국제공헌, 핵비확산, 핵안보 리스크의 영향, 미일 원자력협정에 미치는 영향 등)과 정책변경 혹은 정책실행을 위한 여러 과제(기술력, 고용, 지자체와의 신뢰관계)를 평가하였다. 또한 시나리오에 따른 중·장기적인 핵연료주기의 총비용, 에너지 안보, 우라늄 공급확보, 방사성폐기물발생량 등을 평가하였다.

2.3 종합평가

원자력 점유비율에 따른 대표적인 시나리오의 평가 결과를 바탕으로 각 시나리오에 대한 정책의 종합평가 결과는 Table 1과 같다[3].

Table 1. Integrated evaluation of 3 scenarios.

정책시나리오	종합평가
전량재처리	단기적으로 정책변경에 따른 신규과제가 거의 없다. 중장기적으로는 원자력 규모를 유지 혹은 확대할 경우 사용후 핵연료 관리·저장, 고준위방사성폐기물의 처분면적, 자원절약 면에서 가장 유력하다.
재처리·직접 처분 병행	단기적으로 사용후핵연료의 취급이 불명료하여 정책변경에 따른 신규과제는 있지만 전량직접처분보다 과제가 적다. 미래의 원자력발전규모가 불투명한 경우에는 정책의 유연성이 있기 때문에 가장 우수하다.
전량직접처분	단기적으로 원자력의존도를 제로로 할 경우에 가장 유력하다. 단기적으로 정책변경에 따른 신규과제가 적고, 사용후핵연료의 저장장소가 확보되지 않으면 원자력발전소가 운전할 수 없게 되어 대체발전비용이 발생할 가능성이 있다. 재처리나 FBR/FR이 필요하게 될 경우에는 대응이 곤란하기 때문에 정책의 유연성이 한정된다.

2.4 종합평가에 따른 정책실현을 위한 과제

Table 2. Assignments of 3 scenarios.

정책시나리오	과제
전량재처리	○ 록카쇼제처리시설의 원활한 조업 ○ 플루토늄 이용을 착실하게 진행 ○ 핵비확산, 핵안보 대책의 강화 ○ FBR의 실용화 ○ 비용절감을 위한 노력
재처리·직접 처분 병행	○ 록카쇼제처리공장의 능력을 초과하는 사용후핵연료에 대해 재처리, 직접 처분의 선택은 국가가 결정 ○ 중간저장의 정책 재정의(처분방법이 불투명한 상태에서의 저장과 그 이후의 반출에 관해 국가가 설명) ○ 직접처분기술의 확립과 FBR/FR의 실용화 판단을 위한 연구개발 추진 ○ 재처리에 있어서는 전량재처리와 같음.
전량직접처분	○ 직접처분기술의 확립 ○ 현 제도에서 미흡수 될 가능성이 있는 비용 발생에 대한 대응 ○ 록카쇼제처리사업 중지에 따른 안전망의 정비의 필요 ○ 록카쇼제처리공장에서의 추출된 플루토늄의 취급에 관한 결정

Table 1의 종합평가에 따른 정책을 실현하기 위한 과제는 Table 2와 같다[3].

3. 결론

기술소위의 권고에도 있듯이 현 시점에서 어느 대안을 선택 하더라도 미래의 정책변경에 대응할 수 있도록 준비를 하는 것이 중요하다. 정책변경 결정의 책임은 모두 국가에게 있으며, 국가는 원자력발전소 소재 지자체와 장기간 협력하여 관련 시설을 수용한 입지 자치단체와의 신뢰관계가 무너지지 않도록 그 결과에 대해 국민 및 자치단체에게 자세히 설명하여 이해를 얻어야 한다[4].

또한 사용후연료 저장용량 증가, 고준위방사성폐기물 처분장 선정, 직접처분 기술개발 및 관련 제도 검토 등과 세계 원자력발전의 안전성 향상, 핵비확산 추진, 핵안보리스크를 줄이기 위한 노력도 필요하다.

4. 참고문헌

- [1] 原子力發展・燃料サイクル技術等検討小委員会, 核燃料サイクル政策の選択肢の評価について (まとめ), 2012.5.23.
- [2] 原子力委員会, 核燃料サイクル政策の選択肢に関する検討結果について, 2012.6.5.
- [3] 原子力發展・核燃料サイクル技術等検討小委員会, 代表シナリオの評価を踏まえた政策選択肢の総合評価, 2012.5.23.
- [4] 原子力委員会, 核燃料サイクル政策の選択肢について, 2012.6.21.

건식저장시 사용후핵연료의 건전성을 평가하기 위한 단위시험 장비 구축

국동학, 장정남, 권형문, 김성근, 김도식

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 사용후핵연료 건식저장은 습식저장에 비해 설치와 확장성이 용이하고 유사시 이동이 편리하며 사고시 상대적으로 안전하다는 측면에서 현실적인 사용후핵연료 관리방안으로 널리 적용되고 있다. 사용후핵연료 건식저장의 최종 목표는 시설의 운영기간동안 사용후핵연료에 대량 파손이 발생되지 않도록 하며 궁극적으로 시설 운영 종료 시에도 회수성을 보장하는 것이다[1]. 이러한 회수성은 건식저장이 영구적인 해결방안이 아닌 '중간' 혹은 '임시'의 성격을 태생적으로 갖고 있기 때문에 그 중요성이 강조되고 있다.

최근 미국에서는 유카마운틴 처분장 프로젝트가 유보되면서 상대적으로 건식저장에 대한 의존도가 상당히 높아졌고 일부에서는 '영구 저장'이라는 새로운 개념도 논의가 되고 있는 상황이다. 그러나 이 경우에도 저장시설의 운영 종료시점에서 사용후핵연료의 건전성 예측은 환경 영향 평가 측면에서 더욱 중요해진다. 심지어 처분의 경우 보수적 계산을 위해서 사용후핵연료의 건전성이 매우 빠른 시간 이내에 유실되어 방사성핵종이 처분장 주위로 침출되는 것으로 가정하여 백만년 이후 생태계에서의 피폭량을 최종적인 평가 기준으로 사용하고 있다. 그러나, 미국에서 현재 고려중인 이백년 이상의 초장기 저장(extended storage)의 경우와 아직 초기 개념 단계에 불과한 영구 저장의 경우 사용후핵연료의 건전성이 어느 시점에서 유실되는가에 따라 환경영향평가의 선원 평가에 많은 영향을 미치고, 심부지질이 아닌 지상위에 놓인 저장시설로부터 누출되는 방사성 핵종의 영향은 처분에 비해 더욱 심각한 상황을 초래할 것이기 때문이다.

건식저장 시스템의 중요한 안전성 평가 항목들에는 구조적 안전성, 격납기능, 차폐, 미임계, 열적 안전성 및 재료적 안전성 등이 있으며, 마지막의 두 가지 안전성 항목은 사용후핵연료 건전성에 가장 많은 영향을 미친다. 건식저장 시스템 내의 최대 온도 값을 갖는 피복관은 시스템 설계 기준

에 핵심적인 영향을 미치며, 또한 이 온도는 자연 냉각을 기본으로 하는 건식저장 시스템에게 우리가 설정할 수 있는 유일한 항목이기도 하다[2]. 사용후핵연료의 건전성을 약화시키는 주요 열화기구들이 다양하게 있지만, 건식저장 중에는 크립과 수소에 의한 효과가 가장 중요하게 작용한다. 왜냐하면 이 두 가지 이외의 열화기구들은 대부분 원전 운영이 끝난 후부터는 더 이상 전개되지 않기 때문이다. 대표적으로 부식을 예를 들 수 있다.

따라서 가까운 시기에 사용후핵연료에 대한 가장 현실적인 관리방안으로 고려될 건식저장 시스템의 안전성을 평가하기 위해서 크립시험과 수소화물 재배열 시험은 필수적인 단위시험(single effect) 연구항목이다. 최근 한국원자력연구원 내의 조사후시험시설 방사선구역에 이 시험장비들이 설치되었으며 현재 성능검사 중이다.

2. 본론

2.1 평가 기준 핵연료

평가에 사용되는 피복관은 한국에서 발생한 약 78%의 사용후핵연료에 사용된 Zircaloy-4 이다. 연소도는 50,000 MWd/MtU 이하이며, 10년 냉각된 사용후핵연료를 대상으로 한다. 실제 사용후핵연료 피복관 뿐만 아니라 상대적 비교분석과 조사시험 이전 시험절차 안전성 확인 측면에서 사용후핵연료를 모사하는 수소 함유 미조사 피복관에 대한 시험도 같이 수행한다.

2.2 크립 시험

건식저장 운영 초기에는 핵분열기체에 의한 봉내압에 의해 바깥쪽으로 진행되는 크립 현상이 건식저장에서 가장 중요한 열화요인이라고 생각하였다. 그러나, 최근에는 크립 현상이 지속적으로 일어나지 않는 것으로 관찰되면서 그 중요도가 상대적으로 낮게 평가되고 있다. 이유는 크립에 의해 봉의 반경이 넓어짐에 따라 체적이 커지고, 닫혀진 계인 핵연료 봉내의 압력은 그만큼 떨

어지기 때문에 피복관 내벽에 가해지는 hoop stress는 지속성을 갖기 어렵기 때문이다. 그러나, 아직도 건식저장에 경험이 많은 선진국에서는 저장기간 동안 피복관의 크립 변형에 대한 제한치 1%를 규제에 적용해 오고 있으므로, 이에 대한 시험이 기본적으로 요구된다.

크립시험은 일반적으로 시간이 많이 걸리기 때문에 세 개의 독립적인 시험장비를 구축하였다. 시편은 25 cm 길이의 튜브형이며, 아르곤 불활성 기체를 튜브 안으로 가압하여 사용후핵연료의 봉내압과 그에 따른 피복관의 hoop stress를 모사하게 된다. 단기간에 크립에 의한 변형이 잘 일어나지 않으므로, 400 °C 이상 온도로 가속시험을 수행할 예정이며, 이 때 시험 온도는 400 °C와 해당 압력에서 적용되는 같은 크립 메카니즘 범위내의 최고 온도를 설정한다.

이 시편의 방사능 예비 평가결과, 표면에서 2 Sv/h라는 높은 값을 나타내어 크립시험기 및 가열로 전체를 차폐하는 납 8 cm 두께의 대형 실린더를 제작하였다. 시편의 이송 및 설치 등에 필요한 차폐창과 차폐블럭 역시 제작되어 설치될 예정이다.

크립변형 측정은 기존에 많이 사용되는 LVDT 방법 대신 Laser Extensometer를 사용하게 된다. 조사된 시편의 크립을 측정하기 때문에 이 장비는 작업자의 피폭량을 현저히 줄이고 변형 측정을 위해 시험장비 운영에 변화를 줄 필요도 없으므로 더욱 안정되고 정밀한 결과 값을 얻을 수 있을 것으로 기대된다. 또한, 조사된 시편에서부터 발생하는 감마선에 신호가 왜곡되는 것을 방지하기 위해서 레이저 빔은 거울을 이용하여 'ㄷ'자 형태의 궤적을 따라가고, 시편 변형을 측정하기 위하여 가열로 벽면에 수정 창을 설치한 것이 중요한 특징 중에 하나이다.

2.3 수소화물 재배열 시험

시간의 경과에 따라 건식저장시스템의 온도가 떨어지면, 낮은 온도에서 활발해지는 수소 및 수소화물의 거동이 피복관에 큰 영향을 미치게 된다. 수소와 관련된 여러 가지 열화기구 중에 수소화물 재배열 현상이 가장 중요하다. 그 이유는 다음과 같다. 건식저장의 내재적 특성상 건식과정(drying process)는 필연적이며, 이 때 물 대신 진공 혹은 헬륨과 같은 불활성기체에 의한 열전달 상황에 의해 시스템내의 온도가 400 °C 이상까지

도 올라가게 된다. 이 온도에 의해 피복관 내에 존재하던 환형방향 수소화물들이 기지 내로 용해되고, 차후 시설이 운영되는 동안 온도가 떨어지고 그에 따라 고용도 한계를 넘어서면서 수소화물들이 다시 재침출되는데, 이때 지속적으로 존재하는 봉내압의 응력을 해소하기 위해서 반경방향으로 수소화물이 침출된다. 이러한 반경방향 수소화물의 분율이 높을수록 재료적 취성이 증가하여 저장이후 수송과정에서 피복관이 외부 충격에 버티기 힘든 상황이 발생된다[3].

시편은 5 mm 길이의 링 형태이며, stress 해석을 위해 dog bone 형태의 단차를 두게 된다. 수소화물 재배열 시험에서는 온도 변화(thermal cycle), hoop stress, 냉각속도 그리고 수소농도가 매우 중요한 매개 변수이며 이들을 종합적으로 제어할 수 있는 시험시스템을 설치하였다.

3. 결론

건식저장은 사용후핵연료 관리방안 중에서 곧 가장 현실적인 방안이 될 것이며, 시스템의 안전성 평가를 위해 사용후핵연료의 건전성 평가는 필수적인 연구항목이다. 여러 열화기구 중에서 크립과 수소화물 재배열 시험이 가장 기본적이고 필수적인 시험항목이며, 이 장비들이 최근 조사후 시험시설 내에 설치되어 수개월의 미조사 시편에 대한 시험에 이어, 실제 사용후핵연료의 시편을 대상으로 시험이 수행될 예정이다. 시험의 결과 값은 건식저장의 궁극의 목표인 회수성 가능여부를 판단할 기초 자료가 된다.

4. 참고문헌

- [1] U.S. NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility", NUREG-1536 Rev.1 (2010).
- [2] I. S. Levy et al, "Recommended temperature limits for dry storage of spent light water reactor Zircaloy-clad fuel rods in inert gas", PNL-6189 (1987).
- [3] B. Hanson, H. Alsaed, C. Stockman, D. Enos, R. Meyer and K. Sorenson "Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel", PNNL-20509 (2012).

사용후핵연료 중간저장시설 관리비용 평가시의 고려사항

박상규, 김연화, 이수홍, 신상화, 이재민

TÜV라인란드코리아, 서울시 구로구 구로동 197-28

SangGyu.Park@kor.tuv.com

1. 서론

현재 국내 원자력발전소의 사용후핵연료 임시 저장 시설의 저장용량이 조만간 포화상태에 도달할 것으로 예측되고 있다. 따라서 발전소별 사용후핵연료 저장용량 및 예상발생량, 제5차 전력수급 기본계획등에 준하여 안전하고 경제적인 사용후핵연료 중간저장시설 확보가 필요한 상황이다. 또한, '사용후핵연료 정책포럼'은 사용후핵연료 포화시점을 2016년으로 확정하고, 2024년 이전에 중간저장시설을 준비해야 한다고 정부에 제안하였다.

본 평가에서는 중간저장시설을 건식저장방식으로 가정하고 비용평가시의 고려사항을 분석하였다. 중간저장시설 관리비용의 대부분은 어떠한 용기방식을 선택하느냐에 대하여 전체비용이 크게 변화된다. 그러나 중간저장시설 관리비용의 효율적인 관리를 위해서는 용기가격을 제외한 단위항목의 비용에 대하여 객관적인 평가를 수행하고 엔지니어링 기반의 체계적인 분석수행이 필요하다.

2. 본론

2.1 중간저장시설 비용분류

2.1.1 부지선정

중간저장시설의 총 부지면적은 저장구역, 부속시설, 제한구역, 관리구역 등을 설정하고, 이에 따른 면적이 산출되어야 한다. ANSI/ANSI-57.9에서는 제한구역 설정시 외부침입자로 부터 통제가 가능하도록 이중울타리 간격(6.1m)을 유지하도록 권고하고 있으며, 관리구역은 중간저장시설로부터의 물리적 최소방어기준이 유지되도록 10 CRF 72.106에 규정된 총 유효선량(0.05Sv, 설계기준 사고시)를 초과하지 않도록 규정하고 있다. 특히 이 구역은 저장구역의 선원향에 따른 외부 선량기준이 준수될 수 있는 거리를 유지하는 것이 필요할 것으로 판단된다.

2.1.2 설계 및 인허가 비용

EPRI는[1] 설계 및 인허가에 소요되는 기간을 인허가신청 단계(18개월), 인허가 검토 단계(36개월), 초기건설 및 운영이전 단계(18개월)인 3단계로 분류하고 있다.

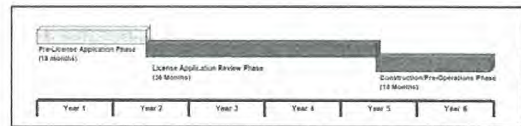


Fig. 1. Estimated schedule for Siting, Design, Licensing and Construction.

설계 및 인허가 비용은 해당 지역정보 및 이해당사자간의 연관성 분석, 지질조사 및 환경영향평가, 시설의 설계 및 안전성 분석, 인허가 신청준비등의 비용을 고려할 수 있다.

2.1.3 자본설비

자본설비는 단위항목으로 운반기반구축과 시설건설로 분류할 수 있다. 운반기반구축은 초기 시설투자 비용으로 운반용기, 운반시설확보, 선박등으로 분류가 가능하고, 세부항목으로 차량 및 크레인 수량, 차량 및 운반용기의 사용기한, 운반용기의 수량, 시설운영용 예비부품, 선박의 구매 또는 임대료 등을 고려할 수 있다.

시설건설은 부지정지, 전기/보안, 콘크리트 패드설비, 부대시설으로 분류하고, 세부항목으로 관리 건물, 보안 및 보건물리실, 운영 및 정비건물, 사용후핵연료 수납라인등을 고려할 수 있다.

2.1.4 운영

운영비는 단위항목으로 연간운영비와 연간운영 인건비로 분류할 수 있다. 연간운영비는 사무관리비(사무용품비, 각종 세금, 임대료, 사무용품 유지관리 및 수리비등), 운반비용 및 인허가비용(차량주유비, 운반차량 및 물량장 유지보수비, 용기유지 및 보수시설, 용기안전성 시험시설, 크레인, 운반용기 유지보수비등)등을 고려할 수 있다.

연간운영 인건비는 인수 또는 인도 기간, 인수와

인도의 동시작업, 관리기간등을 고려할 수 있다. 각 인원은 관리인원, 보안요원, 엔지니어 기술자, 유지관리인원등으로 분류할 수 있다. 또한 중간저장시설 운영기간을 고려하여 전체 운영비용이 산출되어야 한다.

2.1.5 해체비용

해체비용은 시설건설비와 저장용기 비용으로 분류할 수 있다. EPRI는 중간저장시설 관리비용의 20%를, 국내 자료[2]에서는 TN-24 용기비용의 10%를 해체비용으로 제시하고 있다. 따라서 해체비용의 적절한 비용산출 비율에 대해서 고려할 필요가 있다.

2.1.6 교체비용

교체비용은 단위항목으로 운반기반과 시설건설로 분류할 수 있다. 운반기반은 차량 및 기타차량의 교체주기, 크레인 사용기간 등이며, 시설건설은 저장용기의 사용기한, 물량장 크레인 사용기간등을 고려하여야 한다.

2.1.7 예비비 확보

EPRI는 예비비를 중간저장시설 관리비용의 단위항목에 대해서는 각각 30%를 적용하고 있으나, 인건비에 대해서는 40%를 적용하고 있다.

2.2 단위항목별 구성비

중간저장시설의 단위항목별 비용현황을 분석하기 위하여 운반저장 금속검용기방식과 콘크리트 저장용기방식을 대상으로 수행하였다.

Table 1. Cost ratio for Interim Storage Facility.

Items	PWR, (Unit: %)	
	Metal Cask	Concrete Cask
Capital	20.0	24.4
Operation	46.9	56.8
Etc	33.1	18.8
Total	100.0	100.0



Fig. 2. Cost ratio of Dual-propose metal cask scenario.

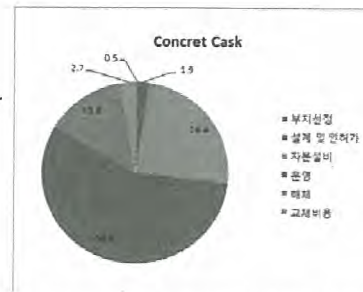


Fig. 3. Cost ratio of concrete cask scenario.

중간저장시설 운영비용의 효율적인 관리를 위해서는 용기가격을 제외한 단위항목들의 비용에 대하여 객관적인 평가가 필요하다. 단위항목별 비율을 살펴보면, 저장운반 겸용금속용기방식을 사용하는 경우는 운영비용(46.9%)이 가장 높고, 해체비용(29.2%), 자본설비(20.0%), 교체비용(1.9%) 순으로 나타났으며, 콘크리트 저장용기방식을 사용하는 경우는 운영비용(56.8%)이 가장 높고, 자본설비(24.4%), 해체비용(13.8%), 교체비용(2.7%) 순으로 나타났다.

3. 결론

중간저장시설 관리비용의 효율적인 관리를 위해서는 저장용기를 제외한 단위항목들의 비용에 대하여 영향을 평가하는 것이 필요하다. 분석결과 운영비가 가장 높고, 해체비 또는 자본설비비, 교체비 순서로 나타났다.

여기서 예비비, 인허가 비용, 해체비용, 연구개발비용의 구체적인 자료는 확보하기 어려우므로 향후 이들 항목들에 대하여 추가적인 정보를 확보하는 것이 필요할 것으로 판단된다.

또한 9/11 사건이후 각종 테러 및 주민수용성 증진을 위한 방안으로 외부건물 건설에 대한 방어적 수단(항공기 충돌, 미사일등)이 고려되어야 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] Cost Estimate for an Away-From-Reactor Generic Interim Storage Facility(GISF) for Spent Nuclear Fuel, EPRI, 2009.
- [2] 원전 사후처리비용 평가 시스템 개발, 경희대학교, 2009.
- [3] 사용후핵연료 단기 관리 기술방안 분석, 한국원자력연구원, KAERI/CR-332/2009.

제2분과

핵연료주기 기술 (Oral)

공학규모 파이로 일관공정 시험시설 구축

조일제, 홍동희, 이원경, 한중희, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hvilje@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 공정 Cold 시험시설(PRIDE : PyRoprocess Integrated inactive DEmonstration facility)은 파이로 공정기술을 검증하기 위한 핵심 시험 시설로서, 현재 장치들의 설치 후 시운전 단계이다. PRIDE 시설은 감손우라늄을 사용하여 파이로 공정 시험을 수행할 예정으로서, 기대효과로는 세계 최고의 신개념, 고효율 파이로 장치에 대한 설계 및 운전 실증이 가능하며, Scale-up 관련 장치 및 핫셀 설계자료, 운영자료 및 원격 운전경험을 확보가 가능하다. PRIDE 시설의 시운전을 통해 PRIDE 시설의 장치들에 대한 설계 성능 및 사양을 검증하며, 성공적으로 시운전을 완료한 후 핵물질을 사용하여 시험을 수행할 예정이다.

PRIDE시설은 직육면체 타입(가로 40m, 폭 4.8m, 높이 6.4m)의 내부 용적 약 1,200m³의 대형 아르곤 셀을 포함하고 있으며, 아르곤 셀은 산소 및 수분 불순물 농도가 각 50 ppm 이하로 관리 유지될 예정이다. PRIDE 셀장치는 기밀이 유지되는 알콘셀에서 파이로 공정장치 운전을 지원하고 필요한 유틸리티를 제공하는 장치로, 셀의 Ar 분위기를 유지하면서 장치 및 공정물질을 셀 내외로 출입시키기 위한 이송장치(대형장치 이송장치, 소형장치 이송장치, gravity tube)와 하중물 취급을 위한 크레인, 크레인 유지보수를 위한 크레인 트롤리 호이스트, 그리고 유틸리티 장치(셀 조명장치, 작업창, 피드스루) 등으로 구성되어 있다. 셀 내에는 운전자의 접근이 제한되므로 셀장치들은 원격 운전 및 유지보수가 가능하도록 설계, 개발되었다.

본 연구에서는 PRIDE 시설의 주요 특징과 더불어 현재까지의 주요 시운전 현황에 대해 설명하고자 한다.

2. 본론

PRIDE 시설은 지상 3층 철근 콘크리트 구조물로서 폭 18 m, 길이 43.2 m, 높이 12 m이며, 연면적은 2,283 m²이다. 각 층의 높이는 1층 4 m, 2층 3.4

m, 3층 4.6 m이고, 2층과 3층은 설치되는 설비의 규모를 고려하여 일부분을 제외하고, 대부분이 개방된 형태의 구조다 (Fig. 1).



Fig. 1. PRIDE 시설 전경.

PRIDE 시설 2층에 불활성분위기의 대형 아르곤 셀이 설치되며, 1층에 대형장비 이송시스템 및 시설 운영을 위한 유틸리티 시스템이 설치되어 있다.

그림 2와 같이 PRIDE에는 공정 운전 및 원격운전을 위한 각종 장치들이 설치되어 있으며, 각 장치들에 대한 기능 및 성능시험을 수행 중이다.

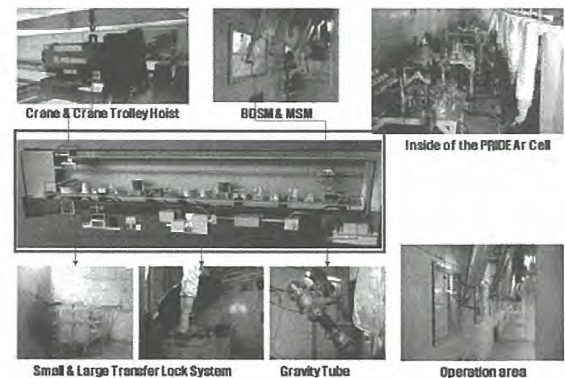


Fig. 2. PRIDE 시설 원격 운전을 위한 장치 layout.

산소 및 수분 불순물 농도를 각각 50 ppm 이하로 유지하기 위하여 아르곤 공급, 냉각, 순환 및 정화시스템을 설치하였으며, 정산운전 시 셀 내 부압은 -10mmAq ~ -100mmAq 으로 운영하며, 아르곤 공급 및 배출 시스템을 통하여 제어토록 하였다. 그림

2는 현재 설치되어 있는 아르곤 시스템에 대한 사진으로 현재 단위 장치에 대한 시운전을 마치고 각 단위장치를 연계한 종합 시험을 수행 중이다.



Fig. 3. PRIDE 아르곤 시스템 및 배관.

PRIDE 시설은 대형 아르곤 셀로서, 불활성 분위기 유지를 위해서는 셀 누설율을 최소로 하는 것이 중요하다. PRIDE 시설은 스테인레스 구조의 철골 대형셀이며, 각종 Penetration 및 기계장치 등이 부착되어 셀 누설을 체크, 누설부위 점검 및 수정이 어렵다. 셀 누설을 체크는 압력 강화법을 이용하였고, 누설부위 체크는 약 10%의 아르곤 또는 헬륨 가스를 이용하여 스나이퍼 방법을 이용하였다. 그림 3은 셀 누설을 결과로서 1차, 2차 결과를 보여주고 있으며, 누설부위의 총합계를 상대적으로 확인해보기 위하여 1/2인치 밸브를 오픈한 자료와 비교평가 하였다. 이를 통해 현재 PRIDE 누설을 총합은 1/2인치 이하임을 확인 할 수 있었으며, 현재 누설율을 최소화하기 위한 리크 시험 및 시스템 수정을 진행 중이다.

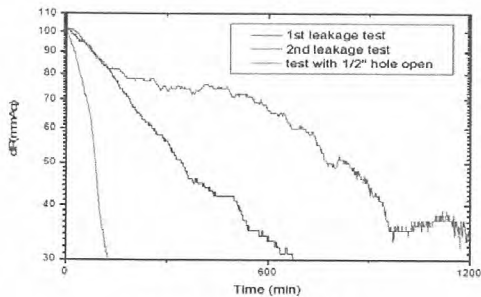


Fig. 4. PRIDE 리크 체크.

또한 PRIDE 리크 테스트 종료 후 초기 아르곤 차징을 효율적으로 하기 위한 절차를 수립 중이며, 그림 4는 차징 시 아르곤 인입 및 배출라인을 도식적으로 보여주고 있다. 온도, 아르곤 가스 밀도, 아르곤

유속, 공급 및 배출 인입구 등에 영향을 평가하고 있다.

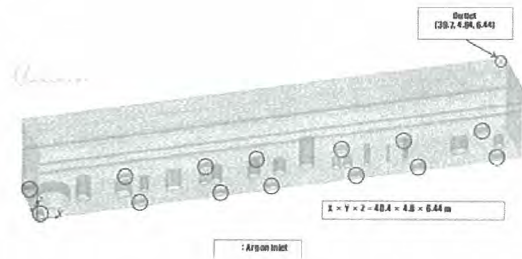


Fig. 5. PRIDE 아르곤 차징을 위한 공급 및 배출구.

3. 결론

현재 PRIDE 아르곤셀 구조물 구축을 완료하고 PRIDE 시설 운영에 필수적인 각종 장치 및 유틸리티에 대한 설치작업을 완료하고, PRIDE 시설 시운전을 진행하고 있다. PRIDE 시설의 시운전을 통해 PRIDE 시설의 장치들에 대한 설계 성능 및 사양을 검증할 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

BDSM 기능 확장을 위한 텔레스코픽 원격 취급기구 개발

이중광, 유승남, 박병석, 김기호, 조일제

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

leejk@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 Pyroprocess 기술을 종합적으로 평가하기 위한 공학규모 파이로 일관공정 연구시설(PRIDE)의 구축이 완료되었으며 현재 시험운전 중에 있다. PRIDE 시설의 공정셀은 완전 기밀형 아르곤 셀로 유독 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[1]. 본 연구에서는 BDSM의 한 팔을 대체하여 100 kgf의 하중을 정격으로 취급 가능하며 안전하게 수직 이송을 할 수 있는 텔레스코픽 원격 취급기구를 개발하였으며, 이를 통해 기존 양팔 서보조작기의 고유 기능을 확장 할 수 있음을 보였다.

2. 텔레스코픽 원격 취급기구

2.1 개요

공정장치 원격 취급 및 조작기 작업 지원을 위한 범용 원격취급기구로써 신축기구의 하부에 다양한 툴들을 원격으로 교체하여 장착할 수 있는 새로운 형태의 텔레스코픽 기구를 개발하였다. 이 장치는 그림 1에 보이는 것과 같이 천정이동장치의 회전 플레이트에 설치된 슬레이브 서보조작기의 한 팔을 대체하여 협소 공간 작업 및 나머지의 팔의 서보조작기와 협조 작업이 가능하다. 이러한 구성은 천정이동장치와 슬레이브 서보조작기 간의 원격 인터페이스 장치를 그대로 활용하여 원격으로 장탈착 가능하며, 말단에 부착되는 툴 또는 공구를 원격으로 교체할 수 있도록 구성하여 시스템 호환성 및 확장성을 극대화하였다. 원격 취급기구는 천정이동장치에 원격으로 결합하기 위한 인터페이스부, 텔레스코픽 신축부 및 이의 하단에 교체 가능하도록 설치되는 원격 툴, 기계식 원격조작기를 사용하여 원격취급기구를 분리/결합하기 위한 장탈착 장치 등으로 구성된다. 상하방향 작업거리는 1.7 m, 정격 취급하중을 100 kgf로 설정하였다.



(a) fully retracted (b) fully extended

Fig. 1. Telescopic remote handling tool.

2.2 상세 설계

정밀도와 강성이 우수한 볼스크류(ball screw)와 볼스플라인(ball spline)의 조합으로 텔레스코픽 신축부를 구성하였다. 각 단에는 볼 스크류와 볼스플라인이 짝을 이뤄 원주방향으로 배치된다. 볼스크류의 회전력은 체인 또는 기어 등의 동력 전달을 통해 볼스플라인을 회전시킨다. 볼스플라인은 회전력을 전달하면서 축방향으로 선형 운동이 가능한 기계요소로, 볼스크류의 회전에 의해 다음 단이 수직으로 이동하더라도 슬라이딩하면서 회전력을 전달한다. 이러한 볼스플라인의 회전력은 다시 다음 단에 설치된 볼 스피라인에 전달된다. 이러한 구성을 동일하게 확장하면 각 단이 동일한 스트로크로 신축 운동이 가능하다.

그림 2는 텔레스코픽 신축부의 상세 설계모델을 나타낸다. 3단의 이동 튜브는 고정 튜브의 상부 플레이트에 설치된 모터의 회전력에 의해 동일한 스트로크로 신축 운동을 한다. 튜브가 완전히 접혀졌을 때의 높이는 900 mm 이내이고, 완전히 펼쳐졌을 때의 높이는 2.5 m 이상이다. 텔레스코픽 원격 취급기구는 천정이동장치에서 서보조작기가 분리되는 곳인 상부 인터페이스에 결합된다. 따라서 텔레스코픽 신축부 상부에는 조작기에 설치된 것과 동일한 인터페이스 장치가 설치된다. 또한 기계식 원격조작기를 이용하여 기구부와 함께 텔레스코픽 운동을 위한 모터의 전원 및

신호선들도 동시에 분리 및 연결된다.

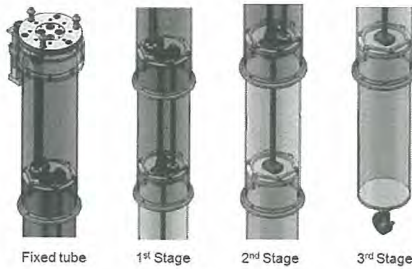


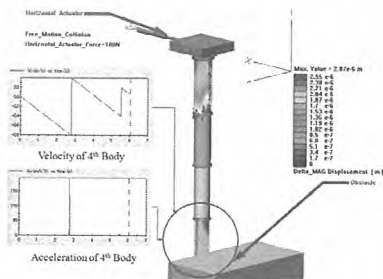
Fig. 2. Detail design of telescopic tool.

2.3 구조동해석

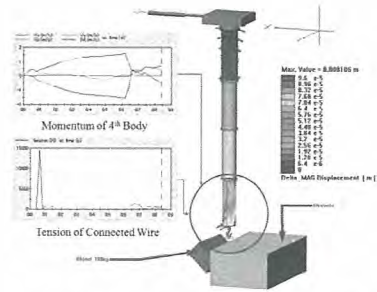
상세 설계 모델의 동적 안전성을 검증하기 위해 상용의 Visual NASTRAN을 이용하여 구조동해석 모델을 구축하고 동용력-변위 해석 및 충돌 해석을 수행하였다. 그림 3 (a)와 같이 완전히 펼쳐진 상태에서 1 m/sec의 속도로 이동하면서 말단부가 장애물에 충돌하였을 때 최대 변형량은 약 3×10^{-6} m로 분석되어, 자유공간을 최대 속도로 이동하는 가혹한 환경에서 설계 안전성을 확보하였다. 또한 그림 3 (b)와 같이 100 kgf의 중량물을 완전히 펼쳐진 상태에서 1 m/sec의 속도로 이동하면서 말단부가 미지의 장애물에 직접 충돌하는 경우 최대 변형량은 약 0.1 mm로 분석되어, 하중물을 최대 속도로 이송시 발생하는 가장 가혹한 충돌조건에서도 설계 안전성을 확보하였다.

2.4 제작

설계 검증된 텔레스코픽 원격 취급기구를 그림 4와 같이 제작하였다. 좌측 그림은 새로운 원격취급 기구를 양팔 서보조작기의 한 팔을 대체하여 설치한 모습을 나타내며, 우측 그림은 기존 BDSM의 양팔 구성에 추가하여 기능을 확장한 모습을 나타낸다.



(a) without payload



(b) with a payload of 100 kgf

Fig. 3. Collision analysis of telescopic boom.

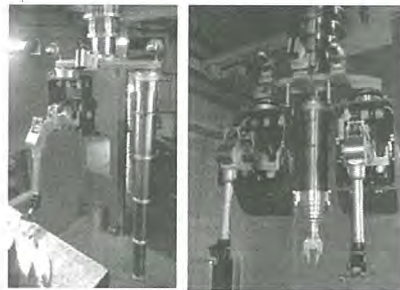


Fig. 4. Telescopic tool integrated in BDSM.

3. 결론

본 논문에서는 3단으로 구성된 신축기구의 하부에 다양한 틀들을 원격으로 교체하여 장착할 수 있는 새로운 형태의 텔레스코픽 원격 취급기구의 개발에 대해 설명하였다. 이 장치의 활용으로 고하중의 작업물을 안전하게 취급할 수 있으며 슬레이브 조작기와 협조작업이 가능하여 BDSM의 기존 기능을 크게 확장할 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J. K. Lee, H. J. Lee, B. S. Park, K. Kim, Bridge-transported bilateral master-slave servo manipulator system for remote manipulation in spent nuclear fuel processing plant, Journal of Field Robotics, Vol. 29, No. 1, pp. 138-160, 2012.

열처리분위기가 U_3O_8 분말 성형체의 소결거동에 미치는 영향

이계원, 김영환, 조광훈, 박근일, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

njwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 산화하여 얻은 U_3O_8 분말을 출발 물질로 하여 재가공하여 제조할 수 있는 전해환원용 원료물질로는 그라놀, 다공성 펠렛 및 판상 펠렛이 있다. 원료물질의 제조 용이성 및 기계적 물성을 고려하면 다공성 펠렛이 우수하며 전해환원 효율성도 입증되었다[1,2].

회분식으로 운전되는 전해환원공정의 처리용량을 증가시키기 위해서는 펠렛의 밀도를 높일 수 있는 U_3O_8 성형체의 열처리조건이 필요하다. 또한 전해환원공정에서 Pt 양극의 수명을 증대시키고, 전해환원공정에서 발생하는 염폐기물의 격막 결정화에 의한 염의 재생 및 재활용을 위해서 Cs과 I 등을 휘발 제거 할 수 있는 열처리조건이 요구된다. 우라늄산화물(UO_{2+x} , $0 \leq x \leq 2.667$) 결정립내의 핵종의 확산도는 과잉 화학양론비(x)가 클수록 증가되는 것으로 알려져 있다[3]. 핵종을 휘발제거율을 증대시키기 위한 열처리분위기로는 1500°C 평형상태에서 $x=0.1$ 로 유지되는 $0.001\%H_2$ -Ar 가스가 적합한 것으로 분석되었다.

따라서, 본 연구에서는 다공성 펠렛을 제조하기 위해 Ar분위기에서 핵종휘발율을 높이고 $4\%H_2$ -Ar 분위기에서 UO_{2+x} 를 UO_2 로 환원처리 할 수 있는 사용후핵연료 U_3O_8 성형체의 열처리공정조건을 미조사 U_3O_8 성형체를 이용한 실험을 통해 평가하였다.

2. 실험

실험에는 사용된 U_3O_8 분말은 rotary voloxidizer를 이용하여 CANDU형 펠렛을 500°C 에서 5시간동안 산화하여 얻은 것으로 비표면적은 $0.65 \text{ m}^2/\text{g}$, 평균입자크기는 $10 \mu\text{m}$, 겉보기 밀도는 $1.8 \text{ g}/\text{cm}^3$ (21.4% TD), 탭밀도는 $2.99 \text{ g}/\text{cm}^3$ (35.6% TD)였다. U_3O_8 분말의 성형은 100-300 MPa에서 수행하였다. 성형체의 열처리조건에 따른 소결거동은 TMA (Thermo Mechanical analysis) 기기를 이용하여 분석하였으며, 열처리는 Fig. 1과 같은 조건에서 수행하였다. Ar 분위기에서 열처리는

소결거동을 확인하기 위해 10시간동안 충분히 길게 하였다.

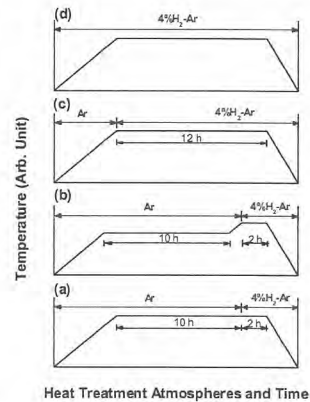


Fig. 1. Heat treatment conditions of U_3O_8 powder compacts.

3. 결과 및 토의

U_3O_8 분말의 성형압력에 따른 소결특성에 미치는 영향을 분석하기 위해서 Fig. 1.(a)의 조건에서 열처리를 하였다. 성형압력에 따른 성형밀도는 U_3O_8 이론밀도(TD : Theoretical Density)의 57.8에서 65.4%로 증가하였다. 소결밀도는 성형압력의 증가에 따라서 UO_2 이론밀도의 61.5에서 67.5%로 증가하였으며, 동일한 성형압력에서 소결밀도는 성형밀도 보다 약간 증가함을 보였다(Fig. 2). 동일한 압력(300 MPa)에서 압분한 성형체의 열처리 온도에 따른 소결특성을 Fig. 3에 나타내었다. 열처리온도에 따라서 소결밀도는 65.7에서 67.5% TD로써 열처리온도의 영향을 거의 받지 않았다. 이는 Fig. 4에서 보듯이 열처리시간이 증가함에 따라서 성형체의 수축율은 거의 일정하게 되며, 온도에 의한 차이도 거의 없었다. 따라서 다공성 펠렛을 제조하기 위한 열처리조건은 핵종휘발율을 높일 수 있는 조건에 의해서 결정됨을 보였다. 또한 환원처리에 의한 성형체의 수축은 거의 되지 않음을 알 수 있었다. 즉, Ar 분위기에서 열처

리를 하여 핵종이 제거될 경우에 4% H_2 -Ar에 의한 환원처리 온도는 낮게 하여도 될 것으로 여겨진다.

Fig. 1에 나타낸 열처리조건이 소결특성에 미치는 영향을 1500°C에서 시험하여 그 결과를 Fig. 5에 나타내었다. U_3O_8 성형체를 4% H_2 -Ar로 열처리할 경우에 (Fig. 1의 (d) 조건) 소결밀도가 71% TD로 가장 높았으나, 결정립 크기(Fig. 6.(a))는 Fig. 1의 (a) 조건에서 열처리한 Fig. 6.(b)보다 작았다. Fig. 1의 (a) 조건에서 수행할 경우 전해환원공정에서 전해염의 침투가 용이한 구조를 보인다(Fig. 6.(a)).

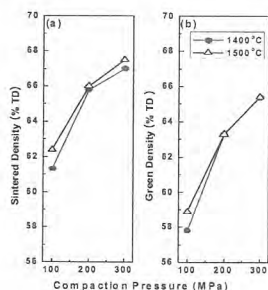


Fig. 2. Change of sintered densities with compacting pressure.

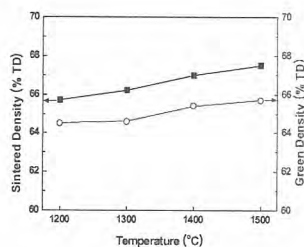


Fig. 3. Change of sintered densities with heat treatment temperature.

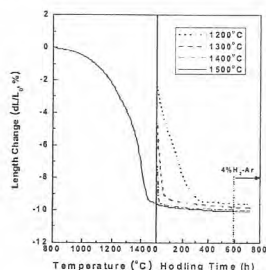


Fig. 4. Densification behavior of U_3O_8 compact with heat treatment temperature.

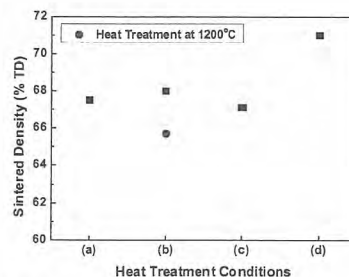


Fig. 5. Variation in sintered densities with heat treatment conditions.

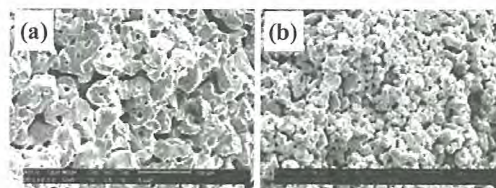


Fig. 6. SEM microstructure of porous pellets with heat treatment conditions

4. 결론

핵종회발과 소결밀도에 영향을 미치는 열처리 조건에 따른 U_3O_8 의 소결거동을 분석한 결과에 의하면, 소결밀도는 고온에서 유지시간만 충분히 주면 온도에 의해서는 거의 영향을 받지 않았다. 따라서 열처리조건은 핵종회발율을 높일 수 있는 조건에 의해서 결정됨을 보였다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] Y. Sakamura and T. Omori, Nucl. Technol., 171, pp. 266-275 (2010).
- [2] 최은영 등, 2011 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 169-170 (2011).
- [3] Y. S. Kim, ANL/ED/CP-100465 (2000).

사용후핵연료 처리를 위한 복극 배열 전해정련기 3차원 전산해석 및 전착거동 예측

김승현, 이종현, 박성빈*, 이성재*, 김정국*, 이한수*

충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전광역시 유성구 대학로79

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ilbtheone@cnu.ac.kr

1. 서론

파이로 공정(pyroprocessing)은 핵확산저항성이 있는 기술로서 기존 습식 방법보다 경제성 및 생산성이 높으므로 우리나라와 같은 후행핵연료주기 개발의 후발 국가로서는 매우 적합한 기술이다. 그러나 고농도 핵분열물질 및 방사능을 수반하여 개발에 있어 bottleneck이 존재한다. 따라서 보다 체계적인 개발을 위하여 기존의 실험적 연구는 물론 전산 모형을 이용한 개발 방향 모색이 매우 필요하다. 고온 용융 전해 분리공정의 전산 모형은 많은 수의 화학원소들이 급격한 고온 전기화학반응을 일으키며, 금속 이온의 전착 문제를 다루어야 하므로 수치해석학적으로 매우 복잡한 문제에 해당하여 현재까지 신뢰성 있는 모형 개발이 이루어지지 않고 있다. 따라서 본 연구는 복극 배열 전해정련 공정 시 전류밀도 및 최적의 전기장 분포를 해석하기 위한 모델 수립을 목적으로 하며 또한 복극 배열 전해정련 반응기의 작동 공정을 3차원 전산해석으로 분석하여 향후 기술 개발방향과 scale-up에 대비한 기초 데이터를 설정하는데 기여한다. 기존 공학규모 전해정련기 전산해석에 사용되어 실제 실험값과의 비교를 통하여 신뢰성이 입증된 컴퓨터 코드(Comsol4.3 Electrodeposition modules)를 적용시켰으며 3차원의 미세 격자 구조의 효율적인 해석을 위하여 슈퍼 컴퓨터급의 워크스테이션을 이용하였다. 이를 바탕으로 복극 배열 전해정련기의 최적 구조 설계를 위한 전기수력학적 전산해석과 우라늄의 전착거동에 대한 결과를 도출하였다.

2. 본론

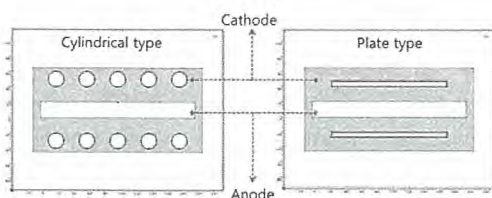


Fig. 1. cylindrical, plate 타입의 복극 전해정련기 형상.

2.1 실험방법

복극 배열 전해정련기 3차원 전산 해석을 위하여 Fig. 1과 같이 고정된 양극, 음극 형상을 제시하였으며 cylindrical, plate type의 복극 배열 전해정련기에 대한 해석이 이루어졌다. 전극표면에서의 전극반응은 전하 이동 과정이 속도를 결정하는 경우의 전극 전위(과전압)와 전류 밀도의 관계를 나타내는 전기화학계의 반응속도론으로 일반화된 Butler-Volmer 전극 반응식을 이용하였고 전극 표면에서의 농도 분극을 이 식에 커플링시켜 최종적으로 농도 과전압이 고려된 local current density를 알아 낼 수 있었으며 계산에 사용된 경제조건 및 Uranium물성값은 Table 1.에 나타내었다.

$$I_i = I_{0,i} \left[C_R \exp \left\{ -\frac{\alpha_i n_i F}{RT} \eta_i \right\} - C_a \exp \left\{ \frac{(1-\alpha_i) n_i F}{RT} \eta_i \right\} \right]$$

Table 1. 경제조건 및 Uranium 물성값.

경제조건 및 Uranium 물성값					
생산계수	이동도	Anodic transfer coefficient	Cathodic transfer coefficient	교반 속도	전기전류
1e-9 m ² /s	1e-12 s·mol/kg	0.5	0.5	X축 : 0.02m/s Y축 : 0.02m/s	10, 100, 150mA/cm ²
					Uranium 전착물 밀도 : 2000kg/m ³

2.2 실험결과

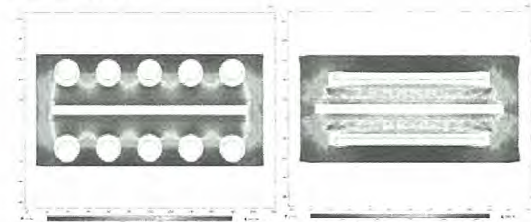


Fig. 2. 음극 형상에 따른 전류밀도 분포 해석.

Fig. 2는 정전류(150mA/cm²)조건에서 5시간 계산시 전류밀도 분포를 나타내며 두 조건 모두 음극 길이는 628.3mm로 동일하게 적용시켰다. cylindrical타입의 경우 전체적으로 비교적 균일한 전류밀도 분포를 나타내었으며 plate타입의 경우 양극과 음극 사이에서 균일성이 더 높게 나타났다. 또한 음극 양 끝단에서의 모서리 효과

로 높은 전류밀도 분포를 나타낸다. 이러한 음극 형상에 따른 균일도는 Fig. 3에 나타내었다.

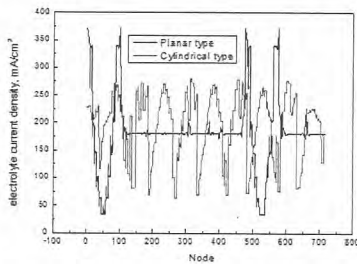


Fig. 3. 음극 형상에 따른 전류밀도 분포 균일도.

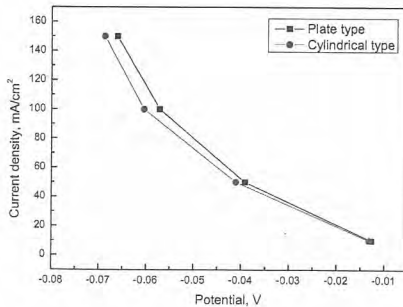


Fig. 4. 음극 형상에 따른 전류-전위 곡선.

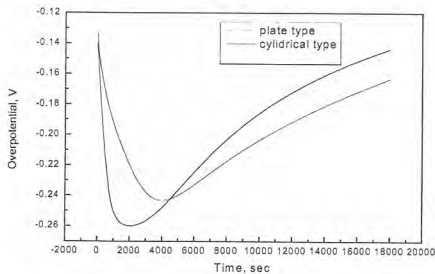


Fig. 5. 음극 형상에 따른 과전압-시간 곡선.

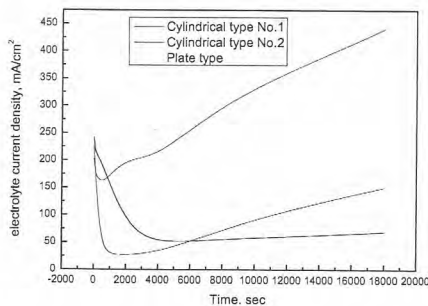


Fig. 6. 음극 형상에 따른 전류밀도-시간 곡선.

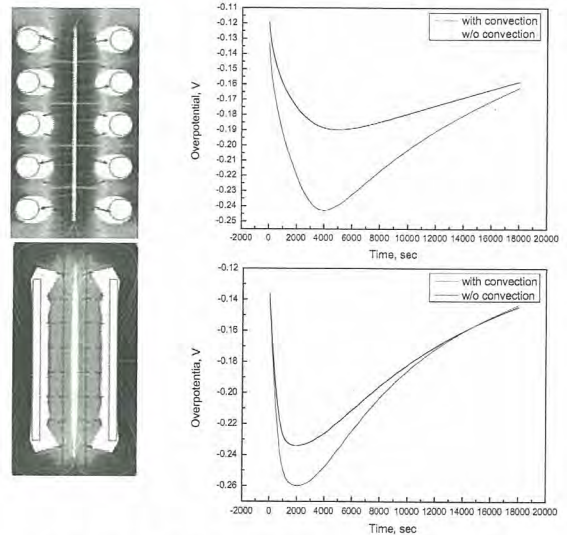


Fig. 7. 음극 형상별 교반효과에 따른 과전압 비교.

음극 형상에 따라 위와 같은 전기화학적 분석에 따른 분석을 수행하였으며 전류-전위 곡선의 경우 palte타입이 더욱 anodic한 경향을 나타냈으며 시간에 따른 과전압은 초기에는 palte타입이 과전압이 크지만 시간이 지남에 따라 감소량은 더욱 커지는 것을 알 수 있다. Fig. 7의 교반효과에 따른 과전압의 경우 cylindrical타입이 plate타입에 비해 교반의 영향에 의해 과전압이 크게 감소하는 것을 알 수 있으며 이러한 원인은 봉형의 음극 사이에 와류가 발생하여 과전압이 효과적으로 감소된 것으로 판단된다.

3. 결론

본 연구는 복극 배열 전해정련기에 대한 전산 해석으로 다양한 형상에 따른 전기화학적 해석이 이루어졌으며 이를 통하여 효율적인 전극 형상에 대한 예측이 가능하다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국연구재단 원자력연구개발사업의 기금을 지원받아 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] James L. Willit, Mark A. Williamson. High-throughput electrorefiner for recovery of U and U/TRU product from spent fuel. Patent Application Publication (2011).

우라늄 전착물로부터 염 제거를 위한 염의 고액분리 및 증류 특성에 관한 연구

박기민, 권상운, 진형주, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

kmpark1@kaeri.re.kr

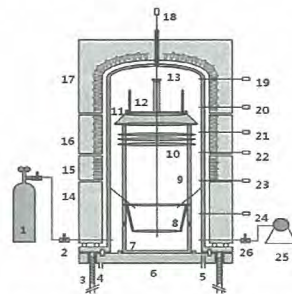
1. 서론

사용후 핵연료로부터 우라늄(U)을 효과적으로 회수할 수 있는 전해정련공정(Electrorefining)은 LiCl(58.8 mol%)와 KCl(41.2 mol%)가 섞여 있는 LiCl-KCl 공융염을 전해질로 사용하여 전기화학적 반응을 이용함으로써 고체음극에 덴드라이트 형상의 우라늄 전착물을 생성한다.¹⁾ 전해정련의 전기화학반응이 종료된 후 고체음극에서 생성된 우라늄 전착물은 ER공정 특성상 공융염이 함유되어 있으며²⁾, 이 공융염을 제거하기 위하여 염 증류 공정(Cathod process)이 필요하다.³⁻⁶⁾ 현재 염 제거 방법에 관해 미국, 일본 등에서 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다. 그러나 이 장치들은 함유된 공융염을 전량 진공증류하게 되어 많은 열량이 소모되고, 단위 시간당 처리 속도를 올리기 위해서 증발 단면적 증가나 증기압이 높은 고온에서 조업되어야 하는 단점을 가지고 있다. 따라서 본 연구에서는 염 증류 시 염의 상변화 즉, 고체에서 액상화 된 후 기상화 되는 점을 이용하여 액상화 될 때 충분한 염을 제거함(염의 고액분리)으로서 염 증류 효과 증가 및 염 회수율 증가, 그리고 염 증류 시간의 단축 및 투입되는 에너지 절감을 목적으로 염의 고액분리 및 증류를 동시에 수행할 수 있는 장치를 설계하고, 염의 고액분리 거동 특성 및 증류 특성을 알아봄으로서 향후 염 증류 장치 개발의 기초 자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험장치 및 방법

본 연구에 사용된 고액분리 및 증류를 연속적으로 실험 가능한 실험장치의 모식도는 Fig. 1에 나타내었다. 실험에 사용된 crucible의 형태는 Fig. 2에 수록하였다. 실험은 일정량의 LiCl-KCl 공융염을 crucible에 투입한 후, 실험 변수로 온도와 압력, 그리고 sieve의 크기에 따른 염의 고액분리 현상을 관찰하였다. 또한 스틸 볼과 칩을 이용하여 저항인자가 존재할 때의 고액분리 특성을

실험하였다. 실험이 종료된 후 crucible를 회수하여 실험 전·후의 무게변화를 측정하고 물질수지식을 이용하여 염의 분리 wt%를 계산하였다.



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

Fig. 1. Photograph of salt separation system.



A type

B type

C type

Fig. 2. The forms of crucible used in the experiment.

3. 실험 결과

염의 고액분리 및 증류 process를 연속적으로 수행하기 위하여 각 단계별 특성을 연구하였다. 우라늄 전착물로부터 염의 효과적 분리는 비교적 저온에서 수행되는 고액분리, 그리고 고온에서 수행되는 염 증류단계에서 이루어진다. 우선적으로 염 증류 단계의 특성을 연구하였다. 염의 증류 효율에 미치는 인자는 크게 온도, 진공도, 도가니의 높이와 면적 등을 들 수 있으며, 증류된 염의 회수율은 반응기 내부의 온도 분포에 영향을 받는다. 염의 적정 증류 온도를 알아보기 위하여 도가

니가 위치한 지역의 온도를 750℃, 850℃ 그리고 880℃로 각각 설정하여 실험하였다. 이때의 진공도는 2×10^{-3} Torr로 하였다. 실험결과 염의 증발율은 750℃에서 0.98 g/min, 850℃ 2.43 g/min 그리고 880℃에서 3.60으로 온도가 높을수록 증발율도 높게 나타났다. 증류된 염이 염의 회수율에 도달하기 위해 중간 통로구간으로 이용되는 지역에서는 설정온도를 650℃와 700℃로 하였다. 이때 도가니가 존재하는 지역의 온도는 850℃로 설정하였으며, 기타 조건은 같게 하였다. 실험결과 650℃에서 염의 증발율은 약 2.57 g/min으로 700℃에서 염의 증발율 약 2.3 g/min보다 높게 나타났다. 이러한 결과로 중간 통로구간의 온도는 낮을수록 좋은 효율을 보이는 것으로 나타났다. 마지막으로 증류된 염을 회수하는 구역의 온도는 550℃, 600℃, 650℃로 하였고 이때의 염의 회수율은 각각 65.7wt%, 99.5wt%, 75.2wt%로 600℃일 때 가장 좋은 회수율을 보였다. 염의 고액분리 특성을 알아보기 위하여 여러 가지 형태의 도가니를 사용하였다. 순수 공융염을 이용한 고액분리 실험결과 도가니의 형태는 옆면과 바닥에 구멍이 있는 도가니가 가장 좋은 효율을 보였으며, 염의 고액분리에 있어, 온도의 영향력을 제외한 진공도 및 sieve의 크기는 미비한 영향력을 미치는 것으로 나타났다. 우라늄 전착물과 같이 우라늄이 염의 고액분리에 있어 저항물질로 작용하는 상황에서와 같은 조건에서 실험하기 위하여 스테인 볼과 칩을 이용하여 고액분리 특성을 연구하였다. 실험결과 스테인 볼의 크기가 작을수록 염의 고액분리는 잘 일어나지 않았으며, 염의 함유율이 20wt%이하일 때 가장 낮은 고액분리가 일어났고, 30wt% 이상일 때 가장 좋은 고액분리 효과가 나타났다. 또한 칩의 경우, 볼을 이용했을 때보다 낮은 고액분리 효과를 나타냈는데, 이로서 전착물의 표면의 거칠기도 고액분리에 영향을 미치는 것을 예측해 볼 수 있었다. 마지막으로 고액분리 및 증류 process를 연속적으로 수행하였을 때 고액분리가 가능하게 설계된 도가니에서 그렇지 않은 도가니에 비해 낮은 온도와 짧은 반응유지시간을 나타냄으로서 고액분리의 단계를 연계함으로써 더 좋은 결과를 얻을 수 있었다.

4. 결 론

LiCl-KCl의 순수 공융염을 이용하여 염의 고액

분리 및 증류 공정을 실험한 결과 염의 증류공정에서 850℃, 650℃, 600℃의 온도 기울기를 가지는 것이 좋은 효율을 보였고, 염의 고액분리에 있어 온도, 도가니 표면의 형태에 영향을 받는 것으로 나타났다. 또한 저항체가 존재하는 조건에서는 저항체의 표면의 거칠기도 염의 고액분리에 영향을 미치는 것으로 나타났다. 그리고 고액분리 단계를 추가함으로써 짧은 반응시간 및 낮은 반응온도를 보였다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] Jong-Hyeon Lee, Young-Ho Kang, Sung-Chan Hwang, Joo-Bo Shin, Byung-Gil Ahn, Eung-Ho Kim and Seong-Won Park., "Electrodeposition Characteristics of Uranium in Molten LiCl-KCl Eutectic and its Salt Distillation Behavior", *J of Nuclear Science and Technology*, Vol 43, pp. 263-269, 2006.
- [2] Park S-B, Cho D-W, Oh G-H, Lee J-H, Hwang S-C, Kang Y-H, Lee H-S, Kim E-H, Park S-W, "Salt evaporation behaviors of uranium deposits from an electrorefiner." *J. Radioanal Nucl Chem* 283 171-176, 2010.
- [3] Wetpha BR, Laug DV Initial cathode processing experiments and results for the treatment of spent fuel. Argonne national laboratory-west technical report, ANL/TD/CP-89650, 1996.
- [4] 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
- [5] B.R.Westphal, "Distillation Modelling for a Uranium Refining Process", *Report ANL/TD/CP-87031*, INL, ID, USA, 1996.
- [6] 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.

LiCl-KCl 고온 용융염매질에서 Np(III/IV)-Nd(III) 이온 이성분계의 전자흡광스펙트럼 특성연구

조영환, 김대현, 배상은, 오승용, 김종윤, 송규석

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

고온용융염 매질에서 악티나이드원소의 전기-분광 화학적특성연구는 사용후핵연료 차세대 관리공정으로 주목받고 있는 파이로공정(Pyroprocessing)에서 중요하다. Np은 우라늄핵연료의 연소과정에서 생성되어 사용후핵연료에 존재한다. Nd 이온은 대표적인 핵분열생성물이다. 고온 용융염매질에서 악티나이드와 란타늄 이온이 공존할 경우 이온상호간의 화학적 상호작용 여부를 밝히는 것은 중요 관심사였지만, 실험적 측정이 쉽지 않아, 연구결과가 보고된 사례가 거의 없다. 전자흡수 분광스펙트럼은 이온의 산화상태 및 화학 반응에 대한 기본적인 정보를 제공한다. 본 연구에서는 450 °C에서 LiCl-KCl 공융(eutectic) 용융염 매질에서 Np(III)/Np(IV) 및 Nd(III)이 공존하는 이성분 계에서 전자흡수 스펙트럼을 측정함으로써 Np 및 Nd 이온의 산화상태 및 산화환원반응을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치

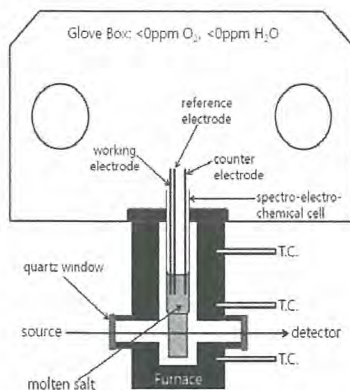


Fig. 1. Schematic diagram of experimental apparatus for spectro-electrochemical measurement in high temperature molten salt media.

본 실험에는 전기화학적 전위를 조절함으로써 산화상태를 조절하면서 분광스펙트럼의 변화를 관찰 할 수 있도록 자체 설계한 글러브박스 일체형 전기화학적/분광학 실시간 동시측정 시스템을 제작하여 사용하였다. (Fig. 1.)

2.2 실험

LiCl-KCl 용융염 등 사용한 시약은 Sigma Aldrich 사에서 고순도의 시약을 구입하여 전처리 없이 사용하였다. 고온용융염매질에서 Np 이온의 흡광연구를 위한 출발물질을 얻기 위해 영국 National Physical Laboratory에서 구입한 NpCl₄ 표준선원을 9 M HCl 용액에 녹여 정제한 후 불활성환경에서 NpCl₄ 분말을 제조하여 흡광 실험에 사용하였다. 전기화학적 전위를 조절함으로써 이온의 산화수를 조절하였다. 구체적인 실험방법은 참고문헌에 기술하였다[1,2].

3. 결과 및 토의

NpCl₄ 분말을 만드는 과정에서 산소와 접촉하여 일부는 NpO_x 산화물로 존재한다. 이를 제거하기 위해 사전에 전기화학적으로 염산화 분위기를 만들어 주면 Np⁴⁺로 변환됨을 분광스펙트럼 모니터링으로 확인 할 수 있었다. +1.1 V의 전위를 가하여 Np(IV)로 산화시키며 스펙트럼을 관찰하면서 더 이상 스펙트럼에 변화가 없을 때 까지 산화반응을 유지하였다. 이때 마지막에 측정된 것이 순수한 Np(IV)에 의한 순수한 흡수스펙트럼이다[3]. Np(IV)에 +0.1 V 전위를 걸어주는 방법으로 Np(IV)을 Np(III)로 환원하여 Fig. 2.에 나타내었다.

Nd(III)에 Nd(III)을 가해 줌으로써 Np(III)-Nd(III) 이성분계를 만들고 +1.1 V 전위를 걸어주는 방법으로 이온을 산화하는 과정의 스펙트럼 변화를 Fig. 3.에 나타내었다. 최종 결과는 Np(IV)-Nd(III) 이성분계 전자흡수스펙트럼을 나타낸다.

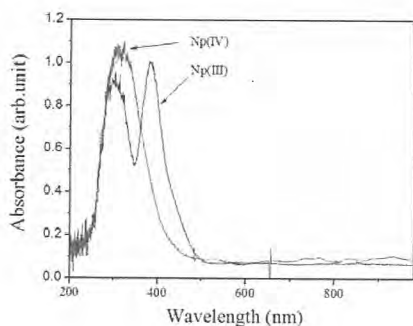


Fig. 2. UV-Vis spectra of Np(III) and Np(IV) ions in a LiCl-KCl melt at 450 °C.

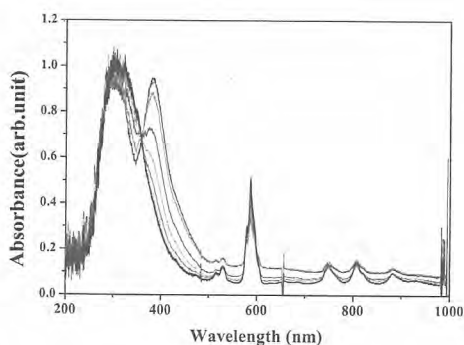


Fig. 3. UV-Vis spectra obtained during the Np(III)/(IV)-Nd(III) redox reaction in a LiCl-KCl melt at 450 °C.

Np(IV) $\leftrightarrow$ Np(III) 산화환원반응은 가역반응이며 +3 가에서 +4 가로 산화반응이 더 빠르게 진행되었다. 두 산화상태의 가역적 변환과정을 보여주는 isosbestic point 가 ~ 360 nm 영역에서 관측되었다.

Fig. 3. 에서 Np(III)가 산화되어 전부가 Np(IV)로 변해가는 과정중에 Nd(III)의 영향을 전혀 받지 않았고, 산화반응이 끝난 후 오랜 시간이 경과하여도 스펙트럼의 변화는 없었다. 이로부터 Np(IV)-Nd(III) 이성분계에서도 Np(III)-Nd(III) 간에서처럼 각 이온간 화학적 상호작용이 없는 것으로 확인하였고, 이성분계의 스펙트럼은 각각 단일성분 스펙트럼 기여분의 합으로 해석됨을 보여준다.

Np와는 달리 U(III/IV)-Nd(III) 이성분계는 화학적상호작용이 강하게 나타났다.

4. 결론

LiCl-KCl 고온용융염 매질에서 Np(III)-Nd(III), Np(IV)-Nd(III) 이성분계의 전자흡수 스펙트럼을 측정하였다. 전기화학적방법으로 Np(III)-Nd(III) $\leftrightarrow$ Np(IV)-Nd(III)간 산화환원 반응을 분광학적으로 측정한 결과 Np 이온의 산화환원 반응이 가역적 반응임을 확인하였고, Nd(III) 이온은 영향을 받지 않았다. Np(III), Np(IV) 이온과 Nd(III) 사이에 화학적 상호작용은 없는 것으로 확인되었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] Y.H. CHO, T.J. Kim, Y.J. Park, H.J. Im, K. Song, J. Luminescence. 130 pp.280, 2010.
- [2] Y. H.Cho, S. E. Bae, Y. J. Park, S. Y. Oh, J. Y. Kim, Kyuseok Song, Microchem. J. 102 pp.18, 2012.
- [3] I.B. Polovov, C.A. Sharrad, I. May, V.A. Volkovich, B.D. Vasin, Z. Naturforsch. 62a pp.745, 2007.

실린더 낙하법을 이용한 LiCl-KCl 용융염 점도 측정 연구

김종윤, 최용석, 배상은, 김대현, 연제원, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

kjy@kaeri.re.kr

1. 서론

고온에서의 용액 점도를 측정하기 위해서는 일반적으로 모세관법(capillary method), 낙하체법(falling body method), 회전법(rotational method), 진동법(oscillational method) 등 4가지 중 하나를 사용한다 [1]. 각각의 방법은 모두 자기 장단점을 갖고 있기 때문에 대상 시료의 특성과 전체 분석 시스템의 관점에서 최적의 방법을 선택해야 한다. 특히, 파이로 공정기술 개발과 관련하여 고온 용융염의 특수 환경 하에서 사용후핵연료에 포함되어 있는 다양한 란타나이드 및 악티나이드 원소들을 포함하고 있는 시료를 분석하는 경우에는 다양한 환경 변수들을 고려해야 하기 때문에 위의 4가지 방법에 대하여 신중히 조사할 필요가 있다. 하지만, 제한된 공간의 글로브박스 내에서 핵물질을 포함하는 고온의 용융염 점도 측정기술에 대한 국내 연구는 한국원자력연구원이 유일하고 [2], 해외에서도 1980년대 이후 새로운 연구발표가 거의 없다 [3,4]. 따라서, 본 연구에서는 현재 한국원자력연구원 내에 구축되어 있는 용융염 물성 분석 시스템에 적합한 점도 측정 기술로서 낙하체 방법을 이용하여 점도를 결정하였다. 일반적으로 낙하체 방법에서는 반지름 r , 밀도 ρ_A 의 완벽한 구형체의 물질을 밀도 ρ_B 의 용액에 넣고, 자유낙하에 의해 떨어지는 시간(t)과 거리(L)를 측정함으로써 아래의 스토크스(Stokes)식을 이용하여 점도를 측정할 수 있다.

$$\mu = \frac{2r^2 g(\rho_A - \rho_B)t}{9L} \dots\dots\dots (1)$$

하지만, 스토크스식은 엄밀하게 여러 가지 가정을 만족시키는 경우에만 성립하는 식이다. 즉, 떨어지는 물체는 표면이 매끄럽고, 변형이 없는 완벽한 구형체이어야 하고, 용액은 균일한 조성의 밀도가 변하지 않아야 하고, 정상상태의 벽효과(wall effect)가 없는 자유흐름 속에서 레이놀즈수(Reynolds number)가 낮은 연속체의 층류

(laminar flow)에서만 성립한다. 따라서, 구형이 아닌 물체에 대하여 벽효과를 보정하기 위하여 형상인자(shape factor, s)와 팩센보정인자(Faxen correction factor, f)를 도입한 식 (2)를 사용한다.

$$\mu = \frac{2r^2 g(\rho_A - \rho_B)t}{9L} \times f \times s \dots\dots\dots (2)$$

2. 본론

2.1 실험

점도 측정 시스템은 Fig. 1과 같이 고온전기료가 장착되어 있는 글로브박스 내와 낙하체의 이동 속도를 측정할 수 있는 광학 측정 시스템으로 이루어져 있다. 장치상수를 구하기 위하여 브룩필드(Brookfield Engineering Laboratories, Inc.)사의 7.5, 15, 20cP 점도표준물질을 사용하였다. 점도 측정의 정확도 평가를 위하여 99.99%의 고순도 염화리튬(LiCl)/염화칼륨(KCl) 공융혼합물을 시그마-알드리치사로부터 구입하여 별도의 정제를 거치지 않고 바로 사용하였다.

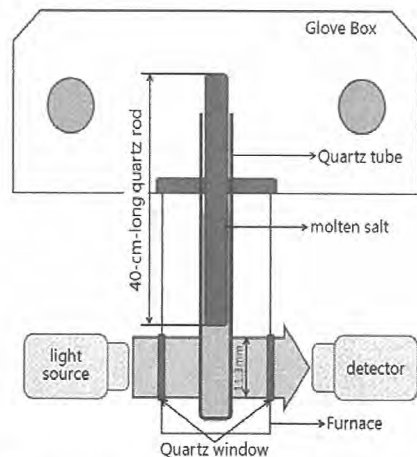


Fig. 1. Viscosity measurement system composed of optical measurement system, high-temperature furnace, and glove box system.

2.2 결과 및 논의

본 연구의 점도 측정 시스템은 식 (2)와 같은 보정인자를 사용하더라도 스톡스식의 가정을 만족시킬 수 없기 때문에 그대로 적용할 수 없다. 따라서, “장치상수(apparatus constant, K)”개념을 도입한 아래의 식을 사용하였다 [2,5].

$$\mu = K \times (\rho_A - \rho_B) t \quad \dots\dots\dots (3)$$

장치상수를 정확하게 결정하기 위해서 이미 점도값이 정확하게 알려져 있는 표준물질을 사용하여 500도에서 순수한 LiCl/KCl의 점도값 $2.5 \pm 0.3 \text{cP}$ 를 얻었다. 본 연구에서 사용된 고온 점도 측정 시스템의 안정성을 평가하기 위하여 순수한 LiCl/KCl에 대하여 400에서 600도 사이의 범위에서 측정 정확도를 분석한 결과, 고온 용융염내 다양한 조건에서의 다성분계 용융염의 점도 측정에 적합한 것으로 나타났다.

3. 결론

400도 이상의 고온 용융염 점도를 측정하기 위하여 실린더형의 낙하체를 사용하였다. 점도 표준물질을 사용함으로써 장치상수를 구하여 점도를 측정하였고, 측정 정확도를 평가하기 위하여 순수한 LiCl-KCl 공융혼합물을 서로 다른 온도에서 측정한 결과 정확도가 우수하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] G.J. Janz, R.P.T. Tomkins, C.B. Allen, J.R. Downey, Jr., G.L. Gardner, U. Krebs, S.K. Singer, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol. 4, pp. 871, 1975.
- [2] J.-Y. Kim, S.-E. Bae, Y.S. Choi, J.-W. Yeon, K. Song, International Pyroprocessing Research Conference, 2012.
- [3] S.F. Katyshev, Yu.F. Chervinskii, and V.N. Desyatnik, At. Energ. Vol. 53, pp. 108, 1982.
- [4] Yu.F. Chervinskii, V.N. Desyatnik, and A.I.Nechaev, Zh. Fiz. Khim. 56, 1946, 1982.

- [5] Standard Test Method for Viscosity of Cellulose Derivatives by Ball-Drop Method. ASTM D1343-95.

고온 용융염 내 용질 농도 측정을 위한 전기화학

배상은, 김대현, 김종윤, 박태홍, 조영환, 박용준, 연제원, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

sebae@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 처리, 즉 재활용 및 부피감소를 위해 다양한 방법이 사용되고 있다. 우리나라는 이러한 사용후핵연료의 처리를 위해, 핵확산 방지에 효과적인 건식 처리법을 선택하였으며, 현재 한국원자력연구원을 중심으로 건식 처리법중 하나인 파이로 프로세스의 연구에 매진하고 있다.

파이로 프로세스는 고온 용융염에 사용후핵연료를 녹여내어 전기화학적 전착반응을 통해 미래 선진 원자력 연료의 원료인 우라늄 금속을 회수할 뿐만 아니라 유용한 원소인 초우라늄 원소들을 재활용하는 공정이다. 이러한 파이로 프로세스 공정은 사용후핵연료, 특히 핵물질을 사용하기 때문에 공정의 진행과정 동안 이러한 핵물질의 물질 계량은 필수요소이다.

고온 용융염 내 물질 계량을 위한 방법으로 사전, 사후 측정법 뿐만 아니라 파괴, 비파괴 측정법 등 다양한 측정법을 이용하여 고온 용융염 내 용질의 농도 측정을 시도하고 있다. 그 예로써 전기화학적, 분광학적, 레이저분광학, ICP 등이 연구되고 있다. 하지만 핵물질과 관련된 공정이기 때문에 공정 현장에서 실시간으로 물질 계량이 꼭 이루어져야 한다. 공정 시스템에서 실시간 농도측정이 가능한 측정법으로는 전기화학적, 분광학적 방법 등이 가능할 것이며 특히 전기화학적 측정법은 전기화학적 환경에서 운영되는 파이로 프로세스와 호환성이 매우 좋을 것으로 생각된다.

파이로 프로세스에서는 약 9 wt% 이상의 고농도의 UCl_3 가 녹아있는 고온 용융염에서 공정이 진행된다. 하지만 기존의 전기화학적 측정법은 이러한 고농도 용질의 농도에 적용하기 어렵다고 알려져 있다. 따라서 본 연구에서는 고농도 용질의 농도 측정을 위해, 다양한 전기화학적 측정법을 (Fig. 1) 조사하였다. 또한 사용 가능성이 있는 측정법을 공정 현장에서 사용할 수 있게 변형하여 그 가능성을 확인하였다.

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 $500^\circ C$ 이상 유지할 수 있는 전기로를 부착하여 고온 용융염 실험 환경을 구성하였다.

$LiCl-KCl$ 공융염은 알드리치사에서 구입하여 전처리 없이 사용하였으며 UCl_3 는 문헌에 알려진 방법을 이용하여 합성하였다.

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

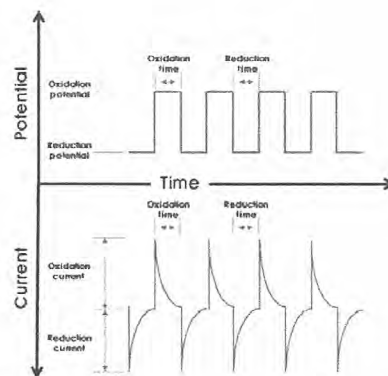


Fig. 1. Concept of a repeating chronoamperometry for concentration measurement of a solute in a high temperature $LiCl-KCl$ molten salt medium.

3. 결과 및 토의

Fig. 2는 $500^\circ C$ 의 $LiCl-KCl$ 고온 용융염에 다양한 농도의 $NdCl_3$ 를 녹인 후, 텅스텐을 작업전극으로 사용하여 측정한 반복 일정전위측정법 결과이다. Fig. 1에서 보인 것과 같이 두 개의 전위를 선택하여

Nd^{3+} 이온이 전착반응과 해리반응이 일어나게 하였으며 이 때 측정된 전류를 Fig. 2에 나타냈다. 이 결과를 살펴보면 전위변화 초기에는 아주 날카로운 피크형태의 전류와 시간이 지남에 따라 전류가 점차 감소하여 일정해지는 전형적인 일정전위측정법의 결과를 보여주고 있다. 날카로운 피크 전류는 전극 표면의 이중층 충전 전류에 기인하며 일정전류는 용융염 내 녹아있는 용질의 산화환원 반응 때문에 발생된다. 농도가 증가함에 따라 측정된 전류가 증가함을 볼 수 있으며 이는 고온 용융염에 녹아있는 용질의 농도와 선형적인 관계를 나타냈다.

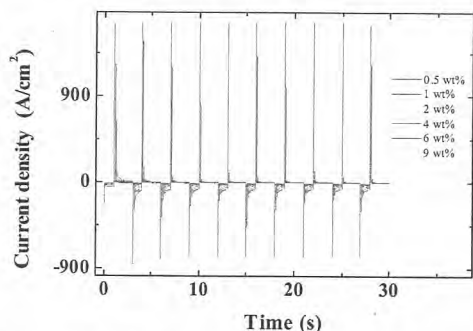


Fig. 2. Repeating chronoamperometry results obtained from W wires in LiCl-KCl melt containing various concentration of NdCl_3 .

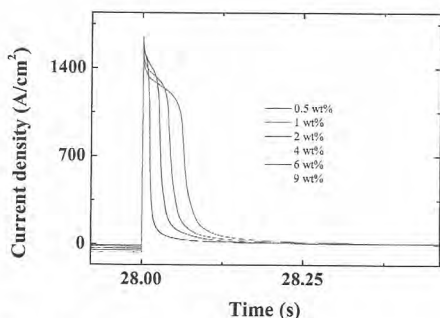


Fig. 3. Stripping currents of the repeating chronoamperometry result in Fig. 2.

Fig. 3은 Fig. 2의 결과 중 산화반응에 기인한 전류를 나타낸 시간 대 전류밀도 결과이다. 이는 환원반응 중 전극표면에 전착된 Nd 금속이 산화전위를 가하여 산화해리되면서 나타난 결과이다. 이 결과에서도 초기 날카로운 피크가 나타나지만 대부분의 전류는 금속의 산화해리에 의해 나타난 전류이다. 이후의 전류는 전극 표면의 이중층 충

전에 의한 전류이며 농도에 관계없이 항상 일정한 값을 보여주고 있다. 또한 이 그래프를 적분하여 면적을 구하면 반응 중에 흐른 전하량을 측정할 수 있는데, 흐른 전하량은 용질의 농도에 선형적으로 비례함을 알 수 있었다.

4. 결론

고농도의 용질이 녹아 있는 고온 용융염에서 용질의 농도를 측정할 수 있는 다양한 전기화학적 측정법을 조사하였다. 그 결과 반복 일정전위 측정법의 전류 및 전하가 고온 용융염 내 용질의 농도 정보를 잘 반영함을 알 수 있었다. 즉, 반복 일정전위측정법이 파이로 프로세스의 전기화학적 실시간 농도측정법으로 좋은 방법임을 의미한다.

5. 감사의 글

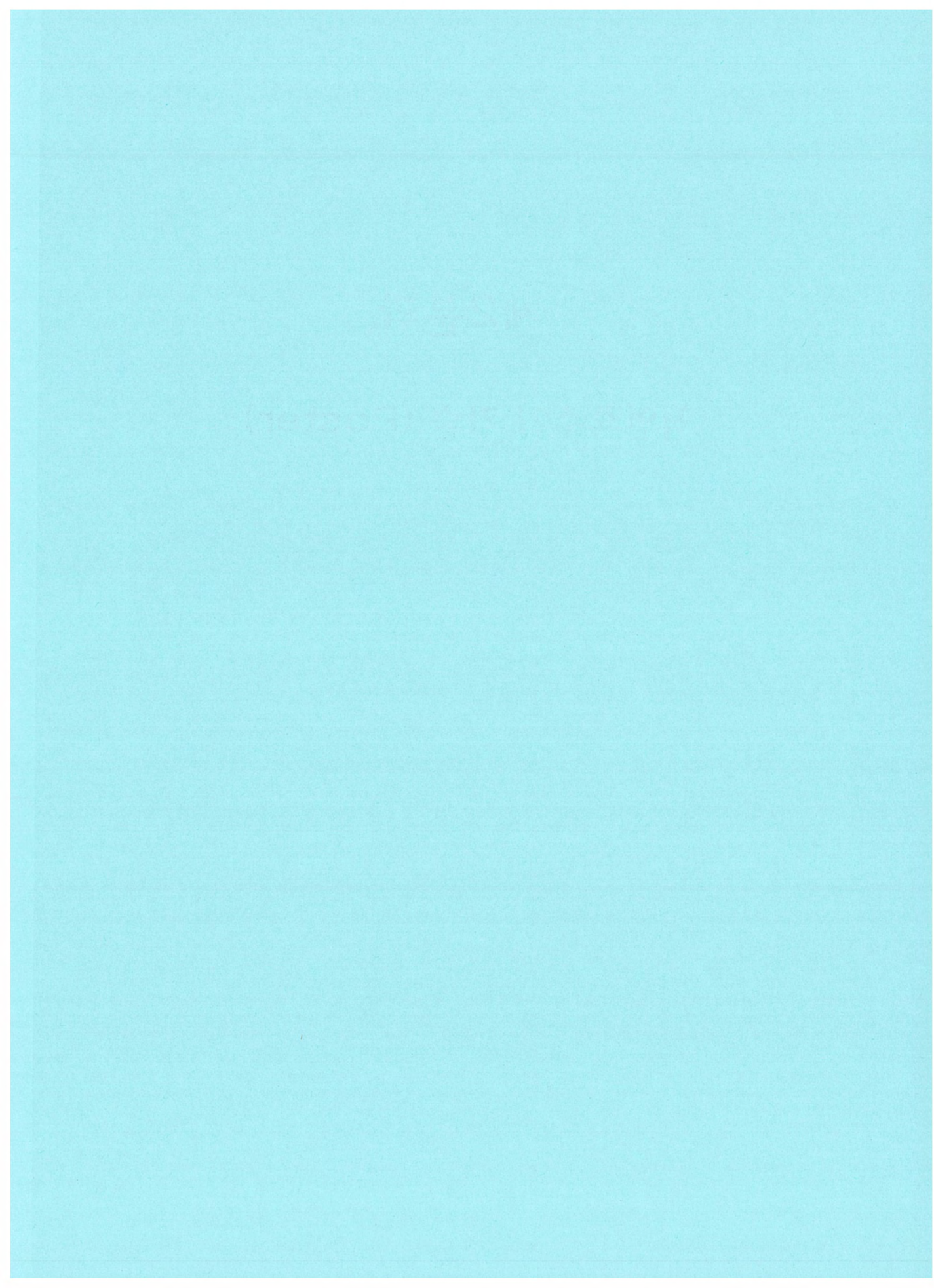
이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 지원받았습니다.

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, pp 581, 2008.
- [3] Y. I. Chang, Nucl. Technol., 88, pp 129, 1989.
- [4] S.-E. Bae, Y.-H. Cho, Y. J. Park, H. J. Ahn, and K. Song, Electrochem. Solid-Stat Lett., 13, pp F25, 2010.
- [5] M. Iizuka, T. Inoue, O. Shirai, T. Iwai, and y. Arai, J. Nuc. Mater. 297 pp 43, 2001.

제2분과

핵연료주기 기술 (Poster)



PWR 16x16 사용후핵연료 집합체 해체장치 개념설계

김영환, 이재원, 이한수, 박근일, 이정원, 조광훈

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전해환원 공정의 전처리를 위해서는 사용후핵연료(SF: Spent Fuel) 집합체 해체, 연료봉 인출, 인출연료봉 절단을 하는 기계적 전처리가 선행되어야 한다. 집합체 해체를 위해서는 집합체 상하부에 고정되어 있는 노즐들을 제거해야 한다. 이를 위하여 설계요건을 설정하고, 16x16 PWR SF 집합체를 분석하였다. 또한 SF 집합체 해체장치의 요건을 반영하여 해체 핵심 메커니즘을 도출하고, Solid Works를 사용하여 3D 모델분석을 수행하여 개념설계를 수행하였다. 또한 50 kg HM/day의 생산량(throughput), 1년당 근무 일 중 250일의 조업일수(full capacity)를 가정하였으며, KSFA형(16x16)을 기준으로 85%의 이용률(availability)로 10 Ton HM/year의 연료를 처리할 수 있는 조건으로 하였다. PWR SF 집합체 해체장치 개념설계 자료들은 SF 건식공정의 전처리공정에 활용할 수 있다.

2. 본론

2.1 사용후핵연료 집합체 해체 설계요건

그림 1은 SF 집합체 해체장치의 2D개념설계도이다. 개념평가를 위해서 다음과 같은 주요요건을 반영하였다. 연료 집합체의 고정대 역할을 하는 최대 clamping 힘은 각 그리드(grid)의 경우: 240 kg, 하부노즐의 경우: 900 kg이다. 안내관(guide tube)의 상하부노즐의 절단 및 제거 기능을 제공하여야 하며, 3 축 방향에서 절단을 위한 정확한 위치 컨트롤을 제공해야한다(위치 선정 정확도: $\pm 0.25\text{mm}$). 또한 절단 tool 교체가 용이해야 하며, 가능한 경우 절단 tool에 냉각 및 윤활 기능을 제공함과 동시에 향후 처분을 위해 cuttings, fines 및 다양한 hardware를 수거하는 기능을 제공해야 한다. 공정 중 생성된 Zr fine의 자연발화를 차단할 수 있도록 설계되어야 하며, fines 필터의 교체가 용이 해야 한다.

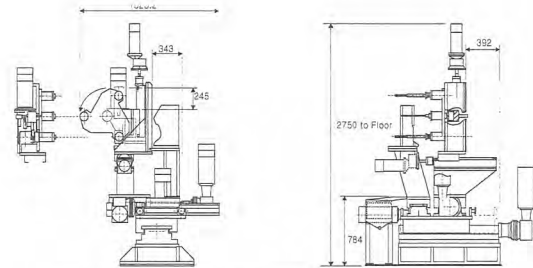


Fig. 1. Spent fuel disassembler 2D concept.

2.2 16x16 PWR SF 집합체 분석

SF 집합체 해체장치의 설계기준은 16x16 PWR SF 집합체 제원을 기준으로 설계되었다. 그림 2에서와 같이 집합체 제원은 다음과 같다. 연료봉수는 236개이고, 총길이는 452.5 cm이다. 연료봉길이는 409.4 cm이고, 폭은 20.7 cm이다. 연료봉의 외경은 0.952cm, 봉두께는 0.057cm, 전체무게는 651.0kg, 우라늄 무게는 486 kg, 그리고 지르칼로이(zircaloy) 무게는 138 kg이다.



Fig. 2. 16 x 16 PWR SF assembly dimension.

2.3 SF 집합체 해체 핵심 메커니즘 고안

SF 해체장치 핵심 메커니즘은 다음의 작업을 수행할 수 있도록 설계되었다. 집합체의 위치 인식, 집합체의 상하부노즐의 지지력자 이음쇠의 자동 위치이동, 이음쇠 위치를 인식하며 드릴링 작업, 분리된 상하부노즐의 수거기능 등이다.

SF 집합체 해체장치 핵심메커니즘 구성은 다음과 같다. drilling head/upper X-Y-Z turn table/low X-Y turn table/clamping driver / discharge container /servo DC motor 이다.

개념분석을 통해서 그림 3과 같이 PWR SF 집합체 해체에는 드릴링 방식이 구조상으로 적합함을 알 수 있었다. PWR 방식인 드릴링 방식은 상하부 노즐과 가이드 튜브의 체결부위만 드릴링하기 때문에 미세 분말 보다는 크기가 큰 칩(chip)이 발생되어 화재 위험성이 줄어든다. 또한 향후 상세설계 시에 드릴링부와 가이드 튜브의 인입각도를 15° 이상으로 해주면 발생하는 칩(chip)이 가이드 튜브 안으로 들어가 발생 폐기물의 확산을 방지할 수 있다.

그림 3은 드릴링 부를 확대한 부분도이다. 드릴링 부는 3개의 드릴 날을 가지고 있다. 그림의 좌측에 있는 x, y, z의 위치좌표를 인식하기 위해서 먼저 내방산선 카메라의 비전(vision) 인식이 필요하고, 모든 PWR 사용후핵연료 집합체의 제원이 데이터 서버(data servo)에 저장되어 있어야 한다. SF 집합체 해체장치는 3개의 드릴 날이 번갈아가며 작업을 하기 때문에 과열을 방지할 수 있지만 화재 방지 안전도를 높이기 위하여 드릴 홀더에 에어 냉각(cooling)시스템을 설치하였다.

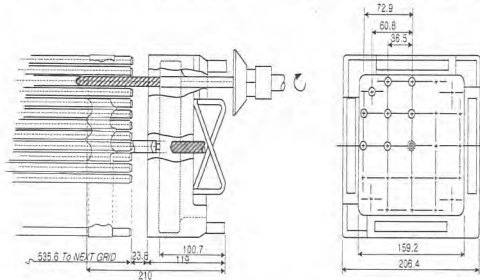


Fig. 3. Drilling module of spent fuel disassembler.

2.4 사용후핵연료 집합체 해체장치 3D

SF 집합체 해체장치는 (그림 4) rotary drilling module이 장착되어 있다. 상·하부 노즐제거를 위한 SF 집합체 해체장치는 rotary drilling module과 X-Y slide module을 이용해 PWR 해체 공정에 사용된다. 상·하부 노즐 제거는 방법상으로 동일하다. SF 집합체 해체장치는 drilling module을 positioning하는데 필요한 drive와 sensor가 포함되어 있다. 또한 장치에 추가적으로 crud, fines 및 pellet을 수거 및 제어 할 수 있는 기능을 제공하였고, 진공 장치를 설계하였다. SF 집합체 해체장치는 용접된 구조와 plate assembly로, 위치제어(position control) 기능 수행에 필요한 서보 drive system, sensor, support가 장착되어 있다. 본 system

은 8개의 탈착 가능한 주 모듈로 구성되어 있다:

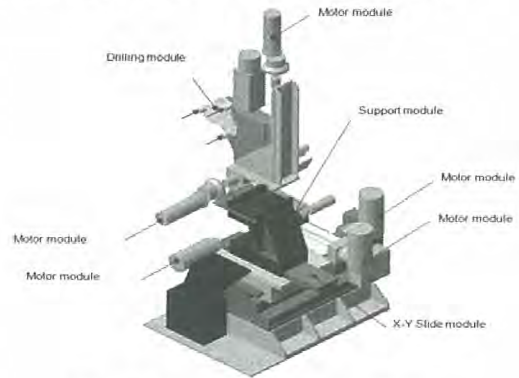


Fig. 4. Spent fuel disassembler 3D.

3. 요약

SF 집합체 해체장치 개념설계요건 설정을 위해서 PWR 16x16 SF집합체 제원을 분석하였다. 또한 집합체 해체장치 주요요건을 도출하여 핵심 메커니즘을 도출하였다. 주요요건은 다음과 같다. 집합체의 최대 clamping 힘은 각 grid의 경우: 240 kg, 하부노즐의 경우: 900 kg이다. 3 축 방향에서 절단을 위한 정확한 위치공차는 $\pm 0.25\text{mm}$ 이다. 또한 처분을 위해 cuttings, fines 및 다양한 hardware를 수거하는 기능을 제공해야 한다. SF 집합체 해체를 위하여 드릴링 방식을 채택하였다. PWR SF의 종류에 따라 드릴링 위치가 다르기 때문에 위치제어와 해체장치 하단과 중간에 있는 X, Y, Z 제어를 할 수 있는 구조로 고안 하였다. SF 집합체 해체장치는 국내에서 가동되는 모든 PWR SF 집합체를 해체할 수 있는 구조로서 범용성을 가지고 있다. 원격 유지보수성을 향상하기 위하여 Solid Works 프로그램 툴(tool)을 이용하여 8개의 주요 모듈을 구성하였고, SF 집합체 해체장치 개념을 3D로 설계하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

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

광섬유전송에 의한 하단 봉단마개 레이저용접기술 연구

김수성, 우윤명, 송훈, 김기환, 이찬복

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

sskim7@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 선진국에서는 이미 새로운 차세대핵연료 개발 및 조사시험용 캡슐 제작 등이 활발히 진행되고 있음에 따라 고성능 핵연료제조 및 특수용도의 연료봉 제작에 대한 용접공정이 수행되어지고 있다.^[1,2] 이때 기존의 용접방법에 비해 우수한 가공능력을 가진 레이저는 현재 광섬유(fiber)의 전송방법이 널리 보급되면서부터 활발히 응용되고 있는 실정이다. 여기서 레이저용접은 원격으로 광섬유전송이 가능하다는 특성 때문에 용접작업이 용이하나 그 반면에 보다 높은 용접품질을 확보해야 한다는 까다로운 점도 있다.^[3] 핵연료 제조공정에 있어서 봉단마개용접(end cap welding)은 주요 공정으로서 HT9 (ferrite-martensitic steel)의 피복관에 소결체를 장입한 후 봉단마개로 밀봉하여 제조하는 작업이다. 또한 용접부의 품질면에서도 연료봉의 원주방향 어느 한 지점에서라도 결함이 있을 경우 연소 중에 핵분열 물질이 누출되어 안전성과 직결되는 문제를 야기한다는 것을 고려하면 높은 신뢰성이 요구된다.^[3] 본 연구에서는 Nd:YAG 레이저의 광섬유를 이용하여 SFR용 하단 봉단마개 연료봉을 위한 이음형상의 최적화, 레이저용접특성 조사 그리고 하단 연료봉의 샘플제작을 위한 것이다.

2. 본론

2.1 용접시편 및 실험장비

본 실험에서 사용되는 용접시편은 SFR용 연료봉인 HT9 피복관과 하단 봉단마개가 맞닿는 접치기 이음방식으로 구성되었으며, 용접될 피복관은 외경 9.5mm, 두께 0.6mm 및 길이 150mm이며, 그리고 용접실험에 사용될 HT9 시편의 이음형상은 Fig. 1에서와 같다. 본 실험장비는 SFR용 연료봉의 하단 봉단마개용접을 위해서 500W Nd:YAG 레이저를 사용하였다. 여기서 Nd:YAG 레이저에서 발진된 빔은 유연성이 좋고 가늘고

긴 광섬유를 사용하여 정밀용접방법으로 수행하였다.

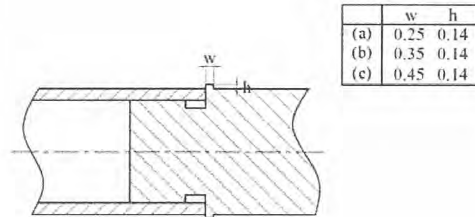


Fig. 1. Joint geometry for bottom end cap welding.

2.2 실험결과 및 고찰

핵연료 연료봉의 봉단마개용접에 있어서 기하학적 형상이음(joint geometry)은 매우 중요한 의미를 갖는다. 실제로 연료봉에 사용될 봉단마개는 Fig. 1의 이음형상에서와 같이 joint design을 고려하여 레이저용접에 적합하도록 시편을 준비하였다. 본 실험에서는 하단 봉단마개와 직경이 9.5 mm인 피복관을 이용하는 광섬유 전송방식의 레이저용접이 수행되었다.

Fig. 2는 레이저용접실험 후 하단 봉단마개의 이음형상을 가진 (a), (b) 및 (c)를 사용했을 때 봉단마개 표면의 언더컷 깊이(undercut depth)를 측정 비교하여 각각의 용입 상태를 보여주고 있다. 여기서 Fig. 1 (a)를 사용했을 때의 언더컷 깊이는 0.04 mm에서 0.06 mm를 얻었으며, Fig. 1 (b)를 사용 할때의 언더컷 깊이는 0.07 mm에서 0.09 mm 정도에서 얻었다. 그리고 Fig. 1 (c)를 사용 시의 언더컷 깊이는 0.06 mm에서 0.09 mm로 나타났다. Fig. 3, 4 및 5는 레이저용접의 하단 봉단마개의 이음형상에 따른 언더컷 깊이와 용입을 나타낸 것이다. 여기서 Fig. 3 및 4의 이음형상 (a)와 (b)에서는 레이저 출력이 증가할수록 언더컷 깊이는 대체로 약간 증가하는 경향을 보이고 있고, 용접 깊이도 대체로 증가하고 있었다. 반면에 Fig. 5의 이음형상 (c) 경우에는 레이저출력이 증가함에 따라 언더컷 깊이는 다소 감소하

고 있었고 용접 깊이에서도 크게 차이를 보이고 있지 않았다. 본 실험에서는 Fig. 1 (a), (b) 및 (c)의 이음형상에서 볼 때 레이저용접 시 언더컷 발생량을 줄이는 것도 중요하지만 피복관 두께만큼의 용접 깊이도 동시에 고려되어야 하기 때문에 소량의 언더컷 깊이가 존재하더라도 적정 용접 깊이가 반드시 유지되어야 한다. 따라서 Fig. 2 (b) 및 Fig. 4의 경우에서 나타내듯이 레이저출력 185W에서 언더컷 깊이가 0.08mm이고, 피복관 두께가 0.6mm 임을 감안할 때 하단 봉단마개의 용접 깊이는 적어도 0.9mm 정도에서 적절함을 알 수 있었다.

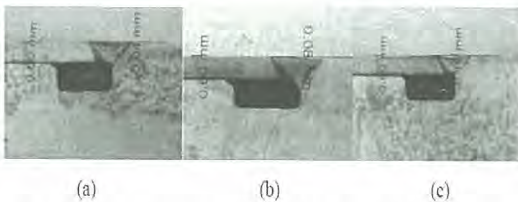


Fig. 2. Macro-cross sections of laser welded specimens using type (a), (b), and ©.

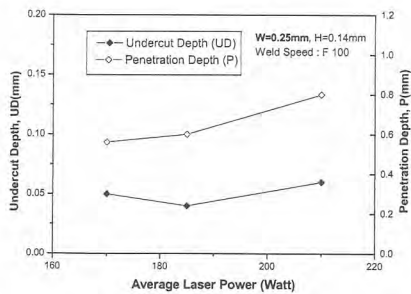


Fig. 3. Undercut depths vs. penetration depths using type (a).

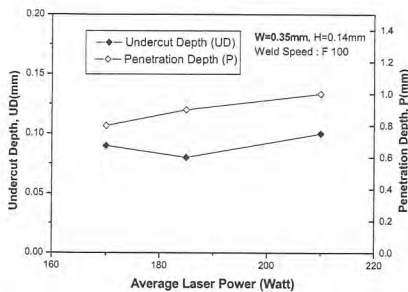


Fig. 4. Undercut depths vs. penetration depths using type (b).

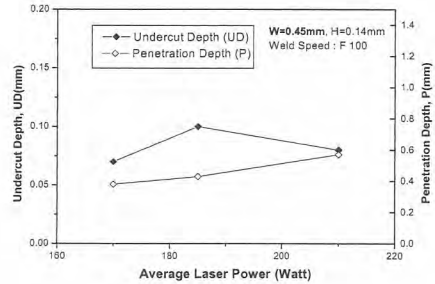


Fig. 5. Undercut depths vs. penetration depths using type (c).

3. 결론

본 실험에서는 SFR 연료봉의 하단봉단마개 레이저용접하기 위하여 이음형상의 최적화, 용입특성을 통하여 다음과 같은 결과를 얻었다.

1. 연료봉 하단봉단마개 레이저용접을 위해서는 피복관 두께의 0.6 mm 이상에서 유지되어야 하고, 이음형상 (b)인 $w=0.35$ 및 $h=0.14$ 로 설계하면 적절할 것으로 판단된다.
2. 광섬유전송의 레이저용접 시 하단 봉단마개용접의 적정 용입을 얻기 위해서는 레이저 출력이 적어도 185 watt가 되어야하며, 이때 회전속도는 F100으로 하였다.
3. 향후 TRU 연료봉 및 연료집합체의 상·하단 봉단마개 용접공정의 선정 및 원격장치 개발 시 유익한 기술 자료가 제시될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] V. Ram, G. Kohn, A. Stern, "CO₂ Laser Beam Weldability of Zircaloy-2," *Welding Journal*, July, pp.33-37, 1986.
- [2] P. Modern, K. Schneider, "Laser and Laser Material Processing Research and Development at BNFL plc., UK., *Proceeding of LAMP '92*, Nagaoka, pp.963-968, 1992.
- [3] Welding Handbook, "Welding Processes, part II," *American Welding Society*, pp.504-530, 20.

무기물 첨가에 따른 다공성 우라늄 산화물 그래놀 제조 특성

이영우, 윤여완, 이재원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

youngwoo@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료를 재활용하기 위한 파이로 공정은 고온 용융염 매질 내에서 사용후 핵연료를 구성하는 원소들의 열역학적 특성 차를 이용하여 전기화학적 으로 분리하여 핵연료 물질을 회수하는 기술이다. 파이로 공정은 전처리, 전해환원, 전해정련, 전해제련 과 같은 세부 공정으로 이루어진다.

전해 환원 공정에 공급되는 원료 물질은 전해 환원 공정 및 후속 공정의 부하 저감과 처리 효율 증대를 위하여 전처리 공정인 휘발성 산화 공정(voloxidation)에 의해 다수의 핵분열 생성물이 제거된 형태로 공급되는 것이 바람직하다.

휘발성 산화 공정에서는 핵분열 생성물의 효과적인 제거를 위하여 사용후 핵연료 소결체는 500 °C 산화 공정을 통하여 분말화된다. 최근에는 I, Kr, Xe, C-14 등의 휘발성 핵분열 생성물을 완전히 휘발 제거하고, 준휘발성 핵분열 생성물인 Cs, Te, Tc, Mo, Ru 등의 핵종을 휘발시키기 위하여 1200 °C에서의 고온 휘발성 산화 공정에 대한 연구가 진행 중이다.

전해 환원 공정에서 분말을 원료 물질로 사용하는 경우, 우라늄 산화물을 우라늄 금속으로 환원시키는 분말 용기인 음극 바스켓은 망사 형태의 벽을 가지며, 망사 눈의 크기는 원료 물질 분말의 크기, 형태에 따라 달라질 수 있다.

망 사이의 공간을 통해 침전 누적되어 전해질을 오염시킬 수 있고 망사 눈의 크기는 매우 작기 때문에, 환원된 금속 우라늄을 전해질로부터 제거할 때, 전해질은 표면장력에 의해 망사간의 빈공간에 메달려서 등반 제거 되므로 전해조에 전해질을 보충해야 하는 문제점이 있다.

미세한 산화 분말을 그대로 원료 물질로 사용하는 경우, 상기의 단점으로 인하여 처리 효율이 저하될 수 있으므로, 휘발성 산화 공정을 거쳐 핵분열 생성물을 제거한 사용후 핵연료 분말을 다공성 그래놀 형태로 제조, 입도를 제어하여 전해 환원 공정의 처리 효율을 증대하고자 하는 시도가 있었다. [1]

다공성 그래놀 입자의 겉보기 밀도를 높이고 강도를 높이기 위하여는 열처리 온도를 높이거나 처리 시간을 길게하여야 한다. 현재 회전형 휘발성 산화장치에서 사용하고 있는 재료는 Inconel alloy 601으로 용융범위가 1360-1411 °C이다. 1200 °C, 10 시간 조건은 핫셀에서 운용되어야 하는 장비 안정성을 고려할 때 한계 조건에 가까운 것으로 판단된다. [2]

열처리 온도, 시간을 장비의 한계 조건 이하로 유지한 상태에서 그래놀의 밀도, 강도를 높이기 위하여는 초기 성형에 도움이 될 수 있는 유기물계 결합제를 사용하는 방법과 열처리 중 소결 속도를 높일 수 있는 소결 촉진제를 사용하는 방법을 고려할 수 있다. 하지만, 유기물계 첨가제는 배기체 공정에서 많은 양의 C를 처리해야하는 단점으로 인하여 적용하기 어렵다.

무기물계 소결 촉진제, 즉 금속 산화물을 사용하는 경우에는 열처리 중 물질 이동 속도를 증가시켜 동일한 조건에서 열처리하여도 그래놀 밀도와 강도를 증가시킬 수 있을 것으로 예상된다. 또한, 금속 산화물은 열처리 중 휘발되지 않으므로 배기체 공정에 대하여 공정 부담을 가하지 않는다. 금속 산화물은 전해 환원, 전해 정련을 통하여 쉽게 제거될 수 있을 것으로 기대된다.

따라서, 본 연구에서는 회전형 휘발성 산화 장치를 이용하여 다공성 그래놀을 제조할 때, 그래놀 밀도와 강도를 높이기 위한 방법으로 무기물계 소결 촉진제를 이용한 공정을 시도하여 다공성 그래놀을 제조하였다. 제조된 다공성 그래놀의 겉보기 밀도, 파쇄 강도 등을 측정하여 첨가제 없이 제조된 기존의 다공성 그래놀의 특성과 비교하였다.

2. 본론

모의 사용후 핵연료 소결체로서 UO_2 소결체를 회전형 휘발성 산화 장치에 장입한 후에, 휘발성 산화 장치를 2 rpm의 속도로 회전시키면서 모의 사용후 핵연료 펠렛을 500°C의 공기중에서 5시간

동안 산화시켜 U_3O_8 미세 분말을 제조하였다. 제조된 분말의 비표면적과 pour density는 각각 $0.55m^2/g$, $1.89g/cm^3$ 이었다.

제조한 U_3O_8 분말은 소결 촉진제로서 무기물을 0.2 wt% 첨가한 후 tubular 혼합기에서 2 시간 혼합하였다. 무기물을 혼합한 U_3O_8 분말을 회전형 휘발성 산화 장치에 장입한 후 2 rpm의 속도로 회전시키면서 $1200^\circ C$, Ar-4H₂ 분위기에서 5 시간에서 10 시간 동안 열처리하여 다공성 그래놀을 제조하였다. 다공성 그래놀 제조 특성 비교를 위하여 무기물을 혼합하지 않은 순수한 U_3O_8 분말도 동일한 조건에서 즉, $1200^\circ C$, Ar-4%H₂ 분위기에서 5 시간에서 10 시간 열처리하여 다공성 그래놀을 제조하였다.

그림 1은 소결 촉진제로서 무기물을 첨가한 U_3O_8 분말을 $1200^\circ C$, Ar-4%H₂ 분위기에서 5 시간 열처리한 후 체가름법으로 분류하여 제조한 다공성 그래놀이다. 그래놀의 밀도는 42.5 %TD 정도로 같

은 조건에서 무기물 소결 촉진제 첨가 없이 제조한 그래놀의 밀도 31.9 %TD에 비하여 크게 증가하였다. 이는 $1200^\circ C$ 에서 10 시간 열처리한 그래놀의 밀도 (40 %TD) 이상의 밀도로 소결 촉진제의 효과가 매우 우수한 것을 보여준다.

파쇄 강도 역시 크게 증가하였다. 그림 1의 그래놀의 파쇄 강도는 38.6 N으로 측정되었다. 이는 같은 조건인 $1200^\circ C$, 5 시간 열처리 그래놀의 파쇄 강도 1.5 N, $1200^\circ C$, 10 시간 열처리 그래놀의 파쇄 강도 16.4 N보다 크게 높은 값으로 무기물 소결 촉진제에 의한 물질 이동 증진 효과가 매우 큰 것을 의미한다.

소결 촉진제를 첨가하고 $1200^\circ C$, 5시간 열처리하여 그래놀을 제조하는 경우, 1 mm 이상 크기의 그래놀이 제조되는 수율은 첨가하지 않은 경우에 비하여 약 10 % 정도 낮은 값을 보였다. 하지만 열처리 시간을 10시간을 증가시키면 첨가하지 않은 경우에 비하여 수율 역시 증가하는 경향을 보였다.

3. 결론

회전형 휘발성 산화 장치를 이용하여 다공성 그래놀을 제조할 때, 그래놀 밀도와 강도를 높이기 위한 방법으로 무기물계 소결 촉진제를 이용하여 다공성 그래놀을 제조하였다. 무기물계 소결 촉진제를 사용하여 제조된 다공성 그래놀의 겉보기 밀도, 파쇄 강도 등은 첨가제 없이 제조된 기존의 그래놀에 비하여 크게 증가한 값을 가졌다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력 연구개발 사업의 일환으로 진행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 이재원, 박장진, 박근일, 이정원, 이해원, 신진명, 허진목, 정상문, 양문상, 송기찬, "전해 환원 공정을 위한 사용후 핵연료로부터 다공성 그래놀을 제조하는 방법," 대한민국 등록특허 10-1020783호.
- [2] 이재원, 윤여완, 신진명, 이정원, 박근일, 박장진, "회전형 휘발성 산화장치 이용 다공성 우라늄산화물 그래놀 제조 연구," Appl. Chem. Eng., 22[6], 642-647 (2011).

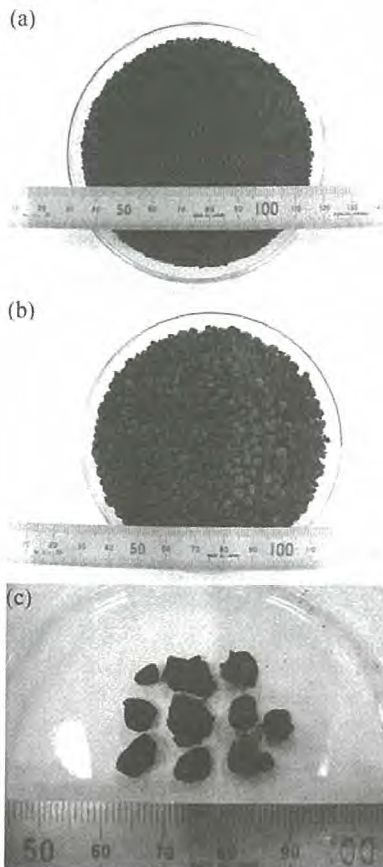


Fig. 1. Classified granules after heat-treated at $1200^\circ C$ for 5 h. (a) 1-2 mm, (b) 2-5 mm, (c) 5-10 mm.

환원성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조

나상호, 이기원, 김기홍, 유명준*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한전원자력연료(주), 대전시 유성구 덕진동 493

shna@kaeri.re.kr

1. 서론

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

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은(unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, 바로 환원성 가스, 즉 수소(H_2) 가스 분위기에서 성형압력 및 소결온도의 변화에 따른 소결펠렛의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

약 96%T.D.의 소결밀도를 갖는 UO_2 소결펠렛을 450 °C에서 4시간 공기분위기에서 산화시키면 U_3O_8 분말이 된다[1,2]. U_3O_8 분말을 유압프레스에 장입하여 3 종류의 성형압력(150, 300, 450 MPa)으로 원통형의 성형체를 제조하였다. 제조된 성형체의 성형밀도는 기하학적 방법으로 측정하였으며, 150, 300 그리고 450MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 61~63%T.D., 66~68%T.D. 그리고 70~72%T.D.로 측정되었다. U_3O_8 와 UO_2 의 이론밀도는 각각 8.34 g/cm³ 이와 10.96 g/cm³ 이다. 각각의 조건으로 제조된 성형체는 지르코니아 용기에 담아 배치형(batch-type)

의 소결로에 장입한 후, 수소(H_2) 가스 분위기에서 6조건의 소결온도(900~1400 °C)로 소결하였다. 소결유지시간은 각각의 소결온도에서 2시간으로 하였으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4°C로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법(immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 조직은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

2.2.1 O/U 비

Fig. 1에 수소 가스 분위기에서 소결펠렛의 소결온도에 따른 O/U비를 나타내었다.

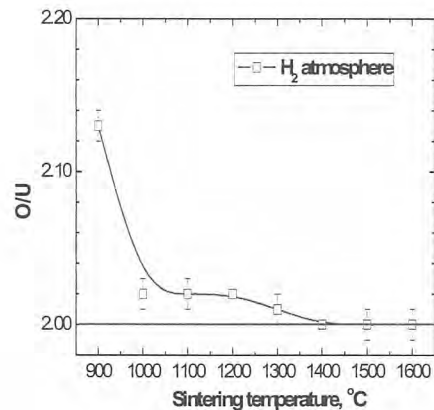


Fig. 1. O/U vs. sintering temperature in the H_2 atmosphere.

그림에서 보는 바와 같이 소결펠렛의 O/U비는 1000 °C까지는 약 2.02로 급격하게 감소하다가 1400 °C 이상의 온도에서 2.00으로 환원되는 경향을 보여준다. 즉 U_3O_8 성형체에서 완전히 환원된 UO_2 소결펠렛을 제조하기 위해서는 소결온도는 1400°C이어야 함을 보여준다.

2.2.2 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 2에 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도를 도시하였다.

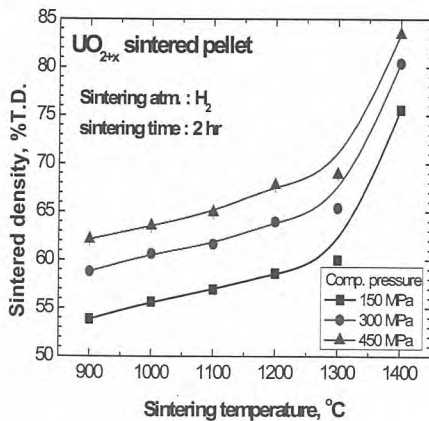


Fig. 2. Sintered density vs. sintering temperature according to the varying compacting pressure.

그림에서 보는 바와 같이 성형압력이 증가하면 소결밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 또한 소결온도도 증가하면 소결밀도도 증가하는 경향을 보여주지만, 1300 °C 까지는 선형적으로 증가하다가 1400 °C 의 온도에서 급격하게 증가하는 경향을 보여준다. 이는 O/U비가 2.00으로 완전히 환원되는 온도와 밀접한 관련이 있는 것으로 판단된다.

2.2.3 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 3에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 수소 가스 소결분위기하에서 소결온도(소결시간 : 2 시간)에 따른 소결펠렛의 미세구조를 나타내었다.

그림에서 보는 바와 같이 소결온도 900~1400 °C 구간에서 미세구조는 거의 비슷하게 나타났다. 이와 같은 현상은 소결온도가 U_3O_8 분말입자의 환원에만 영향을 미치었을 뿐 환원된 입자의 성장에는 영향을 미치지 못한 것으로 사료된다.

3. 결론

U_3O_8 분말로 성형한 성형체를 수소 가스 분위기에서 소결하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 수소 가스 분위기에서 소결하면 완전한 UO_2 소결펠렛이 되기 위해서는 1400 °C 이상이어야 한다.

- UO_{2+x} 소결펠렛의 소결밀도는 성형압력 증가에 따라 증대하며, 또한 소결온도가 1300 °C까지는 선형적으로, 그 이상의 온도에서는 급격하게 증가하는 경향을 보여준다.
- 소결펠렛의 미세구조는 본 소결온도구간에서는 모두 입자간 결합으로만 나타났다.

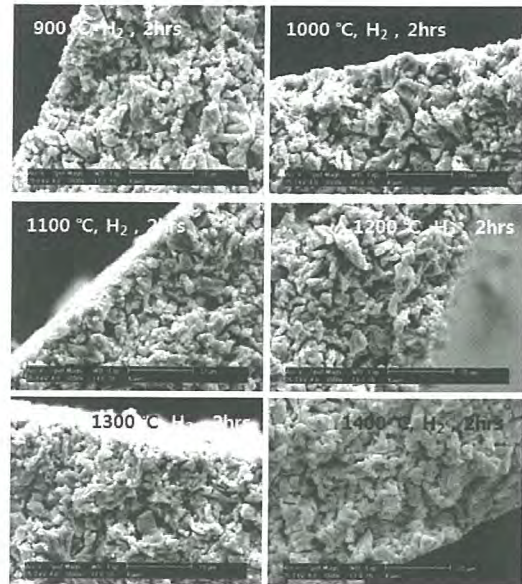


Fig. 3. Microstructure of UO_{2+x} sintered pellet with varying sintering temperature (compaction pressure : 300 MPa).

4. 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 °C," 2011 한국분말야금학회 추계학술대회, KP-018.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기과제 의 일환으로 수행되었습니다.

산화성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조

1. 공기 분위기

나상호, 신희성, 김호동, 김기홍, 유명준*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한전원자력연료(주), 대전시 유성구 덕진동 493

shna@kaeri.re.kr

1. 서론

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

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은(unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, 산화성 분위기 중에서 공기 분위기에서 성형압력 및 소결온도의 변화에 따른 소결펠렛의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

약 96%T.D.의 소결밀도를 갖는 UO_2 소결펠렛을 450 °C에서 4시간 공기분위기에서 산화시키면 U_3O_8 분말이 된다[1,2]. U_3O_8 분말을 유압프레스에 장입하여 3 종류의 성형압력(150, 300, 450 MPa)으로 원통형의 성형체를 제조하였다. 제조된 성형체의 성형밀도는 기하학적 방법으로 측정하였으며, 150, 300 그리고 450MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 61~63%T.D., 66~68%T.D. 그리고 70~72%T.D.로 측정되었다. U_3O_8 의 이론밀도는 8.34 g/cm³ 이다. 각각의 조건

으로 제조된 성형체는 지르코니아 용기에 담아 배치형(batch-type)의 소결로에 장입한 후, 대기압하 공기분위기에서 6조건의 소결온도(900~1400 °C)로 소결하였다. 소결유지시간은 각각의 소결온도에서 2시간으로 하였으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4°C로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 조직은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

2.2.1 O/U 비

소결온도에 관계없이 제조된 소결펠렛의 O/U비는 모두 2.67로 측정되었다. 즉 U_3O_8 으로 나타났다.

2.2.2 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 1에 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도를 도시하였다.

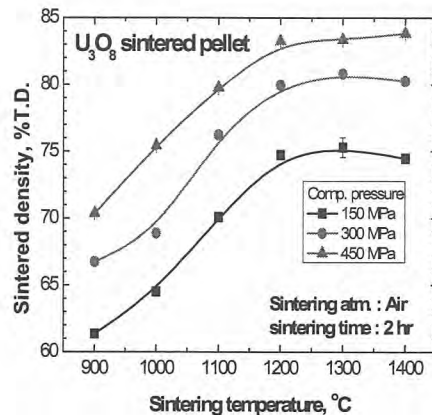


Fig. 1. Sintered density vs. sintering temperature according to the varying compacting pressure.

그림에서 보는 바와 같이 성형압력이 증가하면 소결밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 또한 소결 온도도 증가하면 소결밀도도 증가하는 경향을 보여주지만, 1200 °C 이상에서는 대략 포화되는 경향을 보여준다. 이러한 성형압력 구간 및 소결 온도 구간에서는 소결밀도가 85%T.D. 미만이어서 내부의 구조는 개기공으로 연결된 다공성 소결펠렛으로 사료된다.

2.2.3 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 2에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 소결온도(소결시간 : 2 시간)에 따른 소결펠렛의 미세구조를 나타내었다.

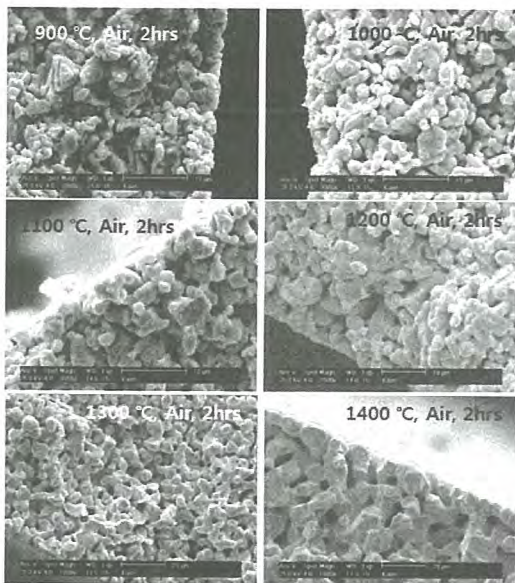


Fig. 2. Microstructure of sintered pellet with varying sintering temperature(compaction pressure : 300 MPa).

그림에서 보는 바와 같이 소결온도 900~1100 °C 구간에서는 U_3O_8 분말입자의 단순한 결합, 1200 °C 이상이 되어야 분말입자간의 결합후 성장, 1400 °C가 되어야 비로소 입자간 성장이 뚜렷하며 생성되는 기공의 형태도 둥글게 나타났다. 또한 온도에 관계없이 내부의 기공들이 표면과 연결되는 것으로 판단된다.

3. 결론

U_3O_8 분말로 성형한 성형체를 공기분위기에서 소결하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 공기분위기에서 소결하면 소결펠렛의 O/U비는 2.67로, O/U비가 변하지 않는 것으로 나타났다.
- U_3O_8 의 소결밀도는 성형압력 증가에 따라 증대하며, 또한 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가하나 1200 °C 이상에서는 거의 포화되는 경향을 보여주었다.
- 소결펠렛의 미세구조는 소결온도에 따라 즉 1100 °C 이하에서는 U_3O_8 입자간 결합, 1300 °C 이하에서는 입자결합후의 성장 그리고 1400 °C 이상의 온도에서는 충분한 성장과 둥근 형태의 기공이 존재하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증장기과제 의 일환으로 수행되었습니다.

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 °C," 2011 한국분말야금학회 추계학술대회, KP-018.

산화성 분위기하에서 다공성 UO_{2+x} 소결펠렛 제조II. CO_2 가스 분위기

나상호, 신희성, 김호동, 김기홍, 유명준*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한전원자력연료(주), 대전시 유성구 덕진동 493

shna@kaeri.re.kr

1. 서론

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

여기에서는 사용후핵연료 대신 조사되지 않은 (unirradiated) UO_2 소결펠렛을 산화시킨 U_3O_8 분말을 이용하여 성형하였으며, 산화성 분위기 중에서 CO_2 가스 분위기에서 성형압력 및 소결온도의 변화에 따른 소결펠렛의 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

약 96%T.D.의 소결밀도를 갖는 UO_2 소결펠렛을 450 °C에서 4시간 공기분위기에서 산화시키면 U_3O_8 분말이 된다[1,2]. U_3O_8 분말을 유압프레스에 장입하여 3 종류의 성형압력(150, 300, 450 MPa)으로 원통형의 성형체를 제조하였다. 제조된 성형체의 성형밀도는 기하학적 방법으로 측정하였으며, 150, 300 그리고 450MPa에서 제조된 성형체의 성형밀도는 각각 61~63%T.D., 66~68%T.D. 그리고 70~72%T.D.로 측정되었다. U_3O_8 와 UO_2 의 이론밀도는 각각 8.34 g/cm³ 이

10.96 g/cm³ 이다. 각각의 조건으로 제조된 성형체는 지르코니아 용기에 담아 बै치형(batch-type)의 소결로에 장입한 후, 이산화탄소(CO_2) 가스 분위기에서 6조건의 소결온도(900~1400 °C)로 소결하였다. 소결유지시간은 각각의 소결온도에서 2시간으로 하였으며, 승온 및 냉각속도는 모두 분당 4°C로 하였다. 소결펠렛의 O/U비는 ASTM C-1453에 따라 측정하였으며, 소결밀도는 수침법 (immersion method)으로 측정하였다. 소결펠렛의 조직은 전자현미경(SEM)으로 관찰하였다.

2.2 실험 결과

1) O/U 비

Fig. 1에 CO_2 가스 분위기에서 소결펠렛의 소결온도에 따른 O/U비를 나타내었다.

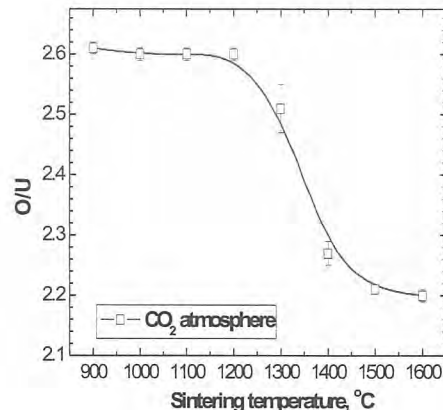


Fig. 1. O/U vs. sintering temperature in the CO_2 atmosphere.

그림에서 보는 바와 같이 소결펠렛의 O/U비는 1200 °C까지는 약 2.60으로 평탄하였으나 그보다 큰 온도에서는 O/U비가 급격하게 감소하다가 1500 °C 이상의 온도에서는 약 2.20으로 평탄화되

는 경향을 보여준다. 즉 1200℃~1400℃구간에서 O/U비가 급격하게 변하는 경향을 보여준다.

2) 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도

Fig. 2에 성형압력 및 소결온도에 따른 소결밀도를 도시하였다.

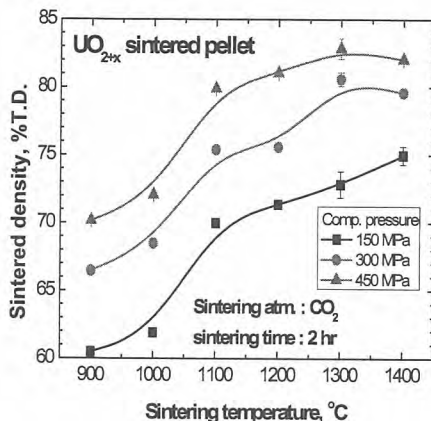


Fig. 2. Sintered density vs. sintering temperature according to the varying compacting pressure.

그림에서 보는 바와 같이 성형압력이 증가하면 소결밀도가 증가하는 경향을 보여준다. 또한 소결온도도 증가하면 소결밀도도 증가하는 경향을 보여주지만, 1200℃까지는 급격하게 증가하다가 그 이상의 온도에서는 포화되는 경향을 보여준다. 또한 성형압력이 증가할수록 포화되는 경향이 뚜렷해짐을 보여준다.

3) 소결온도에 따른 소결펠렛 미세구조

Fig. 3에 성형압력 300MPa로 성형한 성형체의 CO₂ 가스 소결분위기하에서 소결온도(소결시간 : 2 시간)에 따른 소결펠렛의 미세구조를 나타내었다.

그림에서 보는 바와 같이 소결온도 900~1100℃ 구간에서는 U₃O₈ 분말입자의 단순한 결합, 1200℃ 이상이 되어야 분말입자간의 결합후 성장, 1400℃가 되어야 비로소 입자간 성장이 뚜렷하며 생성되는 기공의 형태도 둥글게 나타났다. 또한 온도에 관계없이 내부의 기공들이 표면과 연결되는 것으로 판단된다.

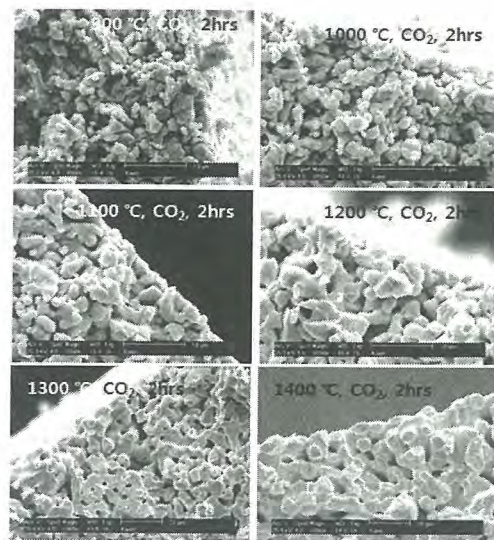


Fig. 3. Microstructure of UO_{2+x} sintered pellet with varying sintering temperature (compaction pressure : 300 MPa)

3. 결론

U₃O₈ 분말로 성형한 성형체를 CO₂ 가스 분위기에서 소결하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- CO₂ 가스 분위기에서 소결하면 소결펠렛의 O/U비는 온도 증가에 따라 감소하는 경향을 보여주었다.
- UO_{2+x} 소결펠렛의 소결밀도는 성형압력 증가에 따라 증대하며, 또한 소결온도가 증가할수록 소결밀도는 증가하나 1200℃ 이상에서는 거의 포화되는 경향을 보여주었다.
- 소결펠렛의 미세구조는 소결온도에 따라 U₃O₈ 입자간 결합, 입자결합후의 성장 그리고 충분한 성장과 둥근 형태의 기공이 존재하는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

- [1] 나상호 외, "산화온도에 따른 U₃O₈ 분말의 입도분포," 2011 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp.163-164.
- [2] S.H. Na et al., "Effect of oxidizing time on the U₃O₈ formation characteristics at 450℃," 2011 한국분말야금학회 추계학술대회, KP-018.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기과제의 일환으로 수행되었습니다.

고연소도용 UO_2 핵연료 70,000 MWd/MTU 연구로 조사시험 고찰

김대호, 방제건, 양용식, 김효찬, 김전기, 김종현, 서철교
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111
kdh@kaeri.re.kr

1. 서론

OECD/NEA 등의 국제원자력 유관조직들은 경수로 원전의 경제성 확보를 위해 핵연료의 농축도, 주기기술, 설계관리 및 유관 기술연구 등의 논의를 진행하고 있다. 국내에서도 국제적인 연구개발 추세에 따라 고연소도 및 고성능의 핵연료 원천기술 확보차원에서 한국원자력연구원을 중심으로 고연소도용 핵연료의 연구가 진행 중에 있으며, 실제 하나로를 이용한 목표연소도 70,000 MWd/MTU까지의 조사시험이 완료되었다. 본 연구는 경수로원전의 고연소도용 핵연료 연구의 일환으로 개발된 큰결정립 UO_2 소결체의 연소거동을 확인하기 위해 하나로 OR 조사공에서 2002년 7월부터 2011년 6월까지 1~2단계에 걸쳐 9년간의 하나로 조사시험을 완료하였다. 본 조사시험은 목표연소도 70,000 MWd/MTU까지 조사시키기 위하여 가능한 상용의 출력조건과 유사하게 제어하는 다양한 조사시험기술이 적용되었으며 하나로 최장의 조사시험을 완성하였다.

1단계 조사기간 중에는 핵설계를 통해 하프늄을 이용한 하나로노심 조건에서의 출력제어를 실시하였으며, 2단계 조사시험을 위해서는 IMEF 핫셀에서 무계장리그의 해체조립을 통해 1단계 조사시험에 사용되었던 연료봉을 새로운 무계장리그에 재장전하는 원격 manipulator 조작기술을 이용하여 연속적인 조사시험기술을 적용하였다.

현재 조사후시험을 위한 하나로 저장조에서 14개월의 냉각과정을 거쳐 조사시험 리그의 해체를 위해 IMEF로 이송되어 있다. 이후 한국원자력연구원 IMEF와 PIEF에서 일련의 비파괴 및 파괴조사후시험을 실시할 계획이다.

2. 본론

2.1 조사시험 시편 및 시험연료봉 제조

본 연구에 사용된 큰결정립 UO_2 소결체는 고연소도에 따른 핵분열 기체의 방출을 억제하는 기능을 하게 된다. 큰결정립 UO_2 소결체 제조방법으로는 소결체 제조시 발생하는 불량 UO_2 Scrap

을 산화처리하여 제조한 U_3O_8 seed를 정상 소결체 제조시 첨가제로 활용하여 1730℃, 수소분위기에서 4시간 소결을 통해 결정립 크기를 제어하는 기술이다. 또 다른 방법으로 UO_2 Powder에 알루미늄 등의 첨가제를 불순물 제한치 이내로 첨가하여 제조하는 기술을 적용하였다. 조사시험에 사용된 시편의 결정립 크기는 8 μ m(비교시편), 15 μ m 및 23 μ m이며, 소결체 제조는 상용스펙을 적용하여 제조되었다. 표 1.은 70,000 MWd/MTU에 도달한 소결 시편의 제조특성이다.

Table 1. Characteristic of Pellet Specimen.

결정립 크기 (μ m)	평균 밀도 (TD%)	재소결 밀도 (TD%)	UO_2 (w%)	U_3O_8 (w%)	Grind Sludge (w%)	비 고
8	95.8	0.69	88 w% (DC)	12 w%	-	KNFC 상용
15	96.0	0.33	88 w% (DC)	7 w%	5 w%	DC
23	95.9	0.06	88 w% (DC)	7 w%	5 w%	DC Annealed (46Hr)

시험연료봉은 그림 1.과 같이 상용원전에 사용된 핵연료의 제작시방과 동일하게 제작되어 조사시험이 진행되었다.

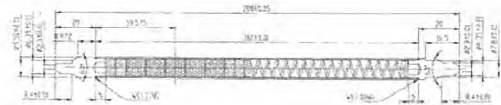


Fig. 1. Schematic drawing of irradiated fuel rod.

2.2 연구로 조사시험 기술개요

조사시험은 하나로 OR-4 조사공에서 2단계에 걸쳐 실시되었다. 1단계 조사시험은 2002. 7. ~ 2005. 6까지 진행되었으며, 상용 경수로원전과 유사한 연소조건(100 W/cm ~ 300W/cm)을 맞추기 위해 핵설계를 통한 중성자 제어기술이 적용되었다. 하나로 축방향 출력을 감안하여 0.6t의 원통형 하프늄 튜브를 제작하여 장착되었다. 2단계 조사시험은 2006. 2. ~ 2011. 6.까지 진행되었으며, 1단계에서 사용하였던 무계장리그의 하단의 시험연

료봉 집합체를 원격 manipulator 조작기술 적용하여 하프늄 튜브를 제거하고 그림 2.와 같이 새로운 무게장리기에 장전하여 목표연소도인 70,000 MWd/MTU까지 조사시험이 실시되었다.

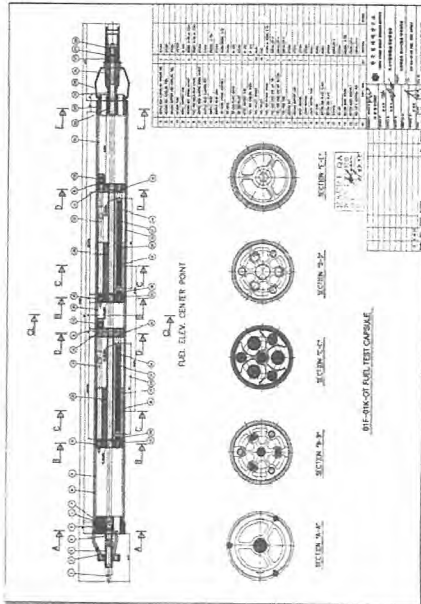


Fig. 2. Schematic drawing of irradiation test rig.

2.3 연구로 조사시험 결과

1단계 연소시험 결과 상단의 시험연료봉 3개의 평균연소도는 33,616 MWd/MTU이었으며, 하단의 시험연료봉 3개의 평균연소도는 37,390 MWd/MTU이었다. 이때 유효연소일은 601.02일이었다. 하단의 시험연료봉은 2단계 연소시험으로 계속되어 최종 유효연소일 1290.62일에 목표연소도 69,337 MWd/MTU에 도달하였다. 예비해석 결과에 따라 계획했던 예상연소도 보다 대략 20% 늦게 목표에 도달한 결과를 확인하였으며, 이는 하나로의 출력증강의 지연과 제어봉 위치에 따른 출력변화 등 운전조건의 변화와 해석기본 조건의 차이로 인해 발생된 것으로 판단된다. 사용된 무게장리기는 매우 건전한 상태의 기계적 건전성을 확인하였다.

2단계 조사시험이 완료된 상단 및 하단의 시험연료봉의 유효연소일(EFPD)와 최종연소도는 아래와 같다. 최종 연소결과는 그림 3.과 같다.

- 상단 시험봉집합체 평균 연소도 :
38,004 MWd/MTU(EFPD 689.6 일)
- 하단 시험봉집합체 평균 연소도 :
69,337 MWd/MTU(EFPD 1290.62 일)

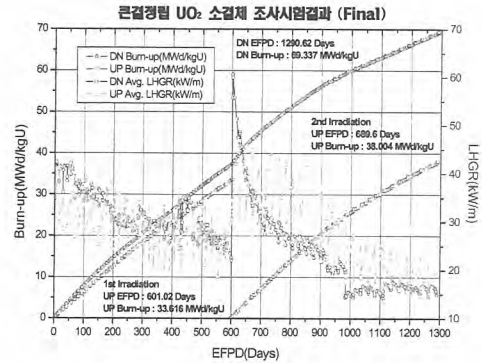


Fig. 3. Result of irradiation test of large grain UO_2 Pellet

3. 결론

본 연구는 경수로핵연료의 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체의 연소시험을 통하여 연소거동에 따른 핵분열기체 방출 억제 능력을 확인하기 위한 시험이다. 하나로 연구로에서 목표연소도 70,000 MWd/MTU까지 성공적으로 조사시험을 완료하였다. 이후 일련의 조사후 시험을 통하여 연소성능을 검증하게 된다. 본 조사시험은 하나로를 이용하여 9년간의 최장기간 조사시험을 수행한 기록적인 실적으로 무엇보다 안전성과 건전성이 확보된 우수한 기술의 접목과 하나로 운전자의 우수한 기술력이 검증된 사례로 판단된다. 조사시험의 최종목적을 달성하고 최장의 하나로 이용실적을 달성한 본 시험은 향후 한국의 연구로 수출 및 이용극대화에 적용될 수 있을 것으로 사료된다. 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체는 현재 산업체의 상용화가 진행되고 있어 조사시험결과와 집중적인 관심을 보이고 있다. 1단계에서 종료되었던 상단 시험연료봉(33,616 MWd/MTU)의 조사후 시험결과와 최종 완료된 하단시험연료봉(69,337 MWd/MTU)의 조사후 시험을 통하여 연소성능의 객관적인 자료를 생산할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 김대호 외., 고연소도용 큰결정립 UO_2 소결체 1차 조사후 시험분석, 한국방사성폐기물학회 2007 춘계학술발표회 논문집.

350-1200°C 공기 분위기에서 UO_2 소결체의 산화거동

김전식, 김동주, 이영우, 오장수, 양재호, 전태현

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

keons@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료저장조의 냉각수상실 사고가 발생 할 때 핵연료가 대기에 노출되어 온도가 높아지게 되고 이로 인해 핵연료의 대량 파손이 발생하여 다량의 방사선 물질이 외부로 방출될 수 있다. 냉각수 상실 사고에 의하여 핵연료의 온도가 높아지면 피복관의 손상이 일어난 후에 UO_2 소결체 산화에 의해 핵연료의 파손이 급격히 진행되게 된다. 그러므로 저장조의 냉각수상실 사고시 핵연료 파손을 예측하기 위하여 다양한 온도 및 분위기에서의 UO_2 산화특성 자료를 확보할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 실험 방법

산화에 의한 소결체 무게변화를 TGA (Thermogravimetric Analysis) 방법으로 측정하였다. 소결밀도 및 결정립 크기가 각각 96%(이론밀도) 및 $8.5\mu\text{m}$ 인 UO_2 소결체를 두께 약 1mm의 disk 형태로 절단하여 Al_2O_3 용기에 담아 전기로 내부를 진공분위기로 만들고, 알곤 기체를 흘려주면서 $20^\circ\text{C}/\text{min}$ 속도로 측정온도까지 상승시킨 후 알곤 기체를 공기로 바꾸어 흘려주면서 산화시간에 따른 시편의 무게변화를 연속적으로 측정하였다.

2.2 결과 및 고찰

그림 1은 $350\text{--}550^\circ\text{C}$ 온도 영역에서 산화시간에 따른 UO_2 시편의 무게증가율(초기시편 무게의 백분 증가율)을 나타낸 것이다. 이 온도 영역에서 UO_2 의 산화거동은 S형(sigmoid) 곡선의 특징을 보여주고 있다. 즉 반응곡선은 산화속도가 초기에는 부드러운 포물선을 유지하다가 선형적으로 증가하는 영역이 존재하며 이 영역이 지나면 산화속도가 점진적으로 감소하는 영역이 존재한다. 초기 영역에서 반응속도가 부드러운 포물선을 보이는 이유는 UO_2 시편 표면에 산소의 흡착과 흡착된 산소의 확산 등으로 인해 UO_2 표면에 $\text{U}_3\text{O}_7/\text{U}_4\text{O}_9$ 상의 얇은 막이 형성되며 일부는 U_3O_8

로 변환되기 때문이다. 이 과정이 지나면 U_3O_8 의 얇은 막은 부피팽창으로 인한 크랙이 형성되고 이 크랙을 통하여 산소 침투가 용이하게 되어 반응면적이 증가하게 되므로 반응속도는 선형적으로 증가하게 된다. 반응의 끝 부분에 반응속도가 점차 감소하는 것은 U_3O_8 로 반응이 많이 진행된 후에는 유효반응 면적이 줄어들기 때문이다. 이 영역에서는 온도가 증가함에 따라 UO_2 의 산화속도는 지수함수로 증가한다.

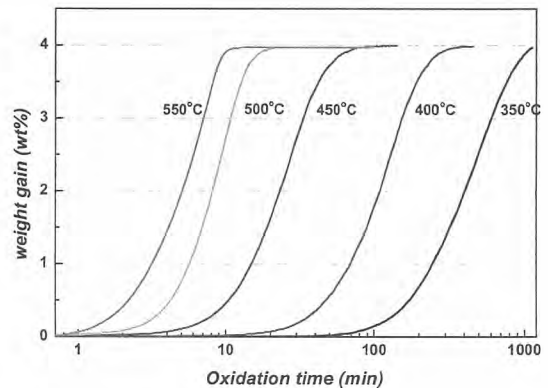


Fig. 1. Oxidation behavior of UO_2 in air ($350\text{--}550^\circ\text{C}$).

그림 2는 $650\text{--}800^\circ\text{C}$ 온도 영역에서 산화시간에 따른 무게증가율을 나타낸다. $350\text{--}550^\circ\text{C}$ 의 저온 영역에서의 산화거동과 달리 온도가 증가 할수록 산화속도가 도리어 느려지는 특성을 보인다.

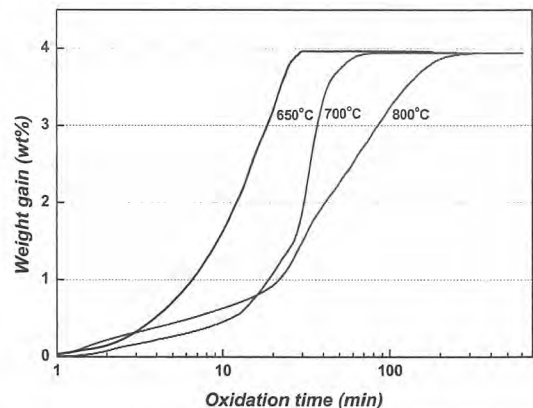


Fig. 2. Oxidation behavior of UO_2 in air ($650\text{--}800^\circ\text{C}$).

그림 3은 1000-1200°C 온도 영역에서 산화시간에 따른 무게증가율을 나타낸다. 이 온도 영역에서는 온도가 증가 할수록 산화속도가 다시 증가하는 경향을 보여준다. 그리고 저온영역과는 달리 약 2wt% 까지의 초기 산화가 급격히 일어난다.

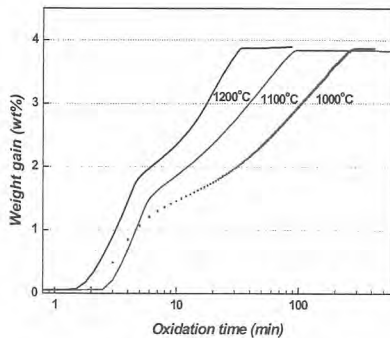


Fig. 3. Oxidation behavior of UO_2 in air (1000-1200°C).

350-1200°C의 넓은 온도 영역에서의 UO_2 소결체는 온도영역에 따라 다른 산화특성을 보인다. 즉, 350-550°C의 저온 영역에서는 온도가 증가 할수록 산화 속도가 급격히 빨라지고, 650-1000°C의 중간 영역에서는 온도가 증가 할수록 도리어 산화 속도가 느려지고, 1000°C 이상의 고온 영역에서는 온도가 증가 할수록 다시 산화 속도가 빨라지는 특징을 보인다. 이와 같이 온도구간에 따라 UO_2 소결체의 산화거동 차이가 유발되는 것은 UO_2 가 U_3O_8 로 변환될 때 36%의 부피증가에 따른 큰 응력이 발생되고 이로 인해 시편의 분말화 또는 파편화가 일어나게 된다[1]. 이때 발생하는 응력은 온도영역에 따라 완화될 수 있는 경우와 그렇지 못한 경우가 생기게 되는데, 이로 인해 산화된 U_3O_8 시편의 분말화 또는 파편화되는 과정이 달라진다. 이것이 온도영역에 따른 UO_2 산화거동의 다양한 특성을 유발하는 것으로 추측된다.

그림 4는 350, 800, 1100°C에서 산화시킨 분말의 형상을 보여준다. 350°C에서 산화시킨 것은 매우 미세한 분말로 산화되는 반면에 800°C의 중간 온도영역에서 산화시킨 분말은 조대한 특성을 보인다. 그리고 1100°C의 고온에서 산화시킨 시편은 분말화가 일어나지 않고 몇 조각의 파편화만 발생하게 된다.

저온에서는 UO_2 에서 U_3O_8 으로 상변화 때 발생하는 응력을 완화할 수 없으므로 결정립 단위의

분말화와 동시에 결정립 내부가 산화되는 팝콘화가 동시에 진행된다. 그러나 고온에서는 응력을 완화할 수 있으므로 분말화가 일어나지 않으면서 상변화가 진행되고 bulk한 시편 내로 산소의 확산에 의하여 산화가 진행된다. 즉, 저온에서의 산화와는 달리 분말화에 의한 반응 면적의 증가는 발생하지 않고 다만, 고온에서는 산소의 확산 속도가 매우 크기 때문에 bulk 한 시편으로 유지되더라도 UO_2 산화 속도 매우 빨라지게 된다. 낮은 온도에서는 미세 분말화에 의한 반응면적의 증가에 의한 급격한 산화가 일어나는 반면 고온에서는 분말화는 일어나지 않고 다만 고온에서 산소의 고유 확산도가 빨라지게 되므로 산화가 급격히 진행되게 된다.

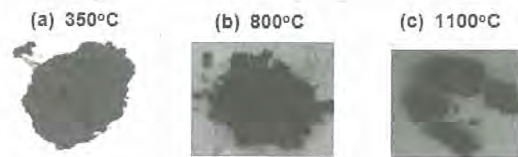


Fig. 4. Morphology of oxidized powder.

3. 결론

350-550°C의 저온 영역에서는 온도가 증가 할수록 산화 속도가 급격히 빨라지고, 650-1000°C의 중간 영역에서는 온도가 증가 할수록 도리어 산화 속도가 느려지며, 1000°C 이상의 고온 영역에서는 온도가 증가 할수록 다시 산화 속도가 빨라진다. 이러한 온도영역에 따른 산화거동 차이가 나타나는 것은 UO_2 가 U_3O_8 로 변환될 때 발생하는 응력이 온도영역에 따라 완화되는 정도가 달라지고 이것이 시편의 분말화 또는 파편화에 영향을 미치기 때문이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고 문헌

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

PRIDE 시설의 안전조치 시스템

송대용, 박세환, 이태훈, 서희, 조일제, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
dvsong@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 일관공정 시험시설인 PRIDE (PyRoProcess Integrated inactive DEMonstration facility)는 '파이로 기술'을 검증하기 위한 핵심 시험 시설로서, 파이로 일관공정의 성능검증을 통한 기술 타당성 및 scale-up 기술을 확보하기 위하여 구축된 시설이다. PRIDE는 감손우라늄 및 모의핵연료를 사용하는 시설이기 때문에 사용후핵연료를 취급하는 시설과 동일한 수준의 안전조치 시스템을 필요로 하지는 않는다. 그러나 파이로 기술을 종합적으로 검증하기 위한 시설이므로 안전조치 시스템도 이러한 점을 고려하여 구축할 필요가 있다. 이에 따라, 본 연구에서는 PRIDE의 공정 특성과 시설 내의 핵물질 흐름 등을 분석하여 핵물질 계량관리를 위한 주요측정지점을 설정하고, 이를 바탕으로 안전조치 시스템을 설계·구축하고 있다.

2. 본론

2.1 안전조치 시스템의 설계 및 구축

PRIDE는 3층 건물로서 방사선 관리구역과 일반 관리구역으로 구획되어 있으며, 주요 공정장치의 대부분은 2층의 아르곤 셀 내에 설치되고, 공기분위기에서 가동되는 일부 공정장치와 우라늄 잉곳 및 폐기물 저장고, 아르곤 시스템, 전기설비 및 기타 부대설비 등은 1층에 설치되어 있다.

본 연구에서는 이러한 시설 특성을 고려하여 PRIDE의 안전조치 시스템을 설계하였다. 핵물질 계량관리 목적을 위해 이용되는 물질수지구역 (Material Balance Area, MBA)은 시설 전체를 1개의 MBA로 설정하였다. 물질수지구역 내에서 핵물질 흐름 및 재고를 결정하기 위한 주요측정지점(Key Measurement Point, KMP)은 유동 주요측정지점(Flow Key Measurement Point) 6개, 재고 주요측정지점(Inventory Key Measurement Point) 8개로 설정하였다.

PRIDE는 감손우라늄을 사용하는 시설이기 때

문에 각 단위공정에서의 핵물질 계량은 주로 저울과 화학분석 방법을 활용하여 관리해도 된다. 그러나 파이로 시설의 안전조치성을 판단하는 시험대 역할을 할 수 있도록 하기 위하여, 중성자 계수기, 감마선 분광, 무게 측정의 세 가지 기술이 결합된 통합비파괴분석(Unified Non-Destructive Assay, UNDA) 장치를 이용하여 핵물질 계량관리를 수행할 계획이다. 이 장치는 PRIDE 시설에 유입되는 모든 핵물질에 함유된 U-235를 비롯한 우라늄 총량을 비파괴적으로 정량 분석할 수 있다. 시설 내부에서의 핵물질 이동을 감시하기 위하여 시설 내부의 주요 핵물질 이동 경로 및 아르곤 셀 내에 카메라를 설치하였으며, 아르곤 셀 내부에서의 핵물질 위치를 추적하기 위하여 주요 공정장치 주변에 감마선 검출기를 설치하였다. 또한, 핵물질 계량 및 감시 장비로부터 수집한 자료(신호)를 종합하여 안전조치 정보시스템을 설계·구축 중에 있다. 안전조치 정보시스템은 각종 안전조치 장비로부터 수집된 정보는 물론, 파이로 공정 연구의 투명성을 제고하기 위하여 안전조치 관점에서 의미가 있는 공정정보 즉, 주요 파이로 공정장치에 공급되는 전류와 전압과 같은 전기적인 신호와 온도 등과 같은 공정 모니터링 정보도 함께 수집하여 활용할 계획이다. 현재 구축중인 PRIDE 시설의 안전조치 시스템 구성도는 그림 1과 같다.

3. 결론

PRIDE 시설의 안전조치 시스템은 PRIDE 시설에 대한 안전조치를 보다 효과적으로 이행하고, 향후 건설 예정인 파이로 시설에 적용할 안전조치 기술을 검증하기 위하여 개발하고 있다. 또한, 안전조치 정보시스템은 차기년도부터 수행 예정인 IAEA 회원국지원프로그램에 활용할 계획이며, IAEA와 협력을 통하여 지속적으로 보완, 파이로 시설에 대한 안전조치 시스템의 기반을 마련해 나아갈 계획이다.

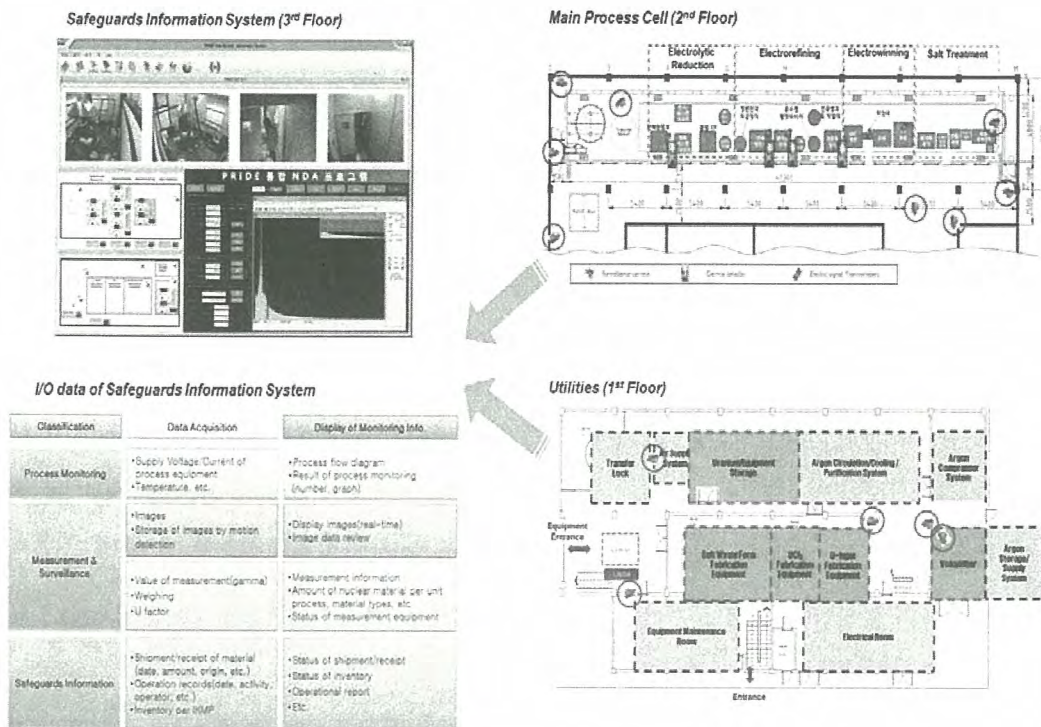


Fig. 1. Layout of PRIDE Safeguards System.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 송대용 외 4인, “PPRIDE 시설의 안전조치 시스템 설계”, 한국방사성폐기물학회, 2009년 추계학술대회 논문요약집, pp.309-310, 2009.

전해환원공정에서 thermal cycle에 의한 초합금재료의 부식거동

조수행, 김계훈, 오승철, 홍순석, 정명수, 강대승, 허진목, 이한수

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

nshchol@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 처리하기 위해 개발되고 있는 pyroprocessing은 용융염상에서 운전되는 공정으로 그 중에서 전해환원공정은 고온 리튬용융염계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 전해환원공정의 핵심부분인 반응기는 thermal cycle에 의한 화학적, 기계적 및 열적 측면에서 안정성을 만족시키는 구조재료로 설계되어야 한다. 본 연구에서는 thermal cycle에 의한 전해환원공정 반응기 구조재료의 부식거동을 고찰하여 구조재료 개발에 필요한 자료를 도출하고자 한다.

2. 본론

본 연구에서 사용한 Ni-Base 합금인 Haynes 263(51.4Ni-20.0Cr-19.2Co-2.49Ti-5.8Mo), Inconel 625(65.3Ni-21.2Cr-0.7Fe-3.4Nb-8.6Mo), Inconel 600(73.7Ni-16.3Cr-8.15Fe-0.2Si-0.3Mn)을 시편크기, 70mm(L)×15mm(W)×3mm(T)로 가공하여 사용하였다. Thermal cycle 의한 부식실험은 LiCl-1%Li₂O, 650℃, Ar-10%O₂에서 24시간 유지하고 공냉하여 48시간 유지를 1 cycle로 12회 까지 수행하였다. 실험 종료 후 부식된 시편을 증류수에서 초음파 세척하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다. Fig. 1은 thermal cycle의 횟수가 적을 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Haynes 263 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층의 형성 및 성장은 관찰되지 않는 반면에[1], 산소 발생 경우 Fig. 1에서 보는 바와 같이 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다. Fig. 2는 thermal cycle의 횟수가 클 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Haynes 263 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층이 국부부식형태로 성장하는

것으로 나타났으며, 부식층 직하에 연속적인 Ti-산화물층 형성[2]을 보이나, 산소 발생 경우 Fig. 2와 같이 외부부식층은 혼합적이고 간헐적인 주요원소산화물로 형성되었으며, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다.

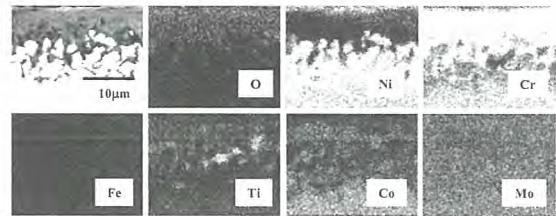


Fig. 1. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Haynes 263 specimen corroded at 650℃, Ar-10%O₂ for 4 cycles.

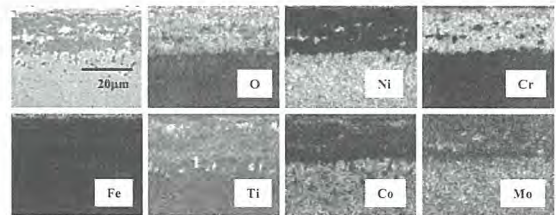


Fig. 2. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Haynes 263 specimen corroded at 650℃, Ar-10%O₂ for 12 cycles.

Fig. 3은 thermal cycle의 횟수가 적을 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Inconel 625 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층의 형성 및 성장은 관찰되지 않는 반면에[1], 산소 발생 경우 Fig. 3에서 보는 바와 같이 Haynes 263과 유사하게 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다. Fig. 4는 thermal cycle의 횟수가 클 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Inconel 625 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층의 형성 및 성장은 나타나지 않았으나[1], 산소 발생 경우 Fig. 4와

같이 외부부식층은 각 원소의 산화물이 띠 형성을 나타내고, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다.

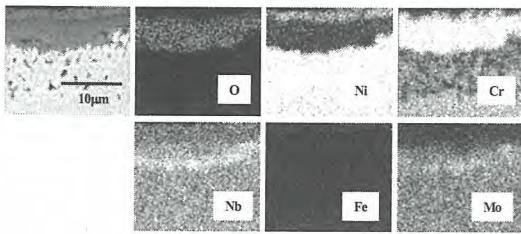


Fig. 3. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Inconel 625 specimen corroded at 650°C, Ar-10%O₂ for 4 cycles.

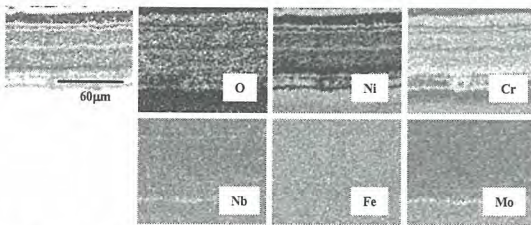


Fig. 4. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Inconel 625 specimen corroded at 650°C, Ar-10%O₂ for 12 cycles.

Fig. 5는 thermal cycle의 횟수가 적을 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Inconel 600 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층이 입계부식 형태로 성장하는 것으로 보이는 반면에[1], 산소 발생 경우 Fig. 5에서 보는 바와 같이 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다.

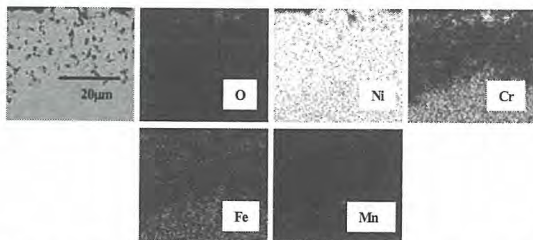


Fig. 5. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Inconel 600 specimen corroded at 650°C, Ar-10%O₂ for 4 cycles.

Fig. 6은 thermal cycle의 횟수가 클 때 산소가스가 발생하는 분위기에서의 Inconel 600 시편의 표면부식층의 단면조직과 원소분포도를 나타낸 것

이다. 산소가스의 발생이 없을 때는 내부부식층이 thermal cycle의 횟수가 적을 때와 같이 입계부식형태로 성장하는 것으로 나타났으며[1], 산소 발생 경우 Fig. 6와 같이 외부부식층은 주요 원소의 산화물이 간헐적인 띠 형성을 나타내고, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다.

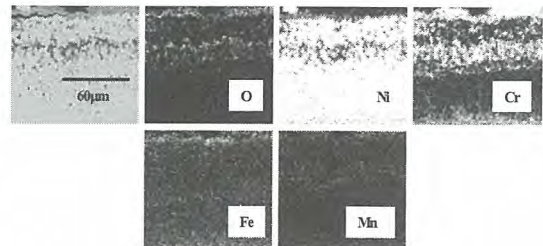


Fig. 6. Cross-sectional SEM image and elemental maps of Inconel 600 specimen corroded at 650°C, Ar-10%O₂ for 12 cycles.

3. 결론

연구의 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다. Haynes 263은 thermal cycle 횟수가 증가하고 산소가스가 발생하는 경우 외부부식층은 혼합적이고 간헐적인 주요원소산화물로 형성되었으며, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다. 반면, Inconel 625는 thermal cycle 횟수가 증가하고 산소가스가 발생하는 경우 외부부식층은 각 원소의 산화물이 띠 형성을 나타내고, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다. 아울러 Inconel 600은 thermal cycle 횟수가 증가하고 산소가스가 발생하는 경우 외부부식층은 주요 원소의 산화물이 간헐적인 띠 형성을 나타내고, 내부부식층은 국부부식형태로 성장하는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] 조수행 외, 2011 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회 논문요약집, pp.175-176 (2011).
- [2] S.H. Cho, J.M. Hur, C.S. Seo and S.W. Park, J. Alloys Compd., 452, 11 (2008).

PRIDE 고효율전해정련장치의 원격 취급성 평가

정정환, 박성빈, 이성재, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

iwjcong@kaeri.re.kr

1. 서론

공학규모 파이로 공정시험(PRIDE; PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration)시설 전해정련 공정장치는 고효율 전해정련장치, 염증류장치, 염이송장치, 우라늄 잉곳장치 삼염화우라늄 제조장치 등이다. 장치 중 고효율 전해정련장치는 사용후핵연료의 93%를 차지하는 우라늄을 고순도로 회수하는 파이로 핵심공정장치로서, 현재 길이가 40m, 높이가 6m인 알콘 가스로 충전된 기밀형 셀에 설치되어 있다. 셀 가동 중에는 내부로 작업자의 접근이 불가능하여 원격취급수단에 의해서만 수행되어야 한다. 따라서 PRIDE 셀 전면에 설치되어 있는 기계식 원격 조작기를 이용하여 본 장치에 대한 원격 취급성 평가를 수행하였다.

2. 본론

고효율 전해정련장치의 원격운전에 관하여 모터를 기본으로 특별한 메커니즘으로 자동화 조업을 가능하게 하는 방법도 있지만, 유지보수 상황에는 작업자가 접근이 불가능하기에 대부분 부분적으로 기계식 원격 조작기를 이용하여 조업을 하는 것을 기본으로 설계, 제작 되었다. 우라늄 전착물 이송관 시스템은 우라늄전착물이 전해조 스크래퍼로 통하여 외부로 전착물을 배출시키도록 설계 제작되었다. 시스템 가동 중에는 상부 모터의 동력으로 상하 구동하여 버킷내 담겨진 전착물이 이송, 배출되도록 구성하였고 상부로 축 이동시 샤프트의 높이를 제한하기 위해서 무한궤도 체인 이동방식으로 제작 되었다. 이러한 이동 배출시스템에 응용된 염이 전해조의 온도 하강으로 굳거나, 장기 사용으로 누적물이 버킷 사이 고착상태로 작동불능이 되면 해체하여 보수할 수 있어야 한다. 버킷 이송시스템 중 모터 전기공급 연결 라인은 분리가 용이하지만, 연결은 기계식 원격조작기의 그리퍼의 시야를 벗어나지 않도록 각도를 조정하는 것이 필요하다. 또한 전해조 부분과 시스템간의 원격 분리 부착이 상당히 어려

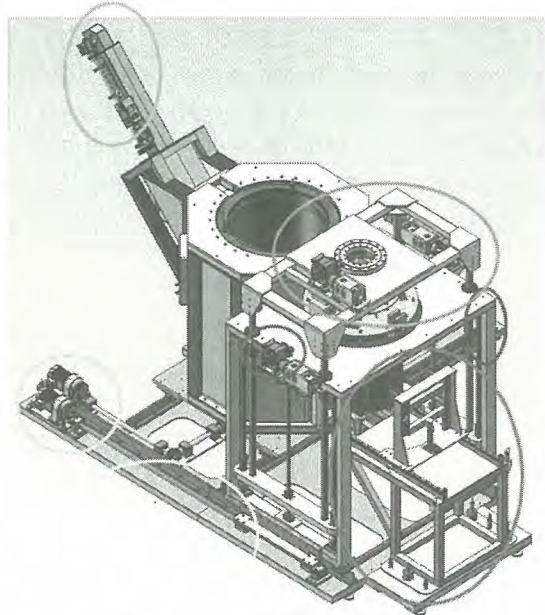


Fig. 1. Electrorefiner of 3D model.

운 상태이므로 이를 해결하기 위해서는 시스템을 두 개의 모듈로 나누어 상부와 하부의 연결을 레일형태로 교체하는 것도 해결 방법중 하나이며, 크레인과 연계하는 전용공구의 개발도 필요하다. 전극 어셈블리를 이동시키는 프레임 하단에 위치한 모터의 원격 취급성은 현재의 수동공구를 사용하여 조업할 수 없는 것은 아니지만, 전용 에어 임팩텐치 사용하면 작업자의 피로도는 상당히 경감이 될 것이다. 리프트 시스템의 상부 모터는 작업자의 시야를 벗어나 기계식 원격조작기로 조업이 불가능하기에 BDSM (Bridge Transport Dual Arm Servo-Manipulator)을 이용하여 교체가 가능한지 파악하고 필요에 따라 전용공구를 개발, 제작하여 유지보수 및 원격 취급성 평가를 해 보아야 한다. 모터의 전원공급라인들이 리프트 프레임 등에 눌리지 않고 쉽게 탈,부착이 가능토록 개선이 필요하며, 유지보수용 전용도구도 필요하다. 또한 리프트 시스템이 전극 어셈블리를 리프트 상부로 견인하여 이동 시 무게중심이 윗면에 위

치되고 전면부 하단에 하나의 축이 볼스크류로 작동되고 있어서 좌우 직선운동시 힘의 비대칭으로 인한 이동 중 앞뒤 불안정감이 발생하므로 원활한 이동 및 원격 취급성을 위해 후면에 래크와 피니언 방식의 이송축의 보강장착도 필요하다. 또한 각 연결 커넥터 및 열전대의 유지보수방식도 기계식 원격조작기 그리퍼를 고려하여 수정 보완이 필요하며, 장치 전체 공급전선의 조업시 안전을 위해서 프렉시블로 보호하는 것도 필요하다. 또한 각종 라인들의 구별을 위해서 육안으로 식별이 가능하게 라인별 칼라페인팅과 인식표도 필요하다. 바닥프레임 전면 및 가장자리에 부착되어 있는 전선판도 유지보수상 원격취급은 불가하므로 개선이 시급히 요구된다.

3. 결론

기계적 원격조작기를 이용하여 고효율 전해정련장치에 대한 원격성 취급 평가를 수행하여 PRIDE 고효율 전해정련장치를 조작하는데 필요한 개선점 등을 확인할 수 있었다. 전원공급라인, 열전대 등의 취급 용이성을 위한 개선 방안, 전극 취급장치의 애노드 카트리지를 탈부착 장치에 대한 원격 조작 방법에 대한 개선 방안 등에 대한 검토를 수행하였다. 이로부터 향후 BDSM과 병행하여 사각지대의 원격취급, 캐소드의 유지보수 및 교환, 전착물 이송시스템, 전극 취급장치, 이송프레임 등을 분리 조립하고 셀 내/외부로 크레인과 병행한 원격 취급 운전성에 대한 평가, 그리고 반복적인 원격성 취급평가를 통한 전용공구의 개발이 필요함을 도출할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 김정국 외 “ HT 전해정련 시스템개발에 관한 연구 ” KAERI/RR-XXX 2009 (2009).
- [2] 이한수 외 “ PWR 사용후핵연료 부피감용 기술개발 ” PP. 1-15 (2012).

전류 인가 조건과 우라늄 전착물 형성에 관한 연구

이성재, 황성찬, 송문범, 정정환, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

leesungjai@kaeri.re.kr

1. 서론

건식 파이로 프로세스는 사용후 핵연료에 포함되어 있는 순수한 우라늄 및 TRU 등 유용한 원소를 회수하여 재활용하기 위해 오랫동안 연구되어 왔다. 특히 파이로 프로세스의 핵심 공정인 전해정련은 사용후 핵연료 내에 포함된 다량의 우라늄을 회수하는 공정으로, 우라늄의 회수율 및 순도를 높이기 위하여 꾸준히 연구되어 왔다 [1]. 한국원자력연구원에서는 전해정련 장치의 고효율화, 고용량화를 위해 많은 연구를 수행하였으며, 최근 50 kgU batch⁻¹ 용량의 PRIDE 전해정련 장치를 개발하였다.

우라늄을 회수하는 전해정련 공정에서 처리량(throughput)은 정련반응시스템에 인가되는 총 전류량에 의해 결정되기 때문에 처리량을 증대시키기 위해서는 높은 전류를 인가하여야 한다. 그러나 인가하는 전류에 의해 형성되는 전착물의 형태가 달라진다고 보고되는데 [2], 생성되는 전착물의 형태 및 크기는 고효율 전해정련 장치의 자발탈리(self-scraping) 특성 및 후속공정인 염증류 공정에 영향을 미친다.

따라서 본 연구에서는 전류 인가조건에 따른 우라늄 전착물의 형태에 대한 정량적 분석을 수행하였다. 이를 위해 먼저 여러 전류밀도 정전류 조건에서 얻어진 전착물 분석을 통하여 전류밀도에 따른 전착물의 크기 및 형태를 정량화 하였다. 또한 다양한 전류 펄스에서 전착물을 형성하여 전류 펄스와 전착물에 대한 형태에 관한 연구를 수행하였다. 이를 통하여 고효율 전해정련반응기의 최적 운전조건을 도출하였다.

2. 실험방법

본 실험은 전류 인가 조건과 전착물의 형태에 관한 정량적 분석을 위해 소형 전해정련 장치에서 수행하였다. 소형 전해정련 실험 장치는 Fig. 1과 같다. 우라늄 pellet을 포함하는 anode를 대전극(counter electrode)으로 순수한 우라늄이 전착

되는 cathode를 작업전극(working electrode)으로 사용하였으며, 전해질은 LiCl-KCl 용융염을 사용하였다. Cathode의 경우 균일한 전기장 형성을 위해 평면 stainless steel 전극을 사용하였다. 기준전극(reference electrode)은 Ag/AgCl (1wt%)을 사용하였다. 초기 정련운전을 위해 LiCl-KCl 용융염에 UCl₃의 농도는 3wt%로 유지하였다. 모든 실험은 수분과 산소의 영향을 최소화하기 위하여 glove box 내에서 수행되었다.



Fig. 1. Cell configuration used in this work.

3. 결과 및 고찰

3.1. 전류밀도 영향

Fig. 2는 여러 전류밀도에서 측정된 전위변화 곡선이다. 일반적으로 알려진 바와 같이 전류 밀도가 클수록 더 많은 과전압(overpotential)을 나타내고 있음을 알 수 있다. 또한 cathode의 경우 전착물이 성장함에 따라 과전압이 변화함을 알 수 있다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 낮은 전류밀도에서 과전압의 크기 변화가 가장 큰 것으로부터 저전류에서 형성되는 전착물이 큰 면적변화를 유발하고 있음을 알 수 있다.

일반적으로 우라늄 전착물의 형태는 전류밀도에 따라 변하는데, 고전류에서는 각형으로 성장하고

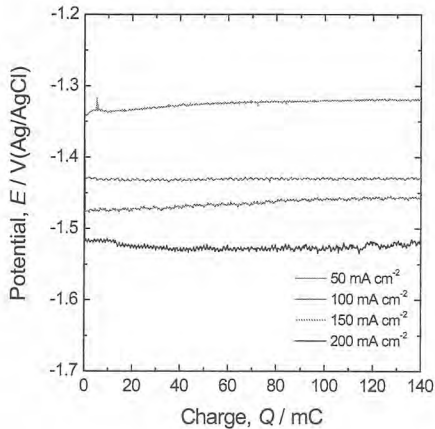


Fig. 2. Potential transient measured during electrorefining at different current densities.

저전류에서는 whisker 형태로 성장한다고 알려져 있다 [3]. 전류 밀도에 따른 전착물의 크기 및 형태를 확인하기 위하여 3차원 입체 현미경을 사용하여 전착물의 형태 및 크기를 분석하였다.

3.2. 전류 펄스 영향

균일하고 조대한 전착물을 얻기 위해서 전류 펄스를 이용한 전해정련 방법이 연구되고 있다 [2]. Fig. 3은 본 연구에서 수행한 전류 펄스를 나타내고 있다.

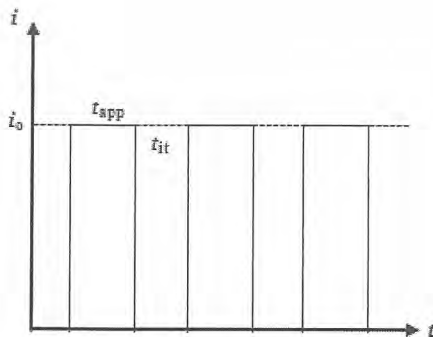


Fig. 3. Current pulse applied to the electrochemical cell.

전류 펄스가 전착물 형상에 미치는 영향에 대한 연구를 위해서 인가시간 (t_{app}), 펄스 간격 (t_{it})을 조정해 가면서 전착물의 형상 변화를 3차원 입체 현미경을 사용하여 분석하였다.

4. 결론

본 연구는 인가 전류의 크기 및 형태에 따른 전착물의 형상에 관한 연구로, 전류밀도에 따라 전착물의 크기 및 형태가 많은 영향을 받고 있음을 확인하였다. 이 결과는 고효율 전해정련반응기의 최적 운전조건 결정하는데 활용될 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

- [1] 강영호, 양역석, 황성찬, 이흥기, Applied Chemistry, Vol.2, No.1, pp.508-511, 1998
- [2] T.C. Totemeier, ANL/ED/CP-100464, 2000.
- [3] 강영호, 황성찬, 안병길, 김응호, 유재형, 한국공업화학회지, Vol.15, No.5, pp.513-517, 2004.

염증류장치의 성능향상 연구

권상운, 박기민, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

전해정련 공정에서는 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 분리하며, 회수된 우라늄 전착물은 텐드라이트 형상의 작은 크기이며, 많은 양의 공용염이 함유되어 있다. 회수된 우라늄은 우라늄 잉곳으로 제조하여 핵연료의 성분 조정 등의 목적으로 재사용시까지 보관한다. 따라서 잉곳제조 전에 우라늄전착물에 남아 있는 공용염을 제거하여야 한다. 공용염 제거에는 진공증류의 방법이 보통 사용되나 전해정련에서 발생한 우라늄 전착물의 공용염을 모두 진공증류하기 위해서는 고온에서 장시간 조업해야하는 어려움이 있다[1]. 미국, 일본 등에서는 전해정련과정에서 발생한 우라늄 전착물로부터 공용염을 제거하기 위해 캐소드 프로세서(Cathode Processor)라 불리는 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다[2]. 이 장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공냉식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공용염 회수도가니를 두어 증발된 공용염을 응축 회수한다.

본 연구에서는 전해정련공정에서 발생한 우라늄 전착물에 잔류하는 공용염을 진공증류에 의해 분리하는 진공증류장치의 성능을 향상시키기 위한 여러 방안을 강구하고 검토하였다.

2. 본론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공용염을 분리하기 위해 그림 1과 같은 진공증류 장치를 사용하며, 본 연구에서는 염증류장치의 성능에 큰 영향을 주는 요소들을 검토하였다.

염의 진공증류 과정에서는 염의 증발, 이동(물질전달) 및 응축의 3단계 과정으로 이루어진다. Kwon 등은 생성된 증기의 이동이 이들 세 단계들 중에서 가장 중요하며, 총괄 염증류 속도에 가장 많은 영향을 미친다. 따라서 증류 도가니 및 증류탑 내부설계(geometry) 시 물질전달이 주요

설계 인자로 고려되어야 한다고 보고하였다[3].

본 연구에서는 증발된 염증기의 이동속도 향상을 위하여 다공성의 도가니 사용을 제안하였다. 다공성 도가니를 이용함으로써 증발된 공용염 증기가 상부로부터 빠져 나가지 않고, 바닥과 옆면을 통해서도 이동할 수 있다. 다공성 도가니의 이용에 따른 다른 장점은 액체상태의 염이 기공을 통해 빠져 나감으로써 염의 분리 속도를 향상시킬 수 있다는 점을 들 수 있다.

염의 증발량을 늘리기 위한 또 다른 방법으로 증발표면적이 커져야 하며, 이를 위해 도가니의 단면적이 커져야 한다. 그러나 이를 위해서는 증류탑의 내경 또한 커져야 하며 증류탑의 단면이 커지기 위해서는 제작비용이 매우 커지며, 벽면을 가열하여 증류탑 중앙까지 열이 전달되기 위해 외벽의 온도를 높이는데 한계가 있다.

반면 그림 2에서처럼 증류탑의 높이를 늘리고 도가니를 다단으로 적층함으로써 증발표면적을 현저히 넓힐 수 있다.

염증류장치의 성능 향상을 위해 증발속도를 늘리는 방법과 더불어 도가니의 장착과 탈착을 위한 냉각시간의 단축을 들 수 있다. 세계적으로 염의 증류장치는 자연 냉각 방식에 의존하여 도가니를 교체하며 전체 염증류공정에 있어서 가장 많은 시간이 소요된다.

본 연구에서는 강제 냉각 방식을 도입하는 방안을 검토하였다. 강제냉각을 위해서는 증류탑 외벽과 히팅자켓 사이로 냉매를 흘려주거나 히팅자켓의 일부를 개방하여 증류탑 외벽이 외기에 노출되는 방법 및 이들을 조합하는 방식 등을 고려할 수 있다.

3. 결론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 잔류하는 공용염을 진공증류에 의해 분리하는 염증류장치의 성능 향상을 위한 연구를 수행하였다. 성능향상을 위해 다공성 도가니의 사용, 도가니의 다단 적층 및 강제 냉각에 의한 냉각시간 단축

등의 방법을 제안하였다. 이들 요소들이 잘 조합 되면 염증류장치의 성능을 크게 향상 시킬 수 있을 것으로 예상된다.

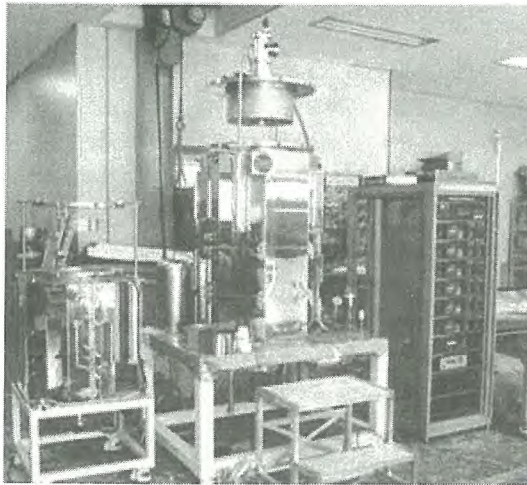


Fig. 1. Photograph of salt distillation system.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, J Radioanal Nucl Chem, 288, 789 (2011).
- [2] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).
- [3] S. W. Kwon, K. M. Park, H. S. Lee, and J. G. Kim, 방사성폐기물학회 2011 추계학술 발표회 논문요약집 pp187-188 (2011).

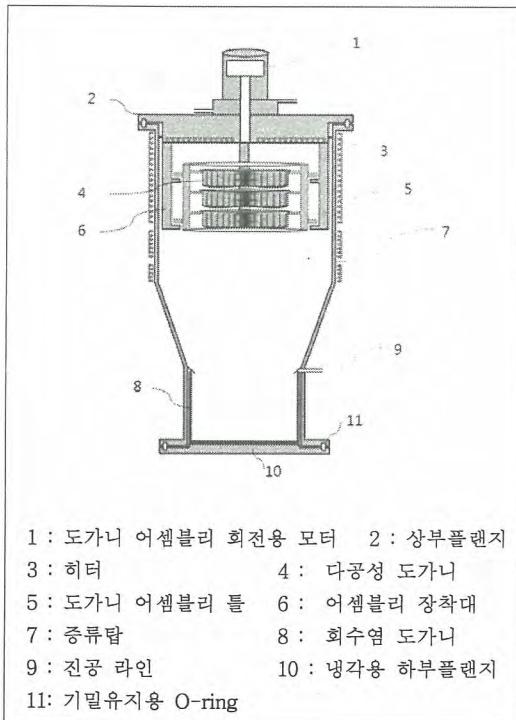


Fig. 2. Salt distiller equipped with multiple porous crucibles.

LiCl-KCl- UCl_3 salt 제조 및 잔류 카드뮴 제거방법

우문식, 진형주, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

mswoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼염화우라늄(UCl_3)은 LiCl-KCl 용융염계에서 전기화학적으로 우라늄 전해정련시 전극 간 전위안정화 및 순수한 우라늄금속을 전착시키기 위하여 전해정련조 전해질의 약 9wt%정도가 필요하다. UCl_3 제조방법은 동일한 반응기 내에서 비중차에 의한 salt 하단에 위치한 카드뮴(Cd) 금속층에 염소가스(Cl_2)를 공급하여 카드뮴 금속과 반응시켜 이염화 카드뮴(CdCl_2)를 제조한 다음 다시 카드뮴 층 상부에 위치하는 LiCl-KCl salt 층에 우라늄 바스켓에 있는 우라늄금속과 반응시켜 UCl_3 을 제조한다.[1] 상기 반응에서 우라늄 염소화 반응 후 발생하는 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 3mm인 quartz 튜브를 삽입하였다.

- Cd 염소화반응 : $\text{Cd} + \text{Cl}_2 \rightarrow \text{CdCl}_2$
- U 염소화반응 : $3\text{CdCl}_2 + 2\text{U} \rightarrow 3\text{Cd} + 2\text{UCl}_3$

제조된 LiCl-KCl- UCl_3 공융염에는 카드뮴 염소화 반응 후 잔존하는 카드뮴 및 카드뮴 화합물이 잔존하며 전해정련 공정에서 전극간 여러 가지 문제점을 발생시킨다. 따라서 본 연구는 제조된 공융염에 잔존하는 Cd와 Cd화합물을 제거하기 위하여 염소가스 공급을 중단 후 반응기내의 미 반응물의 반응을 완결시키기 위하여 교반 및 상압에서 증류를 시켰다. 그리고 잔류 CdCl_2 와 우라늄 금속과 반응 및 감압 증류 실험을 통하여 잔존 우라늄을 제거하였다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 실험

실험장치는 그림 1 과 같고 장치는 염소공급기, 염화물 제조 장치, 염이송장치, 펠렛제조장치, 배기체 흡수장치로 구성되어있다. 염화물 제조장치의 반응기는 내경이 80mm이고 높이는 250mm이

고 반응기 내부 하단은 원추형으로 제작되어 용융된 카드뮴이 반응기 중앙하부로 모이도록 하였다.

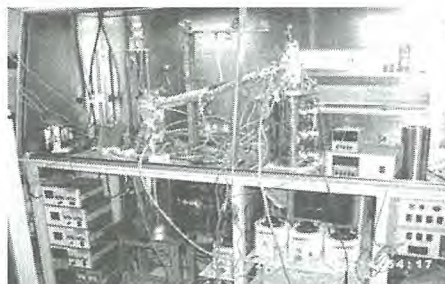


Fig. 1. Experimental equipment for making of uranium chloride.

시약은 Cd 금속과 LiCl-KCl salt 및 우라늄 금속을 각각 787g, 537g, 1,300g를 주입하여 600℃에서 제조하였다. 염화우라늄 제조를 위한 염소가스 공급속도는 불 타입의 기체유량계를 사용하여 300~400ml/min으로 공급하였다. 그리고 미반응기체의 배출관에 반응성을 측정하기 위하여 동일한 불 타입의 기체유량계를 설치하여 주입량과 배출량을 비교하여 반응성을 측정하였다. 제조반응은 72시간 동안 반응 시켰고, 반응시 주로 염소가스를 이용한 교반을 하였다. 그리고 제조된 LiCl-KCl- UCl_3 공융염은 반응기에서 새로운 반응기로 이송하여 600℃에서 13시간 교반상태에서 증발시켰으며, 그리고 우라늄 basket에 우라늄 금속을 넣고 미반응 잔류 CdCl_2 와 반응 시켰다. 마지막으로 600℃인 반응기에서 반응기 내부압을 60torr로 2시간 감압증류 시켰다. 각각의 잔류 Cd를 제거하기 위한 실험에서 잔류 Cd농도를 측정하기 위하여 2시간 간격으로 시료 채취하여 ICP 분석을 하였다.

2.2 실험 결과

600℃에서 카드뮴 및 우라늄의 염소화 반응의 반응성은 염소가스 유량계를 반응기 주입구와 배출구에 설치하여 측정결과 98%정도였다. 제조된 LiCl-KCl- UCl_3 salt에 잔류하는 Cd 금속은 초기

에는 약 30,000ppm 정도였다. 600℃에서 상압에서 13시간 증류 실험 결과 초기 Cd 농도 기준하여 31% 감소하였으나 Cd 금속은 2wt%가 존재하였다. 이것은 LiCl_2 의 미 반응으로 볼 수 있다. 그리고 우라늄 금속 반응을 6시간 수행한 결과 초기 농도 대비 30% 감소하여 Cd 농도가 1.2wt% 존재하였으나 효과적인 제거 방법은 되지 못하였다. 그러나 Fig.2와 같이 600℃, 60torr에서 2시간 감압 증류 시킨 결과 Cd 잔류 농도가 200ppm 까지 감소함을 보였다.

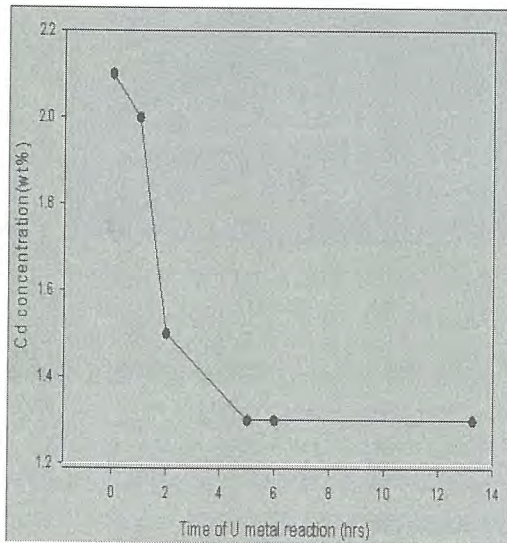


Fig. 2. Cd concentration in salt after reaction of residual CdCl_2 with U metal

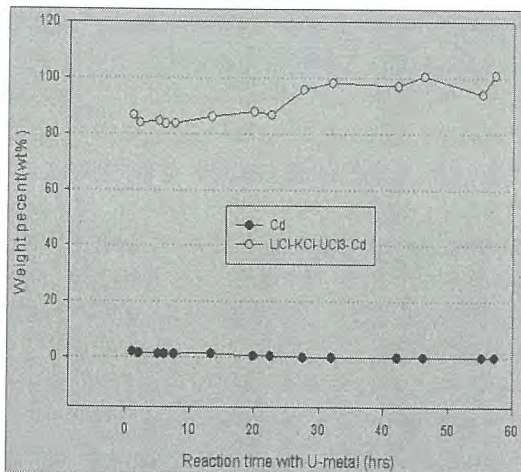


Fig. 3. Cd concentration in the final product by vacuum distillation at 600℃, 60torr.

3. 결론

UCl_3 제조를 위한 염소 반응시 염소화 반응은 약 98% 정도로 양호하였다. LiCl-KCl-UCl_3 공융 염에 잔존하는 Cd 금속을 제거하기 위하여 600℃에서 상압 증류방법으로 31% 감소하였고, salt 중에 잔존하는 Cd 농도는 2wt%이었다. 그리고 잔존하는 Cd 화합물과 우라늄 금속과 6시간 반응시킨 결과 30% 감소하여 Cd 농도는 1.2wt% 까지 감소시켰다. 그러나 600℃, 60torr에서 2시간 동안 감압 증류한 결과 200ppm 까지 감소함을 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.

PRIDE 염이송장치 설계 및 장치 특성

이성호, 이호세, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

shlee6@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE 염이송장치는 전해정련 반응후 전해정련반응기내 300kg, LiCl-KCl 공용용염을 감압 염이송한 후 염잉곳 분리장치를 이용하여 제조된 각각 약 10kg의 염잉곳들을 염잉곳 이송 bucket을 이용하여 전해제련 반응기로 이송하기 위해 설계 및 제작되어졌다. 고온에서의 염이송방법은 염이송 펌프에 의한 방법, 중력(gravity)에 의한 방법, 감압식에 의한 방법등이 있다. 이러한 염이송 방법중 염이송펌프에 의한 방법이 다른 방법에 비해, Impeller 회전속도를 조절함으로써 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 또한 재현성이 우수하여 가장 좋은 염이송방법으로 분석되어졌다[1,2]. 그러나 고온에서의 고온 펌프 재질의 부식성등 국내의 고온 염이송펌프의 제작이 불가하여 전해정련-제련 연계 염이송방법으로 감압식 염이송 방법을 선정하였다.

본 연구에서는 PRIDE 공학규모 전해정련-제련 연계 염이송기술 개발을 수행하기 위하여 PRIDE 염이송장치를 설계 및 제작하였다.

2. 본론

2.1 PRIDE 감압식 염이송 장치 특성

고온의 LiCl-KCl 공용용염계에서 전해정련반응기에서 U를 전해정련하는 전기화학적 반응을 종료한 후 후속 공정인 전해 제련 반응기로 용융염을 이송하기 위한 PRIDE 염이송 실험 장치를 설계 및 제작하였다. 본 PRIDE 염이송장치의 설계 기준은 전해 제련반응기의 용량이 60kg 임을 고려하여 1cycle 당 염이송 처리용량을 60kg로 설계하였고 10kg 용량의 염잉곳 몰드 6개를 이용하여 turn table 방식으로 이동하여 감압 염이송된 염을 제조한 후, 염잉곳 분리장치로 이동하여 몰드용기로부터 염잉곳을 분리하여 염잉곳 장치 및 이송 장치를 이용하여 전해 제련조로 이동하도록 설계 및 제작하였다.

PRIDE 염이송 장치는 염잉곳제조 장치, 염잉곳 분리 장치 및 염잉곳 장입/이송장치로 구성되어 있다. PRIDE 염이송장치는 LiCl-KCl 공용용염의 강한 부식성과 조해성 때문에 장치는 PRIDE Ar cell내에 설치되어 있다. PRIDE 염이송장치 3D 도면은 Fig. 1에 나타내었다.

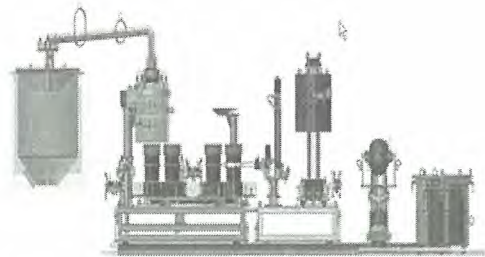


Fig. 1. 3D drawing of PRIDE salt transporter.

2.2 PRIDE 감압식 염이송 장치 반입 및 설치

PRIDE 염이송 장치는 전해정련 반응 후 감압 염이송을 위해 ER 반응기 상단 플랜지에 염이송관을 체결하기 위해 약 1.6m 정도 base plate에 설치된 rail을 이용하여 전해정련장치로 이동한다. 이를 위해 PRIDE 염이송장치를 Ar cell내 반입하기전 base plate를 Ar cell내 선 반입하여 설치하고 Ar cell 내 수평작업을 수행한 후 염이송장치를 반입/설치하였다. Ar cell내 설치된 PRIDE 염이송장치는 Fig. 2에 나타내었다.

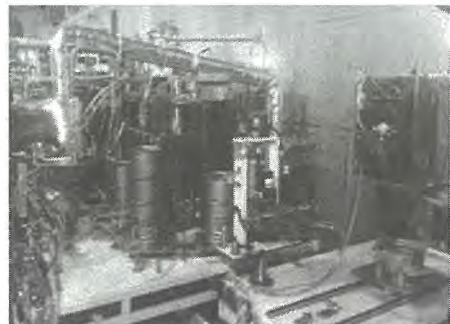


Fig. 2. PRIDE salt transporter installed in Ar cell.

PRIDE 시설내 Ar cell 내 장치 반입은 Fig. 3
에서와 같이 Large transfer rock을 이용하여 반
입되었고 Ar cell 내 설치된 Crane을 이용하여
셀내 염이송 장치 설치 위치로 이동되었다.



Fig. 3. Carrying in apparatus through large transfer rock.

2.3 RIDE 감압식 염이송 장치 feedthrough 설치 및 장치 성능 시험

PRIDE 염이송장치를 Ar cell 내 염이송장치 반
입 및 설치후 Ar cell 내에 설치된 feedthrough를
이용하여 장치 배선, 배관 및 utility line등의 설
치 작업을 Fig. 4와 같이 수행하였다. Feedthr-ou
gh 설치후 염이송장치내 설치된 heating 장치들
의 온도를 승온 제어함으로 장치의 성능을 확인
하였고, 또한, 진공펌프를 작동하여 진공챔브내
압력이 10^{-2} atm 이하로 유지됨을 확인하였다.



Fig. 4. Feedthrough installation in Ar cell.

3. 결론

본 연구에서는, 고온의 LiCl-KCl 용융염계에서
전해정련반응기에서 U를 전해정련하는 전기화학
적 반응을 종료한 후 후속 공정인 전해 제련 반
응기로 용융염을 이송하기 위한 PRIDE 감압식

염이송 실험 장치를 설계 및 제작하였고, PRIDE
시설 Large transfer rock을 이용하여 Ar cell 내
염이송장치를 반입 및 설치하였다. 또한, Ar cell
내외에 설치된 Feedthrough를 이용하여 장치 배
선, 배관 및 utility line등의 설치 작업을 수행하
였다. 장치 설치후, 염이송장치내 설치된 heating
furnaces의 승온 및 진공장치의 감압 시험을 수행
함으로 염이송장치의 성능을 확인하였다. 앞으로,
PRIDE 염이송 장치의 blank 시험 및 원격 운전,
유지 보수 시험을 수행함으로 PRIDE 감압식 염이
송 장치를 개선하고, PRIDE 염이송장치를 이용한
Salt를 이용한 염이송 실험을 수행함으로 전해정련
-제련간 감압식 고온 염이송 기술을 개발하여, 연
계 염이송 운전 체계를 구축할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] T. Hijikata and T.Koyama., J. of Engineer-
ing for Gas Turbine and Power., Vo131
JULY 2009.
- [2] B. Hanson et al., "Pyrochemistry: A Program
for Industrialization" Proceeding of GLOB-
AL, 2003, New Orleans, Nov.

프라이드 RAR 공정장치의 설계, 목업시험 및 제작 설치

심준보, 김지용, 김택진, 김가영, 김시형, 정재후, 김광락, 안도희, 이한수, 백승우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nibshim@kaeri.re.kr

1. 서론

지속 가능한 에너지원의 확보를 위한 미래 원자력시스템의 완성 및 사용후핵연료의 감용에 반드시 필요한 파이로 공정(Pyroprocessing) 기술은 경제성을 제고하고 방사선 안전에 대한 신뢰성을 높이려면 고준위폐기물에 들어가는 악티늄족 원소의 양을 최소화시켜야 한다. 전해제련 공정에서 나오는 폐 용융염으로부터 악티늄족 원소를 최대 회수하기 위해 사용하는 “잔류악티늄족 회수(RAR; Residual Actinides Recovery)” 공정 및 장치를 한국원자력연구원에서 개발하였다[1]. LCC 전해 및 $CdCl_2$ 산화제를 활용하여 악티늄족의 잔류농도를 0.01 wt% 이하로 감축시키는 방법을 실험실 규모의 장치 시험을 거쳐 확립하였으며, 앞으로 이 기술이 실용화되기 위해서는 실제 악티늄족 원소(TRU)를 이용한 검증시험 및 장치의 규모가 확장된 공학규모의 원격장치 기술의 확보가 뒤따라야 한다.

본 논문에서는 공학규모 RAR 공정장치의 확립에 필요한 PRIDE 시험시설의 아르곤 셀에 설치되는 “프라이드 RAR 장치”의 사양, 설계, 3D 검증시험, 목업시험, 제작 및 프라이드에 설치 등 일련의 RAR 장치 구축에 관련된 수행 내용을 요약하였다.

2. 본론

2.1 RAR 장치 개요, 설계, 목업시험 및 제작

PRIDE RAR 장치는 전해제련 공정 후 공융염에 소량으로 잔류하는 악티늄족 원소(U 및 TRU)를 LCC(Liquid Cadmium Cathode; 액체카드뮴 음극)에 전착시켜 회수하고, 이 때 함께 전착되는 희토류 금속(Rare earths)은 $CdCl_2$ 산화제를 넣어 염화물로 만든 뒤 용융염 속으로 다시 나오도록 하는 장치이다. RAR 장치에서 사용하는 LiCl-KCl 공융염 및 Cd의 양은 각각 80 kg 및 10 kg이다. 이 장치는 PRIDE 시설의 Ar-cell 내에서 MSM(Master Slave Manipulator), BDSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 및

크레인을 이용하여 운전할 수 있도록 장치의 “원격 운전 및 유지·보수” 개념을 반영하여 제작되었다. 장치가 운전 중 고장이 났을 경우 셀 외부로 반출하여 유지 및 보수가 용이하도록 가급적 장치 및 모든 부품들은 모듈화를 하였다. 따라서 위의 요건을 만족시켜 줄 수 있도록 PRIDE RAR 장치를 설계하였다(Fig. 1). 3D 모델 툴로 장치의 운전성능을 모의 검증하였으며(Fig. 2), Mock-up용 장치의 제작 및 2차례에 걸쳐 목업시험을 수행한 후(Fig. 3,L) 이로부터 도출된 장치의 미비점을 개선 및 보완하여 실제 장치를 제작하여 아르곤 셀에 설치하였다(Fig. 3,R).

2.2 RAR 장치의 구성 및 사양

PRIDE RAR 장치의 주요 구성품은 Frame assembly, Furnace assembly, 전해조 assembly, Flange assembly, LCC crucible assembly, LCC 교반기 assembly, LM guide assembly, 도가니 수직/수평 이송 및 회전장치, LCC 도가니 운반 모듈, LCC 도가니, Cd 안전용기, 전원 커넥터 assembly, Control panel, 전극 거치대, Flange 거치대 등이다. RAR 장치의 사양은

- Batch당 처리 용량: LiCl-KCl 공융염 80 kg 및 Cd 10 kg
- 장치 크기: H(높이) 1,996, W(두께) 1,431, L(길이) 1,749 mm
- LCC 도가니(알루미늄)의 크기: OD 175, ID 150, H 150 mm
- Cd 안전용기(STS)의 크기: OD 230, ID 220, H 100, T 2 mm
- 장치의 주요부 재질: 용융염 반응기의 경우 스테인레스 강(SUS), 용융염과 직접 접촉이 없는 구조물이나 히터 외부는 알루미늄을 사용.
- 장치의 구동 방법: MSM, BDSM 및 크레인에 의한 원격 운전성 확보
- Control panel의 크기: H 1810, W 580, L 580 mm이며, 색상은 회색
- 가열로에 사용되는 전원: 220 V, 3상, 100 A

- 전해용 Potentiostat 전원: 220 V, 30 A이고, CV에 의한 모니터링용 Potentiostat에 사용되는 전원은 220 V, 2 A.

PRIDE RAR 장치의 특징은 운전 효율을 극대화시키기 위해 간단히 LCC 교반기 어셈블리만 교환하여 LCC 전해제련 장치와 상호 교체·운전(Switching)이 용이하도록 구성하였다.

2.3 RAR 장치의 운전 및 조작

PRIDE 전해제련 운전을 종료한 뒤 전해제련조의 공용염에 잔류하는 악티늄족 원소(U/TRU)를 회수하기 위해, Cd가 담긴 LCC 도가니 및 이중 날개 LCC 교반기를 전해조에 장입하고 전류밀도 $10\sim100\text{ mA/cm}^2$ 사이에서 전류의 양을 순차적으로 낮춰가며 전해하여 U(TRU도 고려)를 LCC에 전착시킨다. LCC에 U(TRU)와 함께 전착된 원하지 않는 희토류 금속(RE)은 용융염 속에 CdCl_2 산화제를 넣어 금속 염화물로 만들어 용융염으로 다시 나오도록 산화시킨다. U(TRU)를 회수한 후 희토류금속 염화물만 남은 공용염은 염폐기물 처리 장치로 이송하고, 회수된 U(TRU)가 들어있는 Cd 잉곳은 Cd 증류장치로 이송하여 RAR 운전을 종료한다.

PRIDE RAR 장치의 작동 방법은 수동과 반자동 방법을 사용할 수 있으며, 제어반(Control panel)에서 작업 공정에 적절한 수동 및 반자동 조작을 선택한 뒤 실행한다. 또한, 이동식 조작 제어반(터치 패널)이 아르곤 셀 창(Window) 옆에 보조로 설치되어 있어 장치가 작동되는 상황을 바라보면서 운전 및 조작이 가능하다.

3. 결론

프라이드 RAR 장치는 전해제련 공정에서 나온 폐 용융염에 남아있는 악티늄족 원소를 최대한 회수하는 공학규모 시험 장치이다. RAR 장치는 PRIDE 아르곤 셀 내에서 폐 용융염을 약 80 kg 처리할 수 있는 용량으로 설계되었다. 이 장치는 아르곤 셀에서 MSM, BDSM 및 크레인을 이용한 원격 운전, 취급 및 고장 시 유지보수를 고려하여 모듈형태로 설계 및 제작되었다. 원활한 원격 조작성을 확보하기 위해 Solidworks에 의한 설계 및 3D 검증시험을 하였다. 목업시험 장치를 제작하고 2차에 걸친 시험을 수행한 후 개선 및 보완하여 프라이드 아르곤 셀에 RAR 장치를 설치

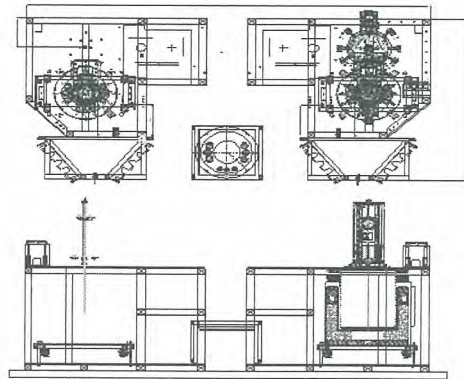


Fig. 1. Design of RAR equipment.

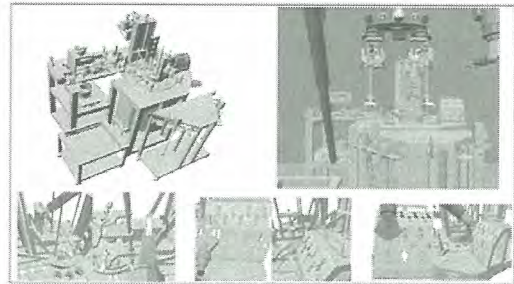


Fig. 2. 3D validation test of RAR equipment.

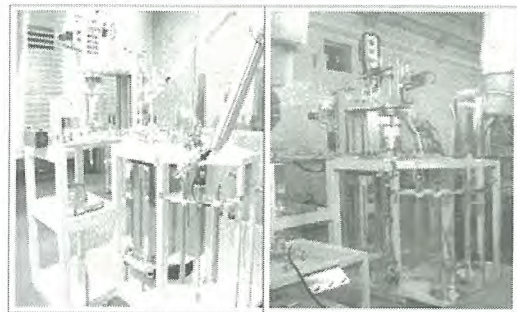


Fig. 3. Mockup test(L) and RAR equipment(R).

완료하였다. 현재 가동 전 예비시험 (Blank test) 단계를 진행하고 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 심준보 외, “염화물 용융염에서 잔류 악티늄족 원소의 회수방법”, 대한민국 특허등록 제 10-1047888호, 2011.

LCC 반응용기 재료에 대한 연구

김지용, 김택진, 김가영, 정재후, 김광락, 심준보, 안도희, 백승우
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

kiv82@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력에너지는 자원문제를 해결하기 위한 친환경적인 에너지원으로 각광받고 있다. 그러나 이에 따른 부산물인 사용후핵연료의 처리문제도 함께 발생하고 있다. 이러한 문제점을 해결하기 위한 사용후핵연료 재활용기술의 하나로 검토되고 있는 파이로 프로세스는 기존의 처리기술에 비해 핵비확산성이 상대적으로 높으며 경제적이란 이유로 사용후핵연료를 환경 친화적으로 관리하기에 적합한 기술로 인식되고 있다. 파이로 프로세스의 전해제련(electrowinning)공정 중 액체 카드뮴 음극(Liquid Cadmium Cathode, LCC)을 이용한 공정은 500℃이상의 고온에서 전착이 이루어지므로 도가니와 전착물간의 화학적 반응으로 분리가 잘 되지 않아서 도가니의 재사용이 불가능함으로 인해 많은 폐기물이 발생하기 때문에 이를 해결할 수 있는 LCC 도가니 소재의 개발이 필요하다.

본 연구에서는 Al_2O_3 , MgO , ZrO_2 , Y_2O_3 , SiC 를 도가니의 소재로 선정하고 이 소재들의 열역학적 자료를 확보하고 도가니의 안정성과 반응성 실험을 수행하여 전해제련 공정폐기물을 줄이고자 하였다.

2. 본론

Fig.1은 이 실험을 위해 다양한 소재로 제작한 LCC 반응용기를 나타내었다. 일반적으로 사용하는 용기는 Al_2O_3 이며 SiC 는 Al_2O_3 에 비해 기계적 강도가 커서 용기의 소재로 선택하게 되었고 통전을 방지하기 위해서 다공성으로 제작하였다. 뿐만 아니라, Y_2O_3 와 boron nitride (BN)도 LCC 도가니와 전착물사이의 분리를 돕기 위한 코팅제로 고려하였다.

이 실험은 산소와 수분의 농도가 5ppm 이하, 아르곤 가스 분위기로 되어 있는 글러브박스에서 수행되었으며 사용된 전해조는 열전대, 교반기, reference electrode(Ag/LiCl-KCl-1wt% AgCl),

anode(uranium basket), cathode (liquid cadmium with a Mo lead wire), electrolyte ($LiCl-KCl-UCl_3$)으로 구성하였다. 우라늄 전착실험 중 생성되는 우라늄 dendrite를 제거하기 위해 mesh형 LCC구조를 사용하였으며, 전류밀도는 100 mA/cm², 교반은 100 rpm이었다. 각 반응용기의 재료에 따른 전착물과의 분리시험은 미리 STS재질로 제작한 컵 모양의 용기에 LCC 반응용기를 뒤집어 가열 후 전착물과 용기가 잘 분리되는지 관찰하였다.

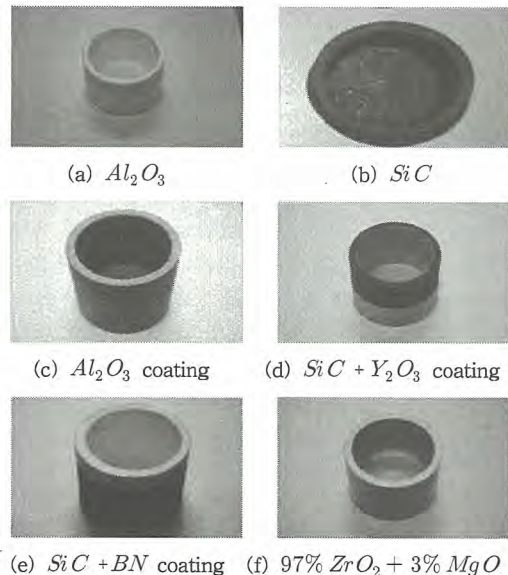
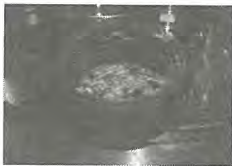


Fig. 1. Photographs of LCC crucible made from various materials.

3. 결론

실험을 수행하면서 몇몇 반응용기에서 문제점들이 파악되었고 Fig.2에는 전착물과 분리 후의 도가니의 그림을 나타내었다. 우선 Al_2O_3 와 $SiC + Y_2O_3$ 코팅으로 제작된 용기는 냉각 시 발생하는 열충격으로 인해 깨지는 현상을 관찰할 수 있었으며, boron nitride로 코팅한 용기의 경우, 전착

물과의 분리가 잘 되었지만 코팅된 boron nitride 코팅막이 깨지는 현상을 확인할 수 있었다. 또한 SiC용기의 경우 다공성이기 때문에 표면이 거칠어 실험 중 우라늄 dendrite가 음극 도가니 외부로 잘 형성되고 전착물이 도가니 바닥에서 잘 떨어지지 않음을 확인할 수 있었다.

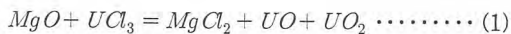
(a) Al_2O_3 

(b) SiC

(c) $SiC + BN$ coating

Fig. 2. Photographs of various crucibles after separation.

열충격에 의한 깨짐, 우라늄 dendrite 생성, 코팅막의 손상과 같은 문제점들을 파악하기 위해 실험에 사용된 LCC반응용기의 재료를 대상으로 HSC Chemistry를 통해 용융염내의 UCl_3 와의 반응을 Fig.3[1]에 나타내었다. 이 그래프를 통해 MgO를 제외한 도가니 소재들은 UCl_3 와의 반응성을 보이지 않으며, 오직 MgO만이 아래와 같이 UCl_3 와 반응을 한다.



또한 위에서 언급한 바와 같이 MgO는 UCl_3 와 반응을 형성하지만 97% ZrO_2 + 3% MgO를 혼합하여 제작한 용기의 경우, 일주일간의 UCl_3 와의 반응실험을 통해 반응을 보이지 않음을 확인할 수 있었으며, 기존의 Al_2O_3 용기에 비해 기계적 강도가 2배 정도 우수하다는 장점을 가지고 있다. 그래서 SiC 표면을 매끄럽게 하기 위해 Al_2O_3 로 코팅한 도가니와 97% ZrO_2 + 3% MgO 성분으로 제작된 도가니를 이용하여 추후 전착 실험을 수행할 예정이며, LCC 도가니와 전착물과의 분리가 용이하게 이루어질 것이라 기대된다.

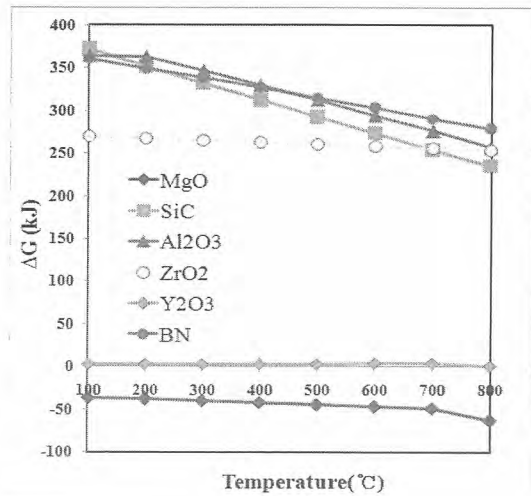


Fig. 3. Calculation of ΔG for the reaction of various shroud materials with UCl_3 using a HSC chemistry (Temp. range: 100–800°C).

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력 중장기 연구의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

[1] HSC Chemistry ver 6.0.

Pulse Voltammetry를 이용한 금속 수지상 성장 억제에 관한 연구

윤종호*, 김택진*, 김가영*, 안도희*, 김광락*, 심준보*, 정재후*, 백승우*

과학기술연합대학원대학교(UST), 대전광역시 유성구 가정로 217

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jhvoon@kaeri.re.kr

1. 서론

전해제련공정은 전해정련 공정 이후 LiCl-KCl 염에 잔류하는 우라늄과 악티나이드 원소들을 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 이용하여 회수하는 공정이다. 액체카드뮴을 사용하면, 우라늄과 악티나이드 원소들이 전착되는 전위가 매우 가까워 동시에 전착/회수 할 수 있으므로 핵확산 저항성이 큰 장점을 가지고 있다. 그러나 액체 카드뮴 음극을 이용하여 우라늄과 악티나이드 원소들을 회수 할 경우, 액체음극 계면에서 수지상 우라늄이 발생하여 음극도가니 외부로 성장한다. 이때 성장한 우라늄수지상(uranium dendrite)이 고체음극으로 작용하여 우라늄 전착만 계속 진행되며, 다른 악티나이드 원소의 전착/회수를 방해한다. 이러한 현상의 문제를 해결하기 위해 효율적인 액체음극 구조개발을 위한 연구와 실험이 활발히 진행되고 있다. 본 연구에서는 액체음극에 일정전류기(galvanostat)를 이용하여 지속시간이 극히 짧은 전류를 주기적으로 흘려주어 금속 수지상의 성장을 억제하는 방법을 개발하고자 하였다. 먼저 상온의 수용액상에서 금속 수지상의 성장특성을 알아보고자 우라늄과 카드뮴대신 아연과 수은을 각각 양극과 음극재료로 사용하였으며, 또한 LiCl-KCl 용융염 대신 ZnSO₄ 수용액을 전해질로 사용하였다.

2. 본론

본 연구를 위하여 제작된 실험 장치는 그림 1과 같으며, 주요 구성품은 투명한 아크릴전해조, 99.5%순도의 아연 양극(anode), 99.9%의 수은 음극(cathode), 직경 1mm의 백금 참조전극(reference)등이다. 음극은 수은(Hg) 254g을 투명 유리로 된 도가니 안에 넣고, 직경1mm 텅스텐 도선을 사용하였다. 전해질로 황산아연(ZnSO₄)

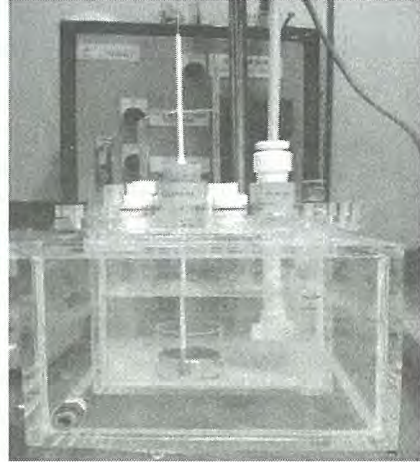


Fig. 1. Experimental apparatus.

1mol을 준비하였으며, 교반기(stirrer)는 실험 중에 100rpm을 유지하도록 하였다. 전극계면에서는 식 (1)의 전극반응이 일어난다.



먼저 일정하게 -1.485A의 전류를 펄스 없이 인가

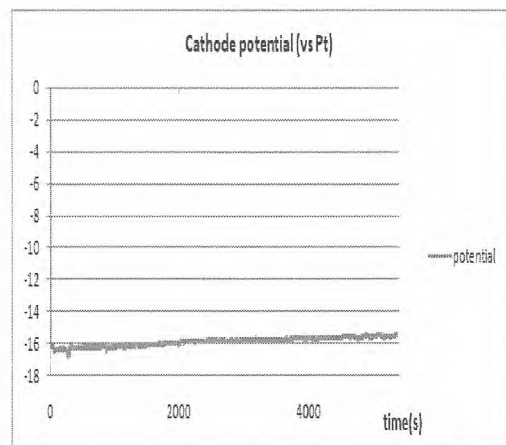


Fig. 2. Cathode potential & time curve without pulse.

하여 전착 실험을 40분 동안 수행 하였으며, 초기 전위는 $-16V$ 이었고, 음극전위는 시간이 지날수록 소폭 상승하였다.(그림 2) 전해 후 시간에 따른 액체음극에 전착된 금속 수지상을 확인 한 결과, 그림 3과 같이 액체수은전극 위로 전착되어 성장한 아연 금속 수지상을 확인할 수 있었다.

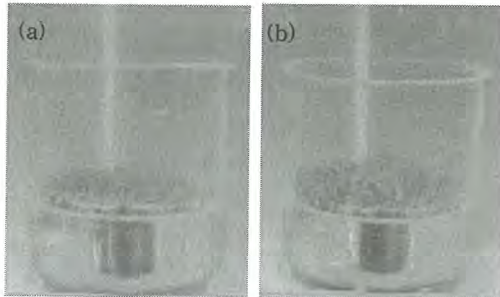


Fig. 3. The deposition of dendritic Zn on liquid mercury cathode without pulse technique after (a) 30mins (b) 40mins.

또한, 그림 4와 같이 5초간 전류를 흘려주지 않은 후 바로 5초간 $-1.485A$ 의 전류를 흘려주는 파형의 펄스를 주는 실험을 하였다. 그림 4는 시간에 따른 액체음극의 전위를 나타낸 그래프이며, 그림 5는 시간에 따른 액체음극에 전착된 아연의 형태를 나타낸 것이다. 그림 3과 5를 비교해 보면 펄스를 주었을 때가 주지 않았을 때보다 수지상이 상대적으로 줄어들은 것을 확인 할 수 있었다.

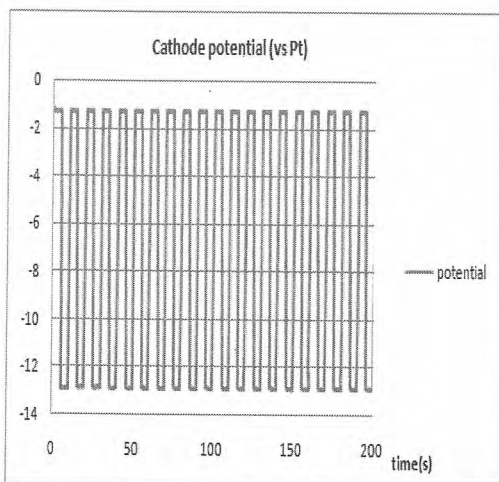


Fig. 4. Cathode potential & time curve with pulse.

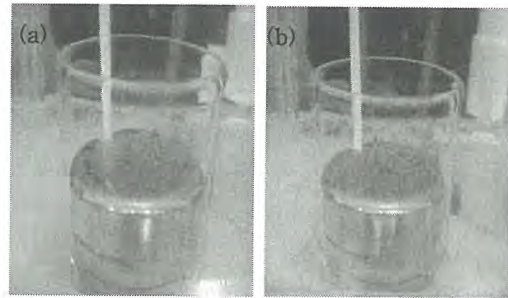


Fig. 5. The deposition of dendritic Zn on liquid mercury cathode with pulse technique after (a) 30mins (b) 40mins.

3. 결론

본 연구는 전해제련 공정시 불규칙한 우라늄수지상(uranium dendrite)을 억제하기위한 연구의 일환으로 $LiCl-KCl$ 용융염대신 $ZnSO_4$ 수용액상에서 전류에 펄스(pulse)를 주어 아연의 수지상을 억제하면서 전착 할 수 있는 실험을 하였다. 지속 시간이 극히 짧은 전류를 줌으로서, 수지상 형성이 상대적으로 줄어든 것을 확인할 수 있었다. 이러한 기술을 이용하여 전해제련 공정에 적용하기 위해서는 본 연구의 기초 전해 실험의 결과를 바탕으로 최적의 펄스파형에 대한 다양한 연구가 앞으로 필요할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물학회, 2011년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.133-134, 2011.

PRIDE Cd 증류장치 원격 운전 및 유지보수 절차

정계후, 안도희, 김광락, 백승우, 김택진, 김가영, 심준보, 이한수, 김경량

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

njhieong@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE Cd 증류장치는 PRIDE(Pyroprocess Intergrated inactive DEmonstration facility) LCC(Liquid Cadmium Cathode ; 액체카드뮴음극) 전해제련장치의 음극전착물인 U/RE/Cd/LiCl-KCl 혼합물을 증류한다. 증류 후 Cd와 LiCl-KCl은 증발/응축 회수하고 U/RE를 분리하기 위한 장치이다. 분리된 분말상의 U/RE 분말은 산화방지를 위해 밀봉 이송시켜 주조 장치에서 잉곳으로 만든다. Cd 증류장치는 PRIDE Ar-cell 내에서 10 kg의 Cd를 처리할 수 있다. 이 장치는 MSM(Master Slive Manipulator), BDSM(Bridge transported Dual arm Servo-Manipulators) 및 크레인을 이용한 장치의 원격운전성 및 취급성 등을 고려하여 제작하였다. 또 장치 고장시의 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 하였다. 따라서 이와 같은 조건들을 만족할 수 있는 PRIDE Cd 증류장치를 설계하고, 3D로 검증하였다. Mock-up 장치를 제작하여 mock-up 시험을 수행한 후 장치의 미비점을 개선/보완하여 PRIDE에 설치하였다. 따라서, Cd 증류 장치는 PRIDE에서 원격운전 및 유지보수 절차서에 따라 원격 운전 및 유지보수 할 수 있도록 하였다.

2. 본론

PRIDE Cd 증류장치의 주요 구성품은 크게 Furnace assembly, Cylinder assembly, Cylinder 좌/우 이송 모터 assembly, Frame assembly, Crucible 상/하 이송 모터 assembly, Cd crucible & safety vessel, Crucible support assembly, Cd recovery vessel, Distiller vessel assembly, Heater 거치대 assembly, Vacuum pump assembly, Control panel assembly 등으로 되어 있다. 장치의 설계 요건으로 처리 용량은 Cd 10 kg/batch 이고, 크기는 H(높이) 1,950, W(두께) 1,100, L(길이) 1,433 mm 이다. 진공 펌프는 오일 리스 펌프를 사용하고, 진공도 10^{-2} torr가 된다. Cd 도가니(알루미나)는 O.D 175, I.D 160, H 150, T 5 mm 이다. Cd Safety 도가니(STS)는 O.D 230, I.D 220, H 100, T 2 mm 이다. Cd 회수 도

가니(STS)는 O.D 314, I.D 294, H 150, T 2 mm 이다. Heater 온도는 1, 2zone 1100, 3zone 800, 4zone 600, 5zone 500 $^{\circ}\text{C}$ 등이다. 장치의 주요부 재질을 보면 반응기는 인코넬 625, 구조물 및 히터 외부는 SUS 304를 사용하였다. 장치의 구동 방법으로는 반자동화 개념으로 원격운전성, 취급성 및 유지보수성을 포함하고 있다. Cd 증류장치는 Cd를 처리 및 취급하고 운전하도록 MSM, BDSM 및 크레인을 이용한 장치의 원격운전성 및 취급성 등을 고려하였다. 또 장치 고장시의 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 하였다. 따라서 이와 같은 조건들을 만족할 수 있는 PRIDE Cd 증류 장치를 설계하고, 3D로 검증하였고, Mock-up 장치를 제작하여 mock-up 시험을 수행한 후 장치의 미비점을 개선/보완하여 PRIDE에 설치하였다. 따라서, Cd 증류 장치는 PRIDE에서 원격운전 및 유지보수 절차서에 따라 원격 운전 및 유지보수 할 수 있도록 하였다.

3. PRIDE Cd 증류장치 원격운전

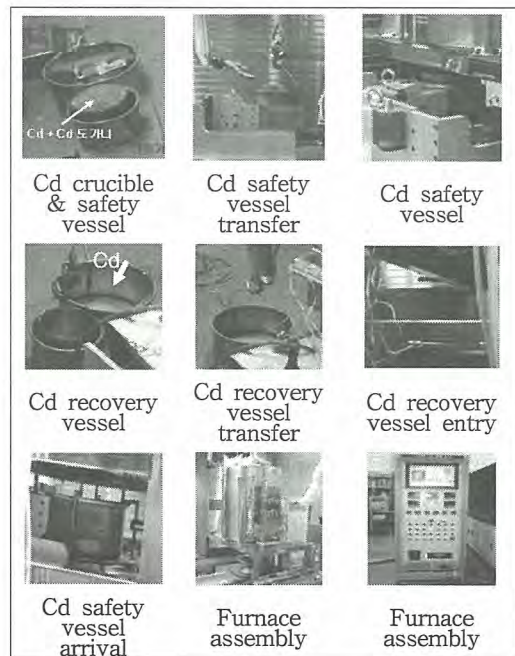


Fig. 1. Power supply of furnace assembly.

4. PRIDE Cd 증류장치 원격유지보수

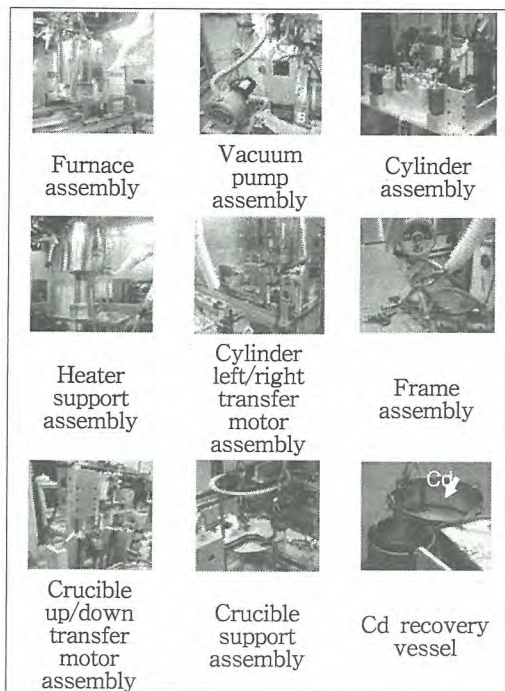


Fig. 2. Drawing of PRIDE cadmium distiller.

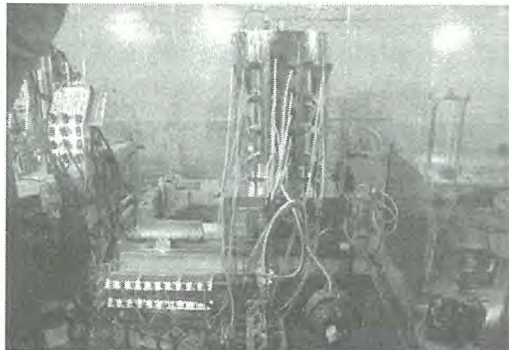


Fig. 3. Cadmium Distiller.

5. 결론

우리나라의 에너지 소비량은 날로 증가되고 있는 현상과 수입에 의존하고 있는 현실정에서 원자력에너지만이 에너지를 해결할 수 있는 유일한 대안이다. 이를 위하여 사용후핵연료의 효율적 관리 및 안정성 확보를 위하여 필요한 것으로 PRIDE Cd 증류장치는 LCC 전해제련장치의 음극 전착물인 U/RE/Cd/LiCl-KCl 혼합물을 증류하여 Cd와 LiCl-KCl은 증발/응축 회수하고 U/RE를 분리하기 위한 필요한 장치이다. 분리된 분말상의

U/RE 분말은 산화방지를 위해 밀봉 이송시켜 주조 장치에서 잉곳으로 만들었다. Cd 증류장치는 PRIDE Ar-cell 내에서 10kg의 Cd를 처리할 수 있고, MSM, BDSM 및 크레인을 이용한 장치의 원격운전성 및 취급성 등을 고려하여 제작하였다. 또 장치 고장시의 유지보수성을 고려하여 장치의 부품들을 모듈화 하였다. 따라서 이와 같은 조건들을 만족할 수 있는 PRIDE Cd 증류 장치를 설계하고, 3D로 검증하였고, Mock-up 장치를 제작하여 mock-up 시험을 수행한 후 장치의 미비점을 개선/보완하여 PRIDE에 설치하였다. 따라서, Cd 증류장치는 PRIDE에서 원격운전 및 유지보수 절차서에 따라 운전 및 유지보수를 할 수 있다.

6. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

- [1] D. H. Ahn, J. B. Shim, S. W. Paek, K. R. Kim, S. H. Kim, S. W. Kwon, H. S. Chung, Y. J. Jung, Y. J. Yoo, K. S. Han, D. S. Yoon, J. Y. Kim, Development of volume reduction technology for PWR spent fuel by pyroprocessing(II), Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI) Report, pp. 114-115, KAERI/RR-3132, 2010.
- [2] R. Kim, K. R. Kim, D. S. Yoon, J. Y. Kim, D. Y. Park, T. J. Kim, S. H. Kim, J. H. Jung, S. W. Paek, J. B. Shim, D. H. Ahn, Radioanal Nucl. Chem., 9(1), 131-132, 2011.
- [3] D. S. Yoon, S. H. Kim, K. Y. Kim, S. W. Paek, T. J. Kim, K. R. Kim, J. B. Shi, J. H. Jung, D. H. Ahn, J. Radioanal Nucl. Chem., 9(2), 205-206, 2011.
- [4] J. H. Jung, D. H. Ahn, S. W. Paek, K. R. Kim, K. Y. Kim, T. J. Kim, H. S. Lee, K. R. Kim, Remote Operation and Maintenance Procedures for a PRIDE Cadmium Distiller, Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/TR-4668/2012.

브롬-에틸아세테이트 용매에 의한 란탄족 금속 선택용해 특성연구

조영환, 최혜진, 박관희, 손세철, 박용준

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

yhcho@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱공정에 의한 사용후핵연료처리공정에서 우라늄, TRU 및 핵분열에 의해 생성된 란탄족 금속산화물들은 금속환원반응에 의해 해당 금속으로 환원된다. 이 환원공정 반응율을 확인하기 위해 해당 금속의 산화물로부터 금속으로의 전환율을 측정한다. 지금까지 쓰이는 방법으로는 반응생성물에서 해당 금속을 선택적으로 용해시켜 분석하는 방법으로, 우라늄에 대해 널리 적용되었다. 이 때 사용되는 용매는 브롬-에틸아세테이트 혼합용액이었다. 사용후 핵연료에는 란탄족산화물이 공존하기 때문에 파이로프로세싱에 의한 사용후핵연료에 존재하는 란탄산화물의 환원율을 결정할 필요가 있다. 하지만, 란탄족금속에 대한 선택용해에 대한 체계적인 연구결과가 보고된 바 없다.

본 연구에서는 파이로프로세싱의 환원공정의 란탄족금속전환율 결정을 위한 화학분석법 개발의 일환으로 란탄금속, 란탄산화물의 브롬-에틸아세테이트 용매에 대한 용해특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

란탄족 금속 및 산화물의 브롬-에틸아세테이트에 의한 용해특성을 확인하는 것이 금속과 산화물이 공존하는 파이로공정 금속전환체에 대한 적용에서 관건이된다. 따라서 본 연구에서는 사용후핵연료 중에 존재하는 대표적 란탄족 금속과 산화물에 대해 각각 브롬-에틸아세테이트 용매에 의한 용해율을 측정하였다. 실제 사용후 핵연료에 존재하는 주요 란탄원소인 Nd, Sm, Gd, La를 대상으로 선정하였다. 용해방법은 금속 우라늄에 대해 적용된 문헌 [1]을 따랐다.

2.2 실험

란탄금속의 용해에는 약 0.1 g 시료를 취해 유리 비이커로 옮겨 40 mL ethyl acetate, MgO 0.3 g, 브롬수 4 mL를 가하고 약 2시간 교반하였

다.(Fig. 1)녹인 후 용액을 원심분리기로 분리한다. 위 방법으로 녹지 않은 란탄산화물 등 잔류고형 성분은 질산 6mL, 염산 2mL, HF 1.5 mL 혼합용매를 이용하여 완전히 녹이고 이를 여과하여 분석한다.

최종 농도분석에는 유도 결합 플라즈마 원자방출 분광기 (ICP-AES) 방법을 이용하였다. 실험에 사용한 주요 시약은 Ethyl acetate, ACS reagent $\geq 99.5\%$, Bromine 99.5% A.C.S reagent 및 란탄산화물 일급시약 ≥ 99.5 (모두 SIGMA-ALDRICH 제품)을 사용하였다. 란탄금속은 순도 $\geq 99.5\%$ 를 AMS Korea로부터 구입하여 사용하였다.



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

3. 결과 및 토의

실험에 사용된 란탄금속의 용매에 의한 분석결과를 Table 1.에 나타내었다. 이는 각 시료에 대해 duplicate 측정에 의한 결과이다.

4개 란탄금속 모두 용매에 의해 85% 이상 용해되는 것으로 나타났다. 용해데이터가 ~90% 수준에 머무는 이유로는 공기중에 노출 될 때 금속시료가 산화되기 때문이다. 금속시료는 공기, 습도에 매우 민감한 것으로 알려졌다. 본 실험에는 bulk 금속시료를 잘라서 사용하였다. 하지만 Nd의 경우 표면적이 넓은 분말형 금속시료를 사용하였을

경우 75% 수준으로 떨어졌다. La 은 공기중에서 가장 쉽게 산화물을 형성하는 것으로 알려졌다.

Table. 1. Chemical Analysis data of selective dissolution of metallic lanthanides by bromine-ethyl acetate solvent.

metallic lanthanides	weight %
Nd	90.1
Sm	90.2
Gd	94.0
La	85.5



Fig. 2. Bulk Nd metal. Surface is easily oxidized, therefore shiny metallic portion was used for dissolution.

Bulk 시료도 공기중 산화에 민감하다. 이로 인해 구매시에는 공기산화물을 방지하기 위해 oil 코팅상태로 공급된다. Fig. 2. 는 Nd 금속의 절단면을 나타낸 것으로 표면산화가 쉽게 진행됨을 보여준다. 매 실험에 표면산화가 되지 않는 부분을 실험에 골라서 사용하였다.

Table 2. Chemical Analysis data of dissolution of lanthanide oxides by bromine-ethyl acetate solvent.

lanthanide oxides	weight %
Nd ₂ O ₃	0.05
Sm ₂ O ₃	0.04
Gd ₂ O ₃	0.05
La ₂ O ₃	0.05

Table 2. 에는 Table 1에서 얻은 결과와 동일한 용해조건에서 란탄족산화물의 용해 분석결과를 나타내었다. 란탄족산화물은 브롬-에틸아세테이트 용매에 의해 용해되지 않는 것으로 나타났다. 이는 파이로환원공정에 의한 금속전환체인 금속/산화물 혼합물에서 금속란탄성분만 선택적으로 녹여낼 수 있고, 이로부터 란탄족산화물의 금속전환율을 결정할 수 있음을 의미한다.

이상의 결과로부터 브롬-에틸아세테이트 용매를 사용한 란탄족금속 선별용해법으로 란탄산화물의 금속전환율결정이 가능함을 확인하였지만 동시에 몇 가지 문제점도 확인하였다. 분석 에러를 줄이기 위해서는 공기 및 수분에 민감한 란탄금속 시료준비 및 취급을 글로브박스 안에서 하고, 시료준비 후 용해를 위한 대기시간을 최소화해야 할것으로 판단된다. 향후 이를 보완한 용해 실험 및 파이로공정 금속환원체에 대한 적용실험이 수행될 예정이다.

4. 결론

브롬-에틸아세테이트 용매를 사용해 란탄금속-산화물 혼합체에서 금속만을 선별 용해하였다. 이 방법을 적용함으로써 파이로공정의 금속전환체에서 란탄금속전환율 결정이 가능함을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] R. Larsen. Analytical Chemistry Vol. 31. No. 4. pp. 545-549, 1959

사용후핵연료의 용해 용액 중 플루토늄 정량 및 불확도 평가

박양순, 전영신, 김정석, 박용준, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nyspark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 용해 용액과 같은 고방사성 시료 내에 함유되어 있는 플루토늄을 정량하기 위해서는 극미량의 시료를 취해 정확히 분석할 수 있는 열이온화질량분석기(TIMMS, Thermal Ionization Mass Spectrometer)를 이용한 동위원소 희석 질량분석법(IDMS, Isotope Dilution Mass Spectrometry)이 효과적이다. 플루토늄 동위원소 희석 질량분석법은 정확하게 무게 잰 시료에 스파이크로 Pu-242를 무게 재서 섞은 후, 스파이크를 넣은 시료와 넣지 않은 시료의 각각에 대하여 동위원소 비를 측정하고, 동위원소 평형식에 대입하여 플루토늄을 정량분석하는 방법이다.

본 연구에서는 열이온화질량분석기를 이용한 동위원소 희석 질량분석법을 활용하여 사용후핵연료 용해 용액 중의 플루토늄을 정량하였고 이때의 불확도를 평가하였다. 실험 단계 별로 시료의 무게 측정 불확도, 스파이크의 희석 불확도, 시료와 스파이크를 혼합할 때의 불확도, 플루토늄 농도측정 불확도, 흡착 컬럼에 의한 회수 불확도를 고려하여 최종적으로 확장표준불확도를 산출하였다.

2. 본론

2.1 실험

Pu 동위원소 측정에 사용된 장비는 열이온화 질량분석기(TIMMS, 모델: Finnigan MAT262) 이었고, 동위원소 희석용액으로 사용된 스파이크 표준용액은 IRMM-044 Pu-242 이었다. Pu 농도의 측정불확도 산출을 위한 표준용액으로 IRMM-290 Al, Pu 239/242: 1.025140 ± 0.000083을 사용하였다.

2.2 사용후핵연료 용해 용액 중 Pu 정량 및 불확도 산출

사용후핵연료 용해 용액 내에 함유되어있는 플루토늄 양은 식 (1)로부터 계산이 가능하다[1].

$$C_x = C_y \times \frac{W_y}{W_x} \times \frac{R_y - R_b}{R_b - R_x} \times \frac{\sum_x Ri}{\sum_y Ri} \dots\dots\dots (1)$$

C_x : 시료 중 플루토늄 농도

C_y : 스파이크 용액 중 플루토늄 농도

Mx : 시료 중 플루토늄 평균원자량

My : 스파이크 용액 중 플루토늄 평균원자량

Wx : 취한 시료 무게

Wy : 취한 스파이크 용액 무게

Rx : 시료 중 Pu-242/Pu-239

Ry : 스파이크 용액 중 Pu-242/Pu-239

Rb : 섞은 시료 중 Pu-242/Pu-239

$\sum_x Ri$: 시료 중 Pu-239를 포함한 각 동위원소비의 합

$\sum_y Ri$: 스파이크 용액 중 Pu-239를 포함한 각 동위원소비의 합

여기서, 시료 중의 Pu-239와 스파이크인 Pu-242 만을 이용하여 계산하면 식 (2)로 나타낼 수 있다.

$$C_x = C_y \times \frac{W_y}{W_x} \times \frac{R_y - R_b}{R_b - R_x} \times \frac{1}{\text{Recovery rate}} \times \frac{1}{w} \dots\dots (2)$$

w : 시료무게(g)

Recovery rate : 컬럼을 사용한 분리과정에서의 회수율

시료의 0.625 g을 취하고 식 (2)에 의해 플루토늄 양(C_x)을 얻은 결과, 농도가 0.0095 ng/g 이었다. 시료의 무게 측정 불확도, 스파이크의 회석 불확도(이때 고려해야할 구성 성분들의 불확도는 표 1 참조), 시료와 스파이크의 혼합 불확도, 플루토늄 농도측정 불확도, 흡착 컬럼에 의한 회수 불확도를 각각 구하여 합성 표준불확도[$u(C_x)$] 값을 얻은 결과, 0.000238 이었고, 확장 표준불확도 [$U(C_x)$]는 식 (3)과 같으므로,

$$U(C_x) = 2 \times u_c(C_x) \dots\dots\dots (3)$$

확장표준불확도는 0.000476 이었다.

Table. 1. 스파이크의 회석 불확도 산출을 위한 구성 성분들의 불확도.

불확도 성분	기호	값	표준 불확도	상대표준 불확도
스파이크 농도	C_{st}	9.213	0.007	7.598×10^{-4}
무게	W	11.633	2×10^{-6}	1.72×10^{-7}
V-flask	V (10 mL)	100	0.04	4×10^{-4}
V-flask	V (25mL)	25	0.05	2×10^{-3}
eppendorf	$V(\text{mL})$	0.25	0.0025	1×10^{-2}

3. 결론

열이온화질량분석기를 사용하고 동위원소 회석 질량분석법을 활용하여 시료 중의 플루토늄 함량을 측정하였다. 플루토늄 함량을 확장표준불확도를 적용하여 표현하면 $0.0093 \text{ ng/g} \pm 0.000476 \text{ ng/g}$ 이었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Y. S. Jeon, S. C. Son, J. S. Kim, Analytical Science & Technology Vol. 16, No. 3, pp. 191-197, 2003.

Unfolding Method of Inside Gamma Measurement base on First Layer Contribution

Yos Panagaman Sitompul, Hee-Sung Shin, Oh Jong Myeong, Ryu Hyeon Hee, Seo Hee, and Ho-Dong Kim
Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea
yossitompul@kaeri.re.kr

1. Introduction

Burnup is an important parameter in the spent fuel reprocessing because it is used to derive the amount of interest nuclide in the spent fuel. The spent fuel burnup is determined by a measurement of a signature emission such as gamma emission. One method described here is the inside gamma measurement which is developed in Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). Gamma emitted from the spent fuel assembly is measured in each guide tube by using ion chamber, and the assembly is scanned axially. From the measurement, the gamma profile from each guide tube is obtained. The common procedure to determine burnup is to average the measured gamma for all measured points, and determine the burnup by using independent or self calibration ¹⁾. Herein, we develop a method to unfold the measured gamma to obtain the pin-wise source strength by using MCNPX simulation. In this method, the first layer contribution is used to calculate the pin-wise source strength.

2. Methods and Results

In this section, the unfolding method is described in detail and the result is shown.

2.1 Background

Gamma emission from the spent fuel is widely used in the spent fuel burnup determination because their correlation is very linear. If the gamma emission is known, the burnup can be derived by using the correlation. However, during the transport of the gamma to the detector, many of gammas disappear. One main reason is the shading effect by the fuel itself. The outside gamma measurement, such as fork detector ¹⁾, can only get the signature emission from the outer pins in the assembly. The measurement is improved in KAERI by measuring the inner pins also through the guide tube measurement. The information of the inner pins is obtained and the pin-wise source strength is derived by using unfolding method.

2.2 Method

The unfolding method is the problem to invert the series of the detector contribution as shown in Equation 1 ²⁾.

$$\begin{bmatrix} \beta_{1,1} & \beta_{2,1} & \dots & \beta_{I,1} \\ \beta_{1,2} & \beta_{2,2} & \dots & \beta_{I,2} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \beta_{1,N} & \beta_{2,N} & \dots & \beta_{I,N} \end{bmatrix} \begin{bmatrix} S_1 \\ S_2 \\ \vdots \\ S_I \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} D_1 \\ D_2 \\ \vdots \\ D_N \end{bmatrix} \dots\dots\dots (1)$$

where,

β = response
 S = source
 D = measured dose
 I = source number
 N = detector number

The equation can be solved if the number of measurement is equal the number of pins. However, the number of measurement is only 16 at maximum (16 guide tubes) for 14×14 assembly so that the solution is infinite.

Since the exact solution cannot be obtained, we approximate the solution. To unfold the measured dose, Equation 2 is used.

$$S_i = \frac{D_n C_{i,n}}{\beta_{i,n}} \dots\dots\dots (2)$$

where,

C = detector contribution
 i = source index
 n = detector index

First, the pin contribution is calculated by using a flat distribution. However, the pin contribution calculation is incorrect for an arbitrary distribution since the pin contribution itself is a function of source distribution. A good approximation is to calculate the contribution of the first layer surrounding the guide tube. The contribution of the layer depends weakly to source distribution. The response from each pin in the first layer is almost the same which make the total source calculation for the first layer accurate. This can be seen from Equation 3 and 4. There are 8 pins surrounding a guide tube.

$$S_1\beta_1 + S_2\beta_2 + \dots + S_8\beta_8 = DC_{layer1} \dots\dots\dots (3)$$

if $\beta_1, \beta_2, \dots, \beta_8 = \beta_{layer1}$

$$S_1 + S_2 + \dots + S_8 = \frac{DC_{layer1}}{\beta_{layer1}} \dots\dots\dots (4)$$

By doing this, the total source strength of the first layer is obtained accurately. To get all pin source strength, a fitting is used by using the source strength of the first layer of each guide tube. The source strength is averaged for each guide tube and the average value is determine to be at the detector position. A parabolic function is used in this case for simplicity, mostly the burnup distribution is a parabolic function as in the case the assembly studied here.

The pin-wise source strength can be obtained and the pin-wise burnup can be determined if the burnup correlation is provided. The source strength distribution can be used to correct the previous first layer contribution value and an iteration can be done to

obtain more accurate result. The iteration can be stop by criteria which are the first layer contribution value and pin-wise source strength convergence.

2.3 Result

The result of the calculation by using this method is shown here. The first layer contribution for several condition is shown in Table 1.

Table 1. First layer contribution (full pin case).

Guide Tube	Contribution		
	Flat Distribution	J14 Distribution*	C15 Distribution*
L03	58.88%	59.36%	60.05%
L06	56.09%	56.69%	58.22%
J05	54.35%	55.03%	57.11%

*Contribution by using design code distribution

The total first layer source calculate by this method is shown in Figure 1 for C15 assembly with a comparison with the reference from design code.

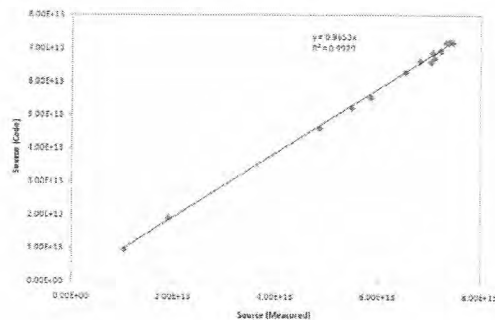


Fig. 1. First layer source from measurement and reference.

The source is averaged and the fitting coefficient is determined.

Table 2. Source fitting coefficient

$f=y_0+a*x+b*y+c*x^2+d*y^2$	
y_0	7.6303E+12
a	1.0362E+11
b	7.4436E+10
c	-1.7591E+09
d	-2.5859E+08

From the fitting the source distribution is determined as shown in Figure 2.

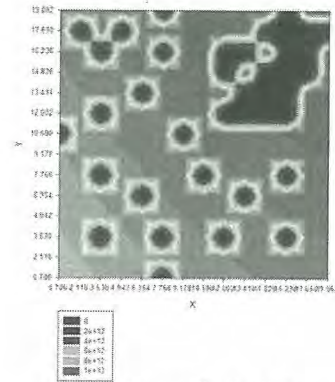
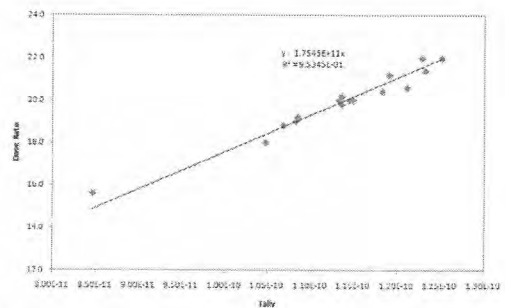


Fig. 2. Source distribution.

To validate the source distribution, the pin-wise distribution is inputted to MCNPX simulation, and the result is fitted with the measurement.



The result shows a good agreement between the source distribution determined by unfolding method and the measurement. The R2 is about 0.95. The result can be improved by iteration.

3. Conclusions

The unfolding method base on the first layer contribution was developed. The result from the unfolding method has good agreement with reference design code distribution and measurement. The source strength from unfolding can be used to determine the burnup, provided the burnup correlation.

4. REFERENCES

- [1] A. Tiitta, J. Hautamäki, Spent VVER Fuel Characterisation Combining a Fork Detector with Gamma Spectrometry, Interim report on Task JNT A 1071 FIN of the Finnish Support Programme to IAEA Safeguards, Helsinki, 2001.
- [2] Chul Gyo Seo, Chang Je Park, and Nam Zin Cho. Pin Power Reconstruction of HANARO Fuel Assembly via Gamma Scanning and Tomography Method, Journal of Korea Nuclear Society, Vol. 13, Number 1, pp.25-33, February, 2001.
- [3] S. Bowman, "ORIGEN-ARP, A fast and easy-to-use source term generation tool," ICRS-9, Tsukuba, Japan, Oct 17-22, 1999.

Comparison of Source Term Analysis Result with Measured Data for Spent Fuel Hardware Characterization

Dong-Keun Cho and Jongtae Jeong

Korea Atomic Energy Research Institute, Daedeok-daero 989-111, Yuseong-Gu, Daejeon, Korea
dkcho@kaeri.re.kr

1. Introduction

In 2007, the 3rd Comprehensive Nuclear Energy Promotion Plan, passed at the 254th meeting of the Atomic Energy Commission, was announced as an R&D action plan for the development of a sodium-cooled fast reactor (SFR) in connection with a pyroprocess for a sustainable stable energy supply and a reduction of the amount of spent fuel(SF).

The source terms of assembly hardware for an intact SF are not an important concern in relation to deep geological disposal, because major activities are contributed by the decay of nuclides in the irradiated fuel itself. However, the source terms of the assembly hardware in the aforementioned advanced fuel cycle become relatively important, because major nuclides contributing to radioactivity and decay heat are removed by the pyroprocess for recycling and interim storage. It was found that about 90% of the PWR assembly hardware should be deposited at a deep geological repository[1].

A source term evaluation for assembly hardware with a single irradiation profile can be easily accomplished with the conventional computation tool. However, source term assessment for a batch of assembly hardware or a mixture of metal wastes generated from SFs with different irradiation profiles-a task that is essential to support the source term generation for the design of a disposal system-is impossible with the conventional tool. This shortcoming was overcome through the development of an advanced source term estimation program in our country[2]. However, the developed program has not been sufficiently verified yet. Therefore, the program was verified by comparing the estimated nuclide inventory with the measured nuclide inventory in irradiated assembly hardware in the present study.

2. Explanation of Source Term Characterization Method for Assembly Hardware

II.1. Features of Source Term Estimation Program

An advanced source term evaluation program called ASOURCE has been developed by the Korea Atomic Energy Research Institute to support source term analysis to achieve the advanced fuel cycle being considered in Korea. ASOURCE has the following functions: (a) generation of inflow and outflow source terms of mixed SF in each process for the design of the pyroprocess facility; (b) overall inventory estimation for TRU and long-lived nuclides in SFs stored at each or all reactor sites for the design of the SFR; and (c) grand source terms of a batch of SFs with different irradiation and cooling profiles for the practical design of a temporary or interim storage facility of SFs. Please refer to reference 2 for more information.

II.2. Source Term Estimation Module for Assembly Hardware

Automatic source term characterization for assembly hardware is accomplished by using the *Screening*, *DeplDec*, *ReproRun*, *DecRes*, *MetalRun*, and *Batch* modules.

The rate at which the amount of nuclide i changes as a function of time is expressed as follows

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \delta_{ij} \lambda_j N_j + \sum_k f_{ik} \sigma_k \Phi N_k - (\lambda_i + \sigma_i \Phi) N_i \cdots \cdots (1)$$

where, N_i = atom density of nuclide i ,

σ_k = spectrum-average neutron absorption
cross-section of nuclide k ,

δ_{ij} = fraction of decay from nuclide j to i ,

f_{ik} = fraction of nuclide absorption by nuclide
 k to i .

Because the neutron spectrum and flux level in the

structural components vary within the assembly hardware, the radioactive nuclide inventory produced by (n, γ) reaction should be estimated by adopting an appropriate cross-section and neutron flux in Eq. (1). The cross-section generated by weighting the neutron spectrum of the core is utilized to solve Eq. (1) for structural components in the active core region such as the cladding, fuel rod end cap, and grid plate. The cross-section generated by weighting the neutron spectrum of region i is used for structural components in the outer core region such as the top-end piece and bottom end piece.

The neutron flux to solve Eq. (1) for the depletion calculation of the fuel itself is always retrieved by Eq. (2). However, the neutron flux for the activation calculation of the assembly hardware is obtained by multiplying the flux scaling factor by the average neutron flux of the fuel, as delineated in Eq. (3).

$$\Phi_{fuel} = \frac{6.242 \times 10^{18} (\bar{P})}{\sum_i N_i^f \sigma_i^f R_i} \dots\dots\dots (2)$$

where $\bar{P}$ and R represent the average specific power and recoverable energy of fission of nuclide i , respectively.

$$\Phi_{hardware} = \omega \Phi_{fuel} \dots\dots\dots (3)$$

where ω is a pre-generated or user-supplied flux scaling factor to represent the neutron flux of the structural component.

3. Radionuclide Quantification by Measurement

U3HA03 spent fuel with a 16 x 16 PLUS7 fuel design that was initially loaded in January 2003 and discharged in February 2007 was considered to produce a reference nuclide inventory for verification of ASOURCE. This spent fuel has initial enrichment of 4.5 wt.% and discharge burnup of 53,200 MWd/tU.

Sampling was taken at four locations of Zirlo grid plates of aforementioned spent fuel. The sampled specimens were chemically pretreated with 3 mL of a mixed solution of diluted hydrochloric acid and nitric acid at the boiling point for two hours. The gamma rays from the solutions were measured using an HPGe gamma ray spectrometer, which is heavily shielded by lead.

The information on irradiation, overhaul, and decay time was applied to the depletion and decay calculation in ASOURCE. The specific power averaged over each cycle based on historical data was also applied in the depletion calculation of ASOURCE.

4. Discussions on Verification

The calculated nuclide inventory by ASOURCE versus the measured data agreed within 20% located in the upper region, 35% located in the upper middle region, and 20% located in the middle region of the core. Considering the activation calculation is mainly biased by the neutron capture cross-section, indicating that the bias is proportional to deviation of the estimated capture cross-section from the true value, the difference could be remarkably large. When viewed from this perspective, it is judged that the agreement as a whole is acceptable.

5. Conclusion

The Republic of Korea has developed an advanced source term analysis tool, called ASOURCE, to support R&D action plans for the achievement of an advanced fuel cycle employing a pyroprocess in connection with a sodium-cooled fast reactor.

It was found that the nuclide inventory calculated by ASOURCE for irradiated fuel cladding agreed with the measured data within 35%, indicating that the developed program supplies viable source term data.

6. References

- [1] Cho, D.K., et al., "Waste Classification of 17x17 KOFA Spent Fuel Assembly Hardware," Nuclear Engineering and Technology 43 (2), 2011.
- [2] Cho, D.K., et al., "Advanced Hybrid Analysis System for Nuclear Facility Design with Best Estimate Source Terms," Nuclear Engineering and Design, 2012(in press).

SFR 모의 금속연료심 결합 중성자 래디오그래피 분석

오석진, 김선하, 전현준, 김기환, 이찬복

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

sioh@kaeri.re.kr

1. 서론

SFR 금속연료심 시편의 내부결합으로 존재하는 기공, 수축공 같은 결함은 육안검사가 불가능하다. 이러한 내부결합검사 비파괴방법에는 X-ray/감마선을 이용하거나 중성자빔을 이용한다. 그러나 본 모의연료심은 주재질이 우라늄(U)이므로 저용량의 X-ray 검사는 검사가 매우 어려우며 대용량의 X-ray 가 필요하나 본 연구의 목적에 적합한 장비가 연구원 내에 없다. 중성자를 이용한 검사는 중성자의 특성이 우라늄에 대한 투과력이 강하여 본 시료인 모의연료심의 내부결합을 관찰하기에 적합하다. 중성자비파괴검사장치를 이용하여 모의연료심 내부결합 상태의 image 확보에 목적이 있다.

2. 본론

2.1 중성자 및 X-ray/감마선 투과특성 비교

현재 일반적으로 육안으로 가장 빠르게 판별하는 비파괴검사법은 X-ray/감마선을 이용한 비파괴검사와 중성자를 이용한 비파괴검사가 있다. X-ray 과 감마선은 전자기파이므로 원자의 궤도전자와 반응한다. 그러므로 전자기파는 가벼운 원소(수소, 탄소, 산소 등)는 궤도전자 수가 적으므로 투과할 확률이 높고 무거운 원소(텅스텐, 납, 우라늄 등)는 궤도전자가 많으므로 투과할 확률이 적다. X-ray/감마선이 원자의 궤도전자와 반응하는 반면에 중성자는 원자의 원자핵과 반응한다. 하지만 X-ray/감마선이 원소의 원자번호가 클수록 반응확률이 높은 반면에 중성자는 원자핵과 반응하나 원자핵의 크기와 관계없이 즉 원자번호에 관계없이 투과력이 매우 불규칙적으로 많은 실험에 의해 결정된다. 일반적으로 X-ray/감마선 비파괴검사와 중성자비파괴검사는 상호보완적으로 이용된다. 왜냐하면 중성자는 일반적으로 X-ray 가 투과력이 강한 수소, 붕소, 물 등 가벼운 물질에 대한 투과력이 매우 약하고 반면에 X-ray 가 투과력이 매우 약한 무거운 물질인 납,

우라늄 등에는 투과력이 매우 강하다. 수소원소가 포함된 물질(예: 물)이나 유기물질에는 투과력이 매우 약하여 X-ray 와 비교되는 특성으로 항공기 부품에 수소로 인한 부식 결함 등의 관찰이 용이하다. 그러므로 중성자비파괴검사와 X-ray 비파괴검사는 물질을 투과하는 특성이 일반적으로 물질에 따라 서로 상호 보완적으로 이용된다. 일상적으로 사용되는 주요원소에 대하여 투과력을 그림으로 비교하면 그림 1과 같다. 일반적으로 가벼운 원소로 구성된 시료 내부의 무거운 원소의 관찰에는 X-ray/감마선 비파괴검사가 이용되며 무거운 원소로 구성된 시료 내부의 가벼운 원소의 관찰에는 중성자 비파괴검사가 이용된다. 이외에 중성자 비파괴검사는 X-ray/감마선 비파괴검사가 매우 어려운 분야인 방위산업의 화약 충전상태, 방사성물질의 검사에 매우 유용하며 고고학 유물의 내부구조 검사, 식물의 수분 유동성 추적 등에 이용되나 중성자가 수소에 대한 투과력이 약하므로 생물학적 연구에는 X-ray/감마선 비파괴검사와 비교하여 현저하게 취약점을 갖는다.

2.2 실험방법

본 실험 모의연료심의 크기는 길이가 약 30cm ~ 35cm 이다. 하나로 NRF 장치에서 필름법에 의한 관찰은 필름 및 convertor의 크기에 제한이 있어 관찰면적이 20cm(W) × 25cm(H)로 제한되므로 모의연료심의 상단부와 하단부로 나누어 관찰하였다. 모의연료심 조사 각도는 모의연료심의 표면에 특별한 식별기준이 없으므로 0도의 기준은 임의로 정하여 외부에 파란 유성펜으로 mark 하였다. 본 검사는 그림 2에서 보여주는 한국원자력연구원의 실험용 원자로에 설치된 중성자 래디오그래피 장치(Neutron Radiography Facility : 이하 "NRF"라함)에서 실시하였다. 하나로 NRF 장치는 중성자빔을 이용하여 시료 내부의 구조를 관찰하는 목적으로 설치되었으며 제1조사실과 제2조사실로 구성되어 있다. 제1조사실에서는 일반적으로 핵연료시료 등 방사선을 방출하는 방사성물질에 대한 중성자 비파괴검사를 수행하도록 설계되었

으며 제2조사실은 일반 시료에 대한 중성자 비파괴검사를 수행하도록 설계되었다.

2.3 고찰 및 결과

일반적으로 X-ray 및 중성자 비파괴검사에 사용되는 필름은 동종의 화학적 성분으로 구성되어 제조된다. 하지만 X-ray 검사에 사용되는 필름은 X-ray에 감광되는 화학적 성분이 필름의 양쪽에 코팅되어 있으나 중성자 비파괴검사에 사용되는 필름은 한쪽만 코팅되어 있다. 또한, X-ray 검사는 X-ray 필름을 직접 X-ray로 조사하여 사용하나 중성자 비파괴검사는 중성자에 조사되면 중성자와 반응하여 X-ray 혹은 전자를 방출하는 convertor가 추가되어 사용된다. X-ray 필름을 구성하는 물질의 결정입자 크기에 의하여 결정되나 단면 코팅된 X-ray 필름을 실험한 결과 필름 해상도는 12.5 μm 로 측정되었다[1]. 그러므로 이론적으로는 12.5 μm 까지 볼 수 있으나 검사시료의 물질 및 두께(thickness)에 따라 달라질 수 있다. 필름법을 이용한 검사시료 내부의 기공의 관찰 여부는 실험장치가 아닌 관찰자의 육안으로 판단하는 것이므로 경험적으로 볼 때 기공이 검사물 두께의 1/10 이상일 경우까지 관찰이 가능하다. 모의 연료심 8개에 0도 각도에서 관찰된 상단부 및 하단부의 중성자 래디오그래피는 그림 3(a)와 같고 90도의 각도에서 관찰된 상단부 및 하단부의 중성자 래디오그래피는 그림 3(b)와 같다. 관찰 결과 모의연료심의 많은 부분에서 기공이 관찰되며 특히 하단부보다 상단부에서 많은 기공이 관찰되었다.

3. 결론

중성자 빔을 이용한 결합분석 이미지는 감마선 분석보다 선명한 이미지를 얻을 수 있었다. 밀도가 높은 우라늄 합금의 감마선 또는 X-선에서는 직경 또는 두께가 투과력과 상관관계가 있으나 본 실험에서 중성자 빔을 이용한 연료심에서는 변수의 영향을 받지 않았다[2].

4. 감사의 글

본 실험은 하나로 중성자 회절빔 시설을 이용하였음을 알려드리며, 도움을 주신 관계자 여러분께 감사드립니다.

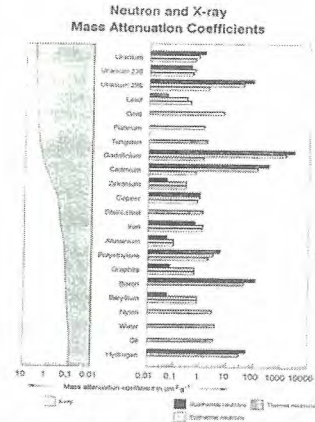


Fig. 1. Neutron and X-ray Mass Attenuation Coefficient.



Fig. 2. Neutron Radiography Facility of HANARO Research Reactor.

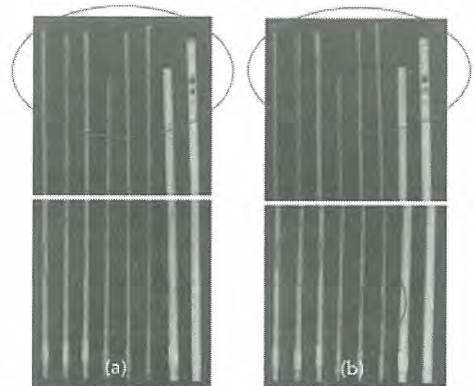


Fig. 3. Results of Neutron Radiography (a) 0° (b) 90°.

5. 참고문헌

- [1] Practical Neutron Radiography edited by J.C.Domanus, Kluwer Academic Publishers pp. 86.
- [2] 한국재료학회학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp.143, 2012.

Ceramic Materials Selection of Fuel Crucibles based on Plasma Spray Coating for SFR

Hoon Song, Jong-Hwan Kim, Hyung-Tae Kim, Young-Mo Ko, Yoon-Myung Woo, Seok-Jin Oh, Ki-Hwan Kim, and Chan-Bock Lee

Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon,
hsong@kaeri.re.kr

1. Introduction

Thermal plasma-sprayed coatings of refractory materials can be applied to develop a re-usable crucible coating for metallic fuel, such as the U-Zr alloy proposed for sodium cooled fast reactors (SFR). The plasma-sprayed coating can provide the crucible with a denser, more durable, coating layer, compared with the more friable coating layer formed by slurry-coating, which was used to prevent the interaction between melt and crucibles. Plasma-sprayed coatings are consolidated by mechanical interlocking of the molten particles impacting on the substrate and are dense by the heat applied by the plasma [1]. The increased coating density is advantageous because it should not require frequent recoating and U-Zr melt penetration through the protective layer is more difficult in a dense coating than in a porous coating. In this study, we used Vacuum Plasma Spray (VPS) method to investigate permanent coatings for re-usable crucibles for melting and casting of metallic fuel onto niobium substrates. Niobium was selected as a substrate because of its refractory nature and the coefficient of thermal expansion (CTE) is similar to that of many of the candidate materials. After the HfC, ZrC, TiC, TaC, Y₂O₃, and 8% YSZ coatings were applied the resulting microstructure and chemical compositions was characterized to find the optimum process conditions for coating.

2. Experimental Procedure

Nb disc and rod with 10 mm in diameter were used as the substrates. The powders for coating were manufactured by F. J. BRODMANN & CO, Sinetsu and Metco and used for spray coating.

Atomizing, sintered and crushed method were used for manufacturing. The powders showed a square and a globular shape, ranging from 16 μm to 45 μm in size. To provide a rough surface finish to enhance the adhesion of the coating layer the niobium substrate was grit blasted with alumina and cleaned using a standard ultrasonicator. Approximately 100 μm thick coatings were deposited. The coating microstructure before and after testing was characterized using a scanning electron microscope (SEM). The chemical compositions of the coated specimens were measured by energy-dispersive spectroscope (EDS). Coating phases were analyzed by X-ray diffraction (XRD). Plasma spraying was performed an industrial VPS system (German, GTV).

3. Results and Discussion

Preliminary experiment was performed to extract the effective process factor on coating quality before main experiment for improving the efficiency of experiment because of expensive powder for main experiment. The vacuum plasma sprayed coating was performed using HfC, ZrC, TiC, TaC, Y₂O₃, and 8% YSZ powders with 99% NB rod as substrate. The plasma spray process parameters that has to consider in VPS process was selected as the effective factor. It includes nozzle size, primary gas flow rates, secondary gas flow rates, arc current, working pressure, powder feeding rate, stand-off distance, and traverse speed for extracting the effective factor in preliminary experiment to perform the optimum spraying coating. SEM micrographs of the surface shape are shown in Fig. 1 after spraying coating.

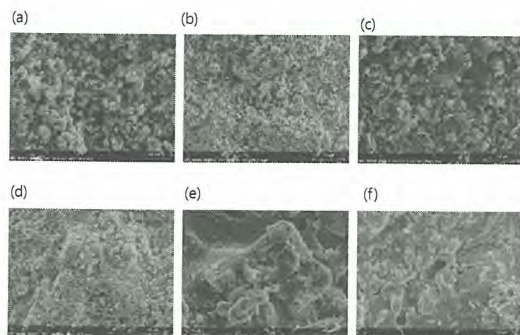


Fig. 1. SEM micrographs showing the condition of the coating layer plasma-sprayed on the niobium substrate; (a) ZrC, (b) HfC, (c) TiC, (d) TaC, (e) Y_2O_3 , and (f) 8% YSZ samples.

As shown in figure, the surface condition of coating on ZrC, HfC, TiC, TaC powders has a poor distribution with un-melted conditions of many particles. But, in case of Y_2O_3 , and 8% YSZ powders, the most of particles show the melted conditions even though the partially un-melted particles exists so that this results may be effected on adhesion and the different thickness of coating. Therefore, these results show that most of the series of carbide ceramic, such as ZrC, HfC, TiC, TaC so on, has a poor fluidity so that a surface conditions is not uniform while a series of oxide ceramic has a good coating conditions and state of melting is well defined.

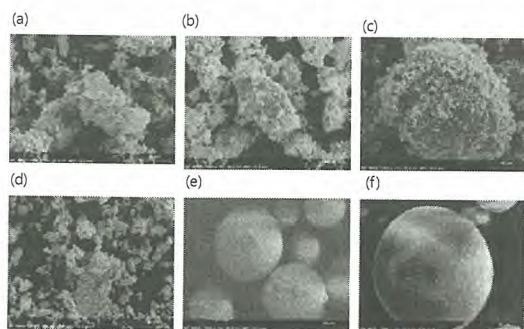


Fig. 2. SEM micrographs of powder particles; (a) ZrC, (b) HfC, (c) TiC, (d) TaC, (e) Y_2O_3 , and (f) 8% YSZ samples.

It was observed that the thickness of coating

was $79.1\ \mu m$ for ZrC powder, $12.2\ \mu m$ for HfC powder, $18.2\ \mu m$ for TiC powder, $46.4\ \mu m$ for TaC powder, $121.2\ \mu m$ for Y_2O_3 powder, $168.6\ \mu m$ for 8% YSZ powder. It shows the varied thickness of coating according to the coating material by SEM observation. This variation may be attributed to the shape of powders. The SEM micrograph, as shown in Fig. 2, shows the different shapes of coating materials. Most of carbide ceramics, even its size is different, show the square shape, while the oxide ceramics has the round shape. In general, the square shape of powder does not fluidize well compared to the round shape of powder so that the plasma spraying of carbide ceramics is not uniform.

4. Summary

The vacuum plasma coating was performed to analysis the characteristic and find the optimum process conditions for the vacuum plasma spray coating. It was observed that the square shape of powder in case of carbide ceramics does not fluidize well compared to the round shape of powder in case of oxide ceramics so that the plasma spraying is not uniform. The analysis through SEM and EDS mapping shows that the coatings represent excellent structural features with strong resistance against oxidation and satisfied result with vacuum plasma coating.

5. Acknowledges

This study was supported the National Nuclear R&D Program of the Ministry of Science and Technology (MOST) of Korea.

6. References

- [1] E. Pfender, Plasma Chem. Plasma Process, Vol.19, 1991.

선진핵주기시설의 방사선방호 안전기술기준관련 법령체계에 관한 연구

김지현, 서현석, 전관식, 박상훈, 유길성*, 육대식**

(주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

**한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62

jihyun9775@nate.com

1. 서론

국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료는 매년 증가하고 있기 때문에 국내 실정에 부합하는 사용후핵연료 저장 및 처리 방안이 조속히 마련되어야 한다. 특히 사용후핵연료 처리의 한 방안으로 핵비확산성을 전제로 우라늄 자원을 효율적으로 활용하고 친환경적인 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)와 연계할 수 있도록 사용후핵연료를 파이로프로세싱하여 고속로의 연료로 가공하고자 이의 연구개발에 많은 노력을 기울이고 있다. 현재 한국원자력연구원에서 미조사 핵연료물질에 대한 파이로 전 공정을 통합 시험할 수 있는 PRIDE(Pyroprocess Integrated DEMonstration)를 구축하여 운영 중에 있으며, 앞으로 연간 30 ton 규모의 사용후핵연료를 취급할 수 있는 파이로 핫셀시설을 계획 중이다. 따라서 위 핫셀시설의 안전한 운영을 위한 안전기술기준 개발이 필요하다. 그러므로 본 논문에서는 파이로 핫셀시설의 안전기술기준 중 방사선방호에 관련된 국내의 법령체계를 조사·분석하여 동 시설의 방사선방호에 관한 안전기술기준(안)을 마련하고자 하였다.

2. 본론

2.1 국내 법령체계

현행 국내 원자력안전법은 사용후핵연료처리시설에 국한한 안전기술기준을 따로 수립하고 있지 않기 때문에, 원자력안전법 제2조제15호의 정의에 따라 사용후핵연료처리사업은 핵연료주기사업의 하나이므로 핵연료주기시설의 방사선방호에 대한 법령체계[1-4]를 조사하였다.

먼저 피폭대상에 따른 선량한도는 원자력안전법 시행령 별표 1에 명시되어 있으며, 핵연료주기사업자는 시설을 운영할 때에는 인체·물체 및 공공의 안전을 위하여 방사선관리구역·보전구역·제한구역을 설정하고 각 구역에 따라 안전조치를

취하도록하고 있다. 사용후핵연료처리시설의 성능은 “원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙”[2]에 별도로 규정되어 있으며, 핵연료주기시설의 방사선방호 설비에 대해서도 동 규칙에 명시되어 있다. 또한 핵연료주기시설의 운영으로 발생하는 방사성물질의 제한기준은 원자력안전법 시행령 제174조에 규정되어 있고, 핵연료주기시설을 설치한 사업소 안에서의 방사성물질 등의 운반 및 저장, 핵연료주기시설의 운전 시 피폭방사선량에 관한 안전조치는 “원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙”에 규정되어 있으며, 구체적인 사항은 원자력안전위원회 고시 제2012-29호 및 제2012-49호에 명시되어 있다. 특히 원자력안전법 시행규칙 제133조에 따라 방사선작업 종사자 및 수시출입자의 개인피폭선량은 선량한도를 초과하지 않도록 평가하고 관리하도록 하고 있다.

2.2 일본 법령체계

일본은 “핵연료물질, 핵연료물질 및 원자로의 규제에 관한 법률”에서 구체적으로 재처리사업을 분류하여 규제하고 있으며, 이 사업자는 경제산업대신의 지정을 받아 사업을 수행하도록 하고 있어[5] 사용후핵연료 재처리시설에 대한 방사선방호와 관련된 법령체계를 조사하였다.

우선 방사선작업종사자의 선량한도는 “핵연료물질의 가공사업에 관한 규칙에 근거하여 선량한도 등을 정하는 고시”[6]에 명시되어 있으며, 재처리사업자는 “사용후핵연료 재처리사업에 관한 규칙”[7]에 따라 관리구역·보전구역·주변감시구역 등을 정하고, 각 구역에 대한 안전조치를 취하도록 하고 있다. 또한 재처리시설의 성능, 동 시설 내의 방사선관리시설 및 환기설비 설치 그리고 재처리시설을 설치한 사업소 내의 핵연료물질 등의 운반 및 저장에 대한 기준 또는 안전조치는 “사용후핵연료의 재처리사업에 관한 규칙”[8]에 규정되어 있으며, 특히 재처리시설 내 핵연료물질 등의 운반물의 선량당량율은 “핵연료물질 가공사업에 관한 규칙 제7조의 6등의 규정에 근거한 핵

연료물질 등의 공장 또는 사업소 내의 운반에 관한 조치 등에 관계되는 기술적 세목 등을 정하는 고시”[9]에 명시되어 있다.

2.3 미국 법령체계

미국의 핵연료주기시설의 인허가 신청서의 심사를 위한 표준검토계획(NUREG-1520)에 언급된 방사선방호를 위한 규제요건에 따라 상위 규정인 10CFR20[10]을 검토한 후 정리하였다.

성인의 직무상 선량 제한치와 대중에 대한 선량 제한치는 각각 10CFR20.1201과 10CFR20.1301에 규정되어 있으며, 미성년자 및 배아/태아에 대한 선량 제한치도 규정되어 있다. 방사선구역은 10CFR20.1003의 정의에 따라 관리구역과 제한구역으로 구분되어 있으며, 특히 제한구역에서 개인의 내부 피폭을 제한하기 위한 개인 호흡보호장비의 사용에 대한 규정을 다루고 있다. 직무상 방사선피폭을 감시하고 방사선 감시장비를 사용하도록 요구되는 개인들 그리고 방사성물질의 작업자 섭취를 감시하고 받은 유효선량당량을 평가하도록 요구되는 개인들에 대해서는 10CFR20.1502에 규정되어 있다.

향후 NRC 규제지침 등의 추가적인 조사를 통하여 미국 내 수립되어 있는 핵연료주기시설의 방사선방호에 대해 면밀히 파악하여야 할 것이다.

2.4 방사선방호 안전기술기준 비교

표1은 위에 언급한 한국, 일본, 미국의 방사선방호 안전기술기준에 대하여 간략히 정리한 것이다.

3. 결론

3.1 사용후핵연료 처리시설에 대한 국내의 방사선 방호관련 법령체계는 일본과 거의 유사하게 갖추어져 있으며, 선량 제한치는 ICRP 60의 권고를 반영하고 있음을 확인하였다.

3.2 일본은 핵연료물질, 핵연료물질 및 원자로의 규제에 관한 법률에서 재처리사업에 대한 규제를 법적으로 규정하고 있는데, 우리나라도 일본과 같이 향후 사용후핵연료 처리사업을 지속적으로 원활하게 추진할 수 있도록 법적체계를 재정비하여 사업별 규제를 마련하는 것도 좋은 방법이 될 것이다.

3.3 10CFR20에 규정되어 있는 미국의 방사선방호 규정들은 ICRP 26 권고를 반영한 것으로 우리나라의 방사선방호에 관한 법령체계와는 상이하

다는 것을 확인할 수 있었다. 그리고 NRC의 규제지침 등의 조사 및 이들의 국내 적용성에 대한 검토도 필요할 것으로 판단된다.

3.4 핵연료주기시설의 방사선방호와 관련 규정들을 취합하여 재정한 사항들은 핫셀시설의 방사선방호에 관한 안전기술기준 확립에 사용할 수 있을 것으로 사료된다.

Table 1. Safety criteria of radiation protection.

한국	· 방사선관리구역, 보전구역, 제한구역으로 구분. 단, 방사선관리구역의 허용표면오염도						
	<table> <tr> <th>방사성물질의 구분</th> <th>표면오염도</th> </tr> <tr> <td>α선 방출 방사성물질</td> <td>0.4Bq/cm²</td> </tr> <tr> <td>α선 무-방출 방사성물질</td> <td>4Bq/cm²</td> </tr> </table>	방사성물질의 구분	표면오염도	α선 방출 방사성물질	0.4Bq/cm ²	α선 무-방출 방사성물질	4Bq/cm ²
	방사성물질의 구분	표면오염도					
α선 방출 방사성물질	0.4Bq/cm ²						
α선 무-방출 방사성물질	4Bq/cm ²						
· 방사선작업종사자의 피폭방사선량 및 유도공기중 농도를 초과하지 않도록 관리 · 방사선작업종사자 및 수시출입자의 개인피폭선량이 선량한도를 초과하지 아니하도록 피폭방사선량 평가 및 관리							
일본	· 관리구역, 보전구역, 주변감시구역으로 구분. 단, 관리구역의 표면밀도한도						
	<table> <tr> <th>방사성물질의 구분</th> <th>표면밀도</th> </tr> <tr> <td>α선 방출 방사성물질</td> <td>4Bq/m²</td> </tr> <tr> <td>α선 무-방출 방사성물질</td> <td>40Bq/m²</td> </tr> </table>	방사성물질의 구분	표면밀도	α선 방출 방사성물질	4Bq/m ²	α선 무-방출 방사성물질	40Bq/m ²
	방사성물질의 구분	표면밀도					
α선 방출 방사성물질	4Bq/m ²						
α선 무-방출 방사성물질	40Bq/m ²						
· 방사선작업종사자의 선량 및 공기중 방사성물질의 농도를 초과하지 않도록 관리							
미국	· 관리구역과 제한구역으로 구분 · 공기 중 방사성물질의 농도를 제어하기 위한 공정 또는 기타 공학적 제어의 사용 · 직무상 방사선피폭으로부터 관리되어야 하는 개인						
	(1) 연간 제한치의 10% 초과 선량의 성인 (2) 1mSv/yr 초과하는 심부 선량당량, 1.5mSv/yr 초과하는 수정체 선량당량 또는 5mSv/yr 초과하는 피부 또는 사지의 표층선량의 미성년자 (3) 임신기간 동안 1mSv 초과 심부 선량당량의 임산부 (4) 고방사선구역 또는 더 높은 고방사선구역을 들어가는 개인들						

4. 참고문헌

- [1] 원자력안전법·동법 시행령·동법 시행규칙.
- [2] 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙.
- [3] 방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙.
- [4] 원자력안전위원회고시 제2011-29호, 제2011-49호, 제2011-69호.
- [5] 핵연료물질, 핵연료물질 및 원자로의 규제에 관한 법률, 일본.
- [6] 핵연료물질의 가공사업에 관한 규칙에 근거하여 선량한도등을 정하는 고시, 일본.
- [7] 사용후핵연료의 재처리사업에 관한 규칙, 일본.
- [8] 재처리시설의 설계 및 공사방법 기술기준에 관한 규칙, 일본.
- [9] 핵연료물질의 가공사업에 관한 규칙 제7조의 6등의 규정에 근거한 핵연료물질등의 공장 또는 사업소 내의 운반에 관한 조치등에 관계되는 기술적 세목등을 정하는 고시, 일본.
- [10] 10CFR20, "Standards for Protection against Radiation".

선진핵연료주기시설(가공시설)의 안전요건 조사 및 분석

서현석, 김지현, 전관식, 박상훈, 육대식*

(주)라드웍스, 대전광역시 유성구 대덕대로 530 첨단상가 다308호

*한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19

xx0029@hanmail.net

1. 서론

원자력에너지의 이용 증대는 사용후핵연료의 발생량 증가와 누적에 따른 안전관리가 당면과제이다. 선진핵연료주기에 속하는 파이로공정(건식처리)을 통해 사용후핵연료에 포함되어 있는 장반감기 고독성핵종을 분리하여 고속로에서 연소시킴으로서 사용후핵연료에 대한 환경 부담을 경감시킬 수 있다. 우리나라는 제255차 원자력위원회(2008.12.22)에서 미래원자력시스템 장기추진계획을 의결하였으며, 한국원자력연구원에서는 이에 대한 연구를 수행하고 있다. 그러나 현재 우리나라는 선진핵연료주기시설에 적용할 수 있는 안전요건이 미흡한 상태이다. 따라서 선진핵연료주기시설의 상용화 전단계인 현 시점에서 선진핵연료주기시설에 대한 안전요건을 확립하기 위하여, 일차적으로 국내 핵연료가공시설에 대한 현행 법령상의 안전요건들을 조사하고, 미국의 MOX 연료가공시설에 대한 안전요건을 조사하여, 상호 비교/분석하였다.

2. 본론

2.1 우리나라 핵연료가공사업 관련 안전요건

2.1.1 인허가 절차 및 요건[1-5,8]

○ 핵연료가공사업 허가신청

가공사업을 허가 받고자 하는 자는 허가신청서에 다음의 서류들(원자력안전법 제35조 및 원자력안전법 시행규칙 제44조 참조)을 첨부하여 원자력안전위원회에 제출해야 한다.

- 방사선환경영향평가서
- 안전관리규정
- 설계 및 공사방법에 관한 설명서
- 사업의 운영에 관한 품질보증계획서
- 사업계획서(3년간)
- 기술능력에 관한 설명서
- 가공시설의 위치·구조·설비 및 가공방법에

관한 서류

- 가공시설의 공사계획에 관한 서류

- 정관

- 가공사업의 허가기준 : 원자력안전법 제36조
- 시설검사 : 원자력안전법 시행령 제55조
- 계량관리규정의 승인 : 원자력안전법 제44조 (준용 원자력안전법 제15조)
- 물리적 방호규정 및 방호비상계획 승인 : 방재법 제9조
- 방사선비상계획 승인 : 방재법 제20조
- 사업개시신고 : 원자력안전법 제43조

2.1.2 운영요건[1-5]

- 기록요건 : 원자력안전법 제39조
- 운영에 관한 안전조치등 : 원자력안전법 제40조
- 정기검사 : 원자력안전법 시행령 제58조
- 품질보증검사 : 원자력안전법 시행령 제57조
- 특정핵물질의 계량관리에 관한 검사 : 원자력안전법 시행령 제60조(준용 시행령 제26조)
- 물리적 방호에 관한 검사 : 방재법 제12조

2.1.3 해체 요건

- 핵연료주기시설의 해체 : 원자력안전법 제42조

2.2 미국 MOX 연료가공시설 관련 안전요건

2.2.1 인허가 절차 및 요건[6-8]

신청자가 건설승인에 관한 안전성분석을 수행한 후에 NRC에 건설승인을 신청하면, NRC는 표준심사지침에 근거하여 신청서류에 대한 심사 및 현안에 대한 허가 신청자와 협의절차를 거쳐 안전평가보고서(SER : Safety Evaluation Report)을 작성한다. 또한 신청자가 운영과 관련된 안전성분석을 수행한 후 NRC에 운영허가를 신청하면, NRC는 안전평가보고서(SER)에 대한 관계자의 요청에 따라 공청회를 개최하고, 현안의 최종해결 이후 안전평가보고서(SER)을 공표하고 인허가를

발급한다.

- 허가신청 : 10CFR70.21(f)
- 허가신청서 기재요건 : 10CFR70.22
 - MOX연료가공시설 : 10CFR70.22(f);
 - 추가적으로 자연현상에 대한 방호방안을 포함하는 부지설명서, 시설의 주요 구조물, 계통 및 기기에 대한 안전성평가와 품질보증계획 설명서.
- 허가신청서 추가 기재요건 : 10CFR70.65
- 허가 발급요건 : 10CFR70.23
- 허가신청서 첨부서류
 - 안전성분석보고서 : 10CFR50.10(d)(3)(i)
 - 환경보고서 : 10CFR70.21(f) & 50.10(d)(3)(ii)
 - NRC의 요청에 의한 시설정보 : 10CFR70.21(g)
 - 임계사고 비상계획 : 10CFR70.22(i)
 - 물리적 방호계획 : 10CFR70.22(k)
 - 물리적 보안계획 : 10CFR70.22(m)
 - 해체자금계획 : 10CFR70.25
- 허가조건 : 10CFR70.32
- 허가변경 : 10CFR70.34
- 시설 및 공정 변경요건 : 10CFR70.72
- 허가갱신 : 10CFR70.73
- 해체요건 : 10CFR70.38
- 보고요건 : 10CFR70.50
- 기록 보존요건 : 10CFR70.51

2.2.2 기술요건[6,7]

- 임계사고요건 : 10CFR70.24
- 성능요건 : 10CFR70.61
- 안전성프로그램 요건 : 10CFR70.62
 - 공정안전성정보(Process Safety Information) : 10CFR70.62(b); 공정에서 사용 또는 생산되는 물질의 위험, 공정기술, 공정설비 등에 관한 정보
 - 통합안전성분석(Integrated Safety Analysis) : 10CFR70.62(c); 허가물질의 소유 또는 처리와 관련된 방사선학적 위험, 이 물질과 이로부터 생산된 위험한 화학물질의 화학적 위험, 공정이탈 또는 내부사건과 자연현상을 포함한 확실한 외부사건에 의한 잠재적 사고경위, 이 잠재적 사고경위의 발생가능성과 영향 및 결정방법, 10.61(e)에 따라 식별된 IROFS(Items Relied On For Safety)
 - 관리방법(Management Measures)

: 10CFR70.4 & 62(d); 70.61의 성능요건 준수 입증을 위해 이행되어야 할 사항들, 즉 배치관리, 유지보수, 훈련과 자격부여, 절차서, 감사와 평가, 사건조사, 기록관리, 기타 품질보증요소 등

- 신규시설 및 기존시설의 새로운 공정에 대한 요건 : 10CFR70.64

3. 결론

3.1 우리나라의 핵연료가공사업허가는 1단계로 되어 있으나, 미국의 경우는 2단계로 건설허가와 운영허가로 되어 있다.

3.2 우리나라는 “설계 및 공사방법에 관한 설명서”, “가공시설의 위치, 구조, 설비 및 가공방법에 관한설명서” 등 다수의 서류를 제출하게 되어있는 반면에 미국은 “안전성분석보고서”외에 추가요건으로 “안전성프로그램설명서”를 제출하게 되어 있는 것이 큰 차이점이다. 따라서 국내 관련법령을 개정하여 안전성분석보고서를 제출하도록 하면 제출서류를 간소화할 수 있을 것이다.

3.3 우리나라는 아직 MOX핵연료가공시설에 대한 안전요건이 없으므로 기존의 핵연료가공시설과 관련된 안전요건을 바탕으로 미국의 MOX핵연료가공시설의 안전요건을 참조하여 미흡한 부분을 보완하여야 할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] 원자력안전법·동법 시행령·동법 시행규칙.
- [2] 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙.
- [3] 방사선 안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙.
- [4] 원자력안전위원회고시.
- [5] 원자력시설 등의 방호 및 방사능 방재대책법·동법 시행령·동법 시행규칙.
- [6] NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations.
- [7] NUREG-1718, “Stand Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide(MOX)Fuel Fabrication Facility”.
- [8] 전관식의 3명, 선진핵연료주기시설 관련 국내 안전규제체계 개선방안 수립, KINS/HR-1156, 2012.

핵주기 시설의 요구사항 관리 및 시스템엔지니어링 응용

박희성, 고원일, 이한수

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

핵주기 시설 구축과 관련하여 일정과 진도관리를 위한 환경 및 업무 간 인터페이스를 확보하는 것은 선행되어야 할 과제 중 하나다. PRIDE 구축 과정에서 생성된 수행업무에 대하여 공정별 일정관리와 진행상태 관리를 수행한 바 있다[1]. 본 논문에서는 PRIDE 수행업무와 이미 정의된 요구사항[2]과 연계시키는 기술을 설명한다. 본 논문에서는 수행업무와 정의된 요구사항들 간의 연계 관계를 기술한다. PRIDE 일정과 진행상태와 관련한 예산과 공정률을 관리하는 방법을 설명한다. 최상위 설계요건부터 컴포넌트 요구조건을 연계하여 신속하고 정확한 의사결정을 지원할 수 있는 새로운 개념의 회의를 제안한다.

2. 본론

2.1 수행업무 요구사항 관리

생성된 PRIDE 수행업무는 총 259개 항목으로 정의되었으며, 쿼리(query)를 통해 변경이력 관리를 할 수 있도록 프레임워크를 완성하였다. 변경이력은 Cradle에서 제공하는 기본 함수를 이용하였으며, 수행 업무 출력 시 변경이력에 대한 속성 값들이 출력할 수 있도록 하였다. 공정별 수행업무 요구사항은 PRIDE 시설에 필요한 최상위 요구사항부터 컴포넌트 요구사항까지 관리한다. 요구사항 간 관계와 아이템 항목 등을 그림 1에 나타내었다.

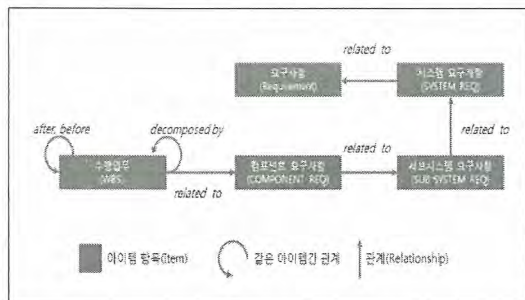


Fig. 1. 수행업무 요구사항 관리 스키마.

요구사항은 추적성이 확보될 수 있도록 프레임이 만들어져야 한다. 수행업무 요구사항 관리창은 관리번호와 요구사항 내용 그리고 계층 간 요구사항들 간의 관계를 나타내도록 하였다(그림 2).

Fig. 2. 수행업무 요구사항 관리창(쿼리).

2.2 예산 및 공정률 관리

PRIDE 일정 및 진행과 관련한 예산과 공정률을 관리하기 위한 관리창(쿼리)을 만들었다. 각 수행업무의 예산 및 공정률에 대한 정의와 내용을 테이블 형태로 확인할 수 있다. 공정률은 가중치와 진행률 입력 시 자동계산이 가능하도록 설계하였으며, 예산은 초기에 설정하는 초기 예산과 최종적으로 결정된 최종예산을 확인할 수 있도록 프레임을 생성하였다(그림 3).

Fig. 3. PRIDE 예산 및 공정률 관리창(쿼리).

예산 및 공정률 관리창(쿼리)은 별도의 스키마가 필요없으며, 속성값 중 예산 및 공정률에 대한 내용을 쿼리를 통해 화면에 출력된다.

2.3 회의록 관리

사업이 진행되는 동안 설계 변경과 예기치 않은 일정 변경 등 주요 상황들이 TFT 등을 통해 결정하게 되는데, 지금까지와는 현저하게 틀린 새로운 프로젝트 관리 중 하나인 회의록 관리를 소개한다. 즉, 핵주기시설의 정의된 요구사항들과 변경 이력 및 위험관리 내용들을 회의록에서 바로 확인할 수 있도록 스키마(그림 4)를 작성하였다.

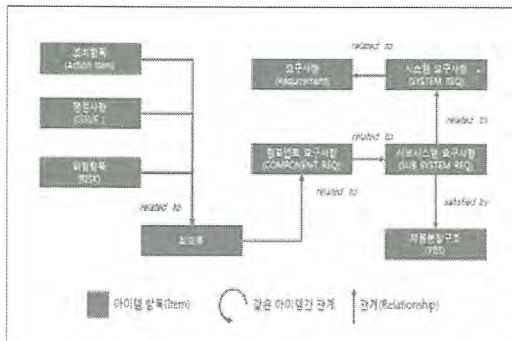


Fig. 4. 회의록 관리 스키마(Schema).

스키마를 통해 만들어진 관리창(쿼리)은 조치 항목과 주요 쟁점사항 그리고 위험 항목들을 테이블 형태로 볼 수 있으며, 핵주기시설 건설의 최상위 요구사항부터 단위장치를 구성하고 있는 컴토넌트 요구사항을 연계하여 볼 수 있다. 그림 5는 회의록과 조치항목/쟁점사항/위험항목 그리고 요구사항들을 연계한 결과를 보여주고 있다.

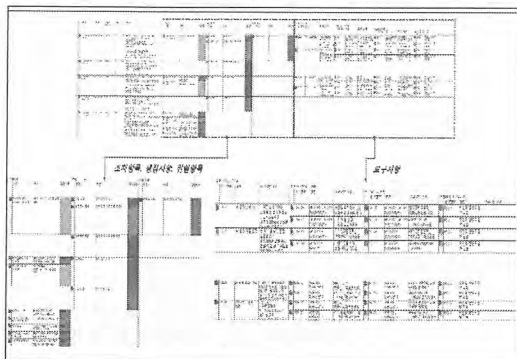


Fig. 5. 회의록 관리창(쿼리).

3. 결론

설계 변경과 일정 변경으로 인한 손실을 최소화하기 위해서는 요구공학과 시스템엔지니어링 기술을 응용한 연구가 필요하다. 본 논문에서는

이러한 문제점을 해결하기 위한 방법으로 요구공학에서 사용하고 있는 여러 기술들을 응용하여 PRIDE에 응용하였다. 수행업무와 요구조건과의 연계 관계를 선명하게 정의함으로써 변경이력과 추적성에 신뢰 기반을 확립하는 계기가 되었다. 새로운 개념의 회의록 관리 기법은 기존의 의사결정 방법을 한 단계 향상시키는데 결정적인 역할을 할 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력중장기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] Hee Seong Park, et al., "Implementation of a Metric for organizing of Process Management on the Pyroprocess", 방사성 폐기물학회 2012. 춘계.
- [2] H. S. Park, et al., "A Framework of the requirements for the management of a nuclear fuel cycle facility", Progress in Nuclear Energy 56(2012) 91-99.

파이로단위공정 모델링을 위한 데이터 구조 설계

이효직, 고원일, 조용진, 박양정, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hyoiiik@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로시설 시뮬레이터 개발을 위한 모델링 아키텍처로서 단위공정모델, 운전모델, 시설수준모델로 이루어진 3-수준 개발 방법을 지향하고 있다. 시설 시뮬레이터 개발을 위한 프레임워크[1]로서 동적물질 흐름, 데이터베이스 등의 기본요소들이 포함되어야 한다. 본 연구에서는 단위공정모델링 단계에서 고려해야 할 데이터들에 대한 분류 및 이를 데이터베이스화하기 위한 데이터 구조에 대해 다루고자 한다.

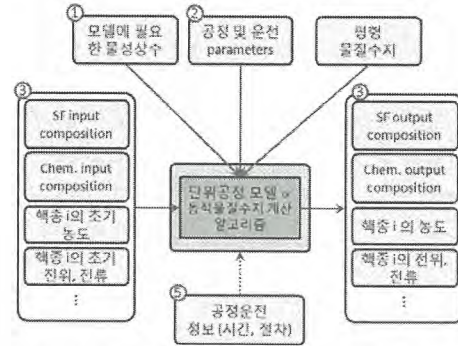


Fig. 1. 단위공정모델링을 위한 데이터구조.

2. 단위공정모델

2.1 파이로시설 구성

파이로시설 시뮬레이터를 구성하는 단위공정은 크게 전처리, 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물처리, 배기체처리, 금속폐기물처리 공정으로 분류할 수 있으며, 각 공정은 또 세분화되어 많게는 예닐곱개 이상으로 분류될 수 있다. 각 단위공정은 화학반응 및 전기·화학반응에 대한 지배방정식 및 실험식으로 이루어지거나 기계적인 운전절차에 해당하는 세부공정 등으로 분류된다. 화학반응 및 전기·화학반응에 대한 모델링은 연속시스템(continuous system)으로 모델링되며, 기계적인 운전절차에 해당하는 부분은 이산사건시스템(discrete event system)으로 모델링될 수 있다.

2.2 단위공정모델 데이터

단위공정 모델링을 위해 필요한 데이터를 체계적으로 분류하고, 수집하여 데이터베이스화하면 상위모델링, 즉, 단위공정모델들의 취합 및 연계 모델링을 하는 데 요긴하게 사용될 수 있다. 데이터 수집 및 분류가 시뮬레이션 프로젝트의 가장 어렵고 도전적인 부분이라는 것은 이 부분의 중요성을 잘 말해준다.

단위공정모델 및 코드를 위한 데이터 분류체계를 총 5 가지로 분류하였다. 첫째 물성상수 데이터이며, 이는 불변의 상수로 취급되는 것으로 폐

러데이 상수, 기체 상수, 교환전류 밀도 등이 이에 해당한다. 둘째, 공정 및 운전 파라미터이며, 이는 공정 결과에 영향을 미치는 조업변수로서 온도, 압력, 인가 정련류, 인가 정전압 등이 이에 해당한다. 셋째, 전기·화학 데이터이며, 인과관계에 있는 변수들로서 전·후 공정의 결과에 영향을 받거나 영향을 미치는 중요 변수이다. 예를 들면 특정 핵종의 평형전위, LCC bulk에서 특정 핵종의 농도 등이 이에 해당한다. 넷째 코드(프로그램) 관련 변수로서 위 첫째~셋째 데이터에는 해당하지 않으나, 수치 계산 알고리즘, 공정모델 및 코드 관련된 변수로서 시간증분, 매개변수 등이 이에 해당한다. 마지막 다섯째는 공정운전정보이며, 이는 운전모델링 시 필요한 데이터들로서 공정시간, 운전절차, 사용장비, 소요인력, 전·후 공정 간 상대운전 절차 등이다.

2.3 단위공정모델 데이터베이스

단위공정모델을 위한 DB는 ExtendSim[2]이 내장하고 있는 DB 관리 기능을 사용하여 상기 언급한 데이터들을 취급 관리할 것이다. 위 데이터구조에서 가장 복잡하고 가변적인 부분이 셋째에 해당하는 전기·화학 데이터이며, 단위공정의 입·출력 수와 연동한 데이터구조 설계가 필요하다. 입력물질의 상태에 해당하는 부분은 전공정의 영향을 받아 이루어진 인과관계 결과물이며, 출력물질은 현 단위공정의 계산 결과에 영향을 받아 생

성될 인과관계 결과물이다. 특히 출력에 해당하는 데이터는 출력개수(출력 물질흐름 경로수)에 해당하는 수만큼의 같은 구조를 갖는다.

3. 데이터베이스

3.1 단위공정모델 블록

ExtendSim에서 단위공정모델에 연계된 데이터베이스의 설계된 모습을 보여주기 위해서는 개발된 단위공정모델용 사용자블록 라이브러리에 대해서 간단히 소개한다. 공용염 폐기물 처리공정에 대한 모델을 위해 Fig. 2와 같은 ExtendSim 블록 라이브러리를 개발하였고, 이는 ModL 프로그래밍을 이용하여 Fig. 1에서 언급한 데이터들을 관리한다. 특히 세번째 인과관계를 갖는 전기·화학 데이터들은 공정모델과 연계하여 데이터구조 테이블을 생성, 삭제, 변경, 기록하게 된다.

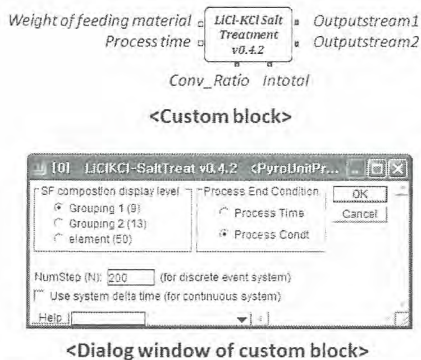


Fig. 2. 단위공정모델용 라이브러리 블록.

3.2 데이터 관련 함수

위 Fig. 2 라이브러리 블록의 소스 코드는 12개의 주요 함수들로 구성되어 있으며, 각 함수간의 호출 관계는 Fig. 3과 같다. 여기서 세 가지 함수 DBTablesManagement(), WriteToDBDispLev(),

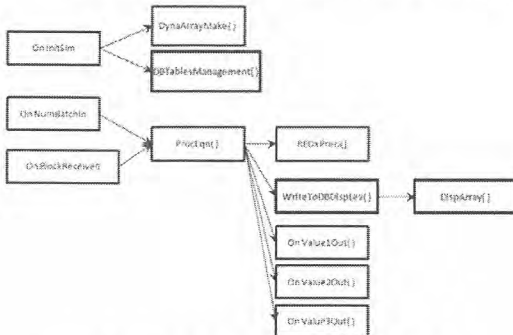


Fig. 3. 라이브러리 블록의 함수 호출 관계.

DispArray()가 데이터베이스와 관련된 함수들이며 DBTablesManagement()는 데이터테이블 생성, 크기변경, 삭제에 관련된 일을 하고, WriteToDBDispLev()는 Fig. 2의 dialog window에서 선택된 SF 조성표시수준을 따라 그룹별 핵종의 합을 계산하기 위한 함수이며, DispArray()는 출력과 관련된 배열 연산에 관한 함수이다. ExtendSim은 데이터베이스와 관련된 많은 ModL 함수를 제공[3]하고 있고, 위 세 함수는 ExtendSim에서 제공하는 함수들을 사용하여 그 기능을 구현하고 있다.

3.3 모델연계 테스트

현재 개발된 라이브러리 블록은 데이터베이스 관련된 부분과 관련하여 모델 출력 경로 연계 테이블 생성, 조성표시수준에 따른 테이블크기 연계 변경 등의 완료되었고, 현재 code debugging을 통해 검증이 완료된 상태이다.

4. 결론

파이로시설 시뮬레이터 개발을 위한 데이터 구조설계 및 DB와 연계한 단위공정모델용 라이브러리 블록을 개발하였다. 향후에는 추가적으로 상수, 조업 파라미터, 코드변수 등을 고려하기 위한 데이터 구조를 라이브러리에 반영할 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 연구재단의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, pp. 121-122, 2012
- [2] ExtendSim 8 User Guide, Imagine That Inc. 2012
- [3] ExtendSim 8 Developer Reference, Imagine That Inc. 2012

Pyro-SFR 핵연료주기의 경제성 분석

김성기, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

sgkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

최적 핵연료주기 선택은 각국의 정치·경제적 상황을 고려해서 결정한다. 즉, 경제성 뿐만 아니라 핵비확산성, 환경영향, 에너지 안보 등의 종합적인 평가에 의해 핵연료주기 정책이 수립된다. 따라서 우리나라는 핵비확산 정책을 만족시키기 위해 핵확산저항성이 큰 핵연료주기 중에서 가장 경제적인 핵연료주기를 선택해야 한다. 본 논문에서는 이러한 배경 하에 현재 사용후핵연료의 우라늄과 TRU를 고속로 핵연료로 재활용할 수 있는[1] 파이로 기술과 연계된 파이로-고속로 핵연료주기의 경제성을 직접처분과 비교하여 분석하였다. 분석방법으로써 파이로-고속로 핵연료주기 비용과 직접처분비용의 손익분기점을 계산하였다. 왜냐하면 아직까지 직접처분이 경제적인 방안으로 고려되고 있기 때문이다. 그러나 현재 파이로 공정의 상용시설이 존재하지 않아 비용의 불확실성에 대한 한계점이 존재한다.

2. 본론

2.1 비용산정 방법

파이로-고속로 연계 핵연료주기 비용을 산정하기 위하여 먼저 파이로시설과 관련된 비용을 파악해야 한다. 즉, 연도별 소요비용을 산출하여 전체 투자비의 비용흐름을 계산하는 것이 필요하다[2]. 파이로 시설의 개념설계에 근거하여 비용을 추정 한 결과, 그림 1과 같이 Overnight cost와 이에 대한 현재가치가 추정되었다[3].

직접처분과 파이로-고속로 주기의 경제성을 파악하기 위하여, 평균원가(average cost)의 개념인 균등원가(Levelized Unit Cost: LUC)를 사용할 수 있다. 이 방법은 식 (1)과 같이 할인된 비용흐름의 합을 PB(Present Benefit)의 합으로 나누어 계산한다.

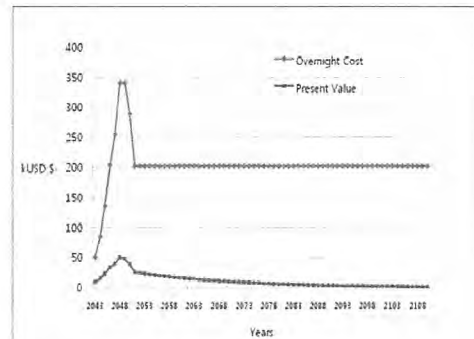


Fig. 1. Cash flow of Pyroprocessing costs.

$$LUC = \frac{PV}{PB} = \frac{\sum_{stages} \sum_{t=t_0-T_1}^{t=t_0+L+T_2} \frac{C_i}{(1+d)^{t-t_0}}}{\sum_{t=t_0}^{t=t_0+L} \frac{Q_i}{(1+d)^{t-t_0}}} \quad \dots\dots\dots (1)$$

여기서, PV : 현재가치(Present Value)

PB : 현재이익(Present Benefit)

C_i : 해당 연도(i)의 비용 혹은 투자비

t_0 = 기준일(가동개시일)

L = 원자로 수명

T_1 = 선행기간의 최대값(선행부문)

T_2 = 지연기간의 최대값(후행부문)

d : 할인율

i : 연도

Q_i : 해당 연도(i)에 얻어진 이익(전력생산 등)

그런데 전기는 원자로 수명기간 동안 연속적으로 생산된다고 가정하면, 연속할인(continuous discount) 방법을 사용할 수 있다. 즉, 할인율 r을 연속할인율(continuous discount rate)

$R = \ln(1+r)$ 로 대체할 수 있으며, 식 (1)의 분모는 식 (2)와 같이 표시할 수 있다.

$$\sum_{t=t_0}^{t=t_0+L} \frac{Q_i}{(1+d)^{t-t_0}} = \int_{time} \exp(-Rt) Q_i dt \quad \dots\dots\dots (2)$$

Table 1. Input data.

Economic data	Discount rate	5.0 [%/year]
	Escalation rate	1.2 [%/year]
	Base year of cost data	2001
PWR Reactor	Life time	40 years
	Thermal power	2921 MWt
	Electrical power	1000 MWe
	Capacity factor	85%
	Thermal Efficiency	34.23 %
	Annual loading	16.479 tU
	Annual discharge	15.55 tHM
	Burnup	55,000 MWd/tHM
	No. of batches	4
	Annual electricity gen. of PWR	7,446 GWh
Enrichment data	²³⁵ U content in natural uranium	0.7 wt%
	Enrichment of feed	0.71 w/o
	Enrichment of product	4.5 w/o
	Enrichment of tails	0.25 w/o
Loss factors	Conversion	0.1 %
	Fabrication	0.1 %
	Reprocessing	0.1 %
Lead time [unit: months]	Purchase	24
	Conversion	18
	Enrichment	12
	Fabrication	6
Lag time [unit: months]	Transportation	60
	Reprocessing	72
	Final Disposal	480

2.2 파이로 손익분기점

파이로의 경제성을 파악하기 위해 표 1의 자료를 이용하여, 핵연료주기 비용을 계산한 결과, 직접처분(direct disposal)과 Pyro-SFR 핵주기의 비용은 각각 6.71 mills/kWh, 6.60 mills/kWh로 계산되었다. 또한 파이로의 경제적 타당성을 확인하기 위해, 파이로의 손익분기점을 계산한 결과, 손익분기점은 약 \$800/ kgHM으로 계산되었고, 이러한 결과는 다른 모든 비용은 고정시키고, 파이로 비용만 변화시키면서 파이로-고속로(Pyro-SFR) 핵주기비용(nuclear fuel cycle cost)과 직접처분(direct disposal) 비용이 같아지는 비용을 손익분기점으로 도출한 것이다. 결국, 파이로 비용이 \$800/kgHM 이하 일 경우, 직접처분에 비해 경제성이 존재하는 것으로 해석할 수 있다.

3. 결론

파이로의 경제성을 파악하기 위해 먼저 파이로 시설의 개념설계에 근거하여 파이로 처리 비용을 계산한 결과, 종합파이로시설(KAPF+)의 투자비는 2009년 말 불변가(constant value) 기준으로 약 1,706 MUSD, 연간운영비는 약 194 MUSD, 제염 및 해체비는 약 515 MUSD가 소요될 것으로 추정되었으며, 균등원가(LUC)는 781 USD/kgHM로 계산되었다.

또한 직접처분과 파이로-고속로 연계주기의 시나리오에 대한 핵연료주기 비용을 산정한 결과, 각각 6.71 Mills/kWh, 6.60 Mills/kWh로 계산되었다. 그러므로 파이로-고속로 연계 주기가 약간 더 경제적인 것으로 해석할 수 있다. 이러한 결과는 OECD/NEA의 보고서를 참조하여, 고속로의 건설 투자비와 운영비가 기존의 경수로에 비해 20% 더 증가되는 것으로 가정한 결과이다[4].

또한 구체적으로 PWR-SFR연계 핵연료주기를 고려한 파이로 비용이 직접처분에 비해 어느 정도 경제성을 가질 수 있는지를 파악하기 위해, 직접처분에 대한 파이로처리 비용의 손익분기점을 계산한 결과, 약 \$800/kgHM 으로 산정되었다. 따라서 파이로 처리비용이 \$800/ kgHM 이하일 경우 경제성이 존재한다고 해석할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] Laidler, J. J., Battles, J. E., Miller, W. E., Ackerman, J. P., and Carls, E. L., 1997, Development of Pyroprocessing Technology, Progress in Nuclear Energy, Vol. 31, No. 1/2, pp. 131-140.
- [2] Park, H.R., Oheu, B.G., 2003, The Fundamentals of Economics, Accounting & Business Press, pp. 12-29.
- [3] Park, Y.T., 2008, An Introduction to Engineering Economics, Cheungmungag Press, pp. 169-179.
- [4] OECD/NEA, 2006, Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, OECD Publishing, Appendix L. 243-244.

수소동위원소 저장 공급 시험을 위한 소형 베드 시스템의 표준운전절차

정동유, 이정민, 구대서, 정홍석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

cdy@kaeri.re.kr

1. 서론

삼중수소는 수소의 동위원소로 중수소형 원전에서 발생하는 베타 붕괴 방사성폐기물이지만 미래의 핵융합 에너지의 연료이다. 핵융합로에서는 많은 양의 삼중수소가 운전시나리오에 따라 저장·공급 되어야 한다. 현재, 수소를 안정하게 저장·수송하는데 필요한 수소저장 방법들 중에서 금속수소화물(metal hydride)을 이용한 방법이 가장 주목 받고 있다 [1, 2]. 현재 핵융합로에서 삼중수소 저장·공급을 위한 재료로 제안되는 금속 수소화물은 감손우라늄(Depleted Uranium)과 지르코늄코발트(Zirconium Cobalt)이다. 이 두 금속 수소화물의 특성을 비교 평가하기 위해서 수소동위원소 저장재료 비교 실험장치를 제작하였다. 수소저장금속재료 실험용 소형 베드의 안전한 흡/탈장 실험을 위해서는 실험시스템의 표준운전절차 수립이 반드시 필요하다. 따라서 본 논문에서는 수소동위원소 저장 시험을 위한 소형 베드 시스템의 표준운전절차 수립에 대해 기술하였다.

2. 본론

2.1 실험장치

Fig 1은 수소동위원소 저장재료 비교 실험용 소형 베드 시스템이다. 이 시스템은 크게 진공시스템, 베드 시스템, 제어 및 DAQ 시스템으로 구성된다. 먼저 진공시스템은 베드와 연결되는 매니폴드와 고 진공 분위기를 만들기 위한 TMP 및 로터리 펌프로 구성되어 있다. 다음으로 베드 시스템에서는 두 개의 베드가 존재하는데 두 베드는 일차용기, 열차폐판 및 이차용기로 동일하게 구성되어 있고, 내부 수소저장재료는 한 베드에는 ZrCo가 다른 베드에는 DU가 저장되어 있다. 마지막으로 제어 및 DAQ 시스템은 베드의 히터 원격 제어와 온도 및 압력 데이터를 수집·저장하기 위한 프로그램 및 하드웨어, 그리고 시스템의 수동 제어를 위한 패널로 구성되어 있다.

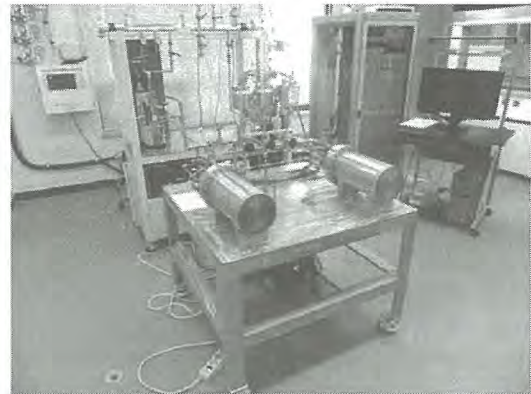


Fig. 1. small bed experimental system for comparison of hydrogen isotope storage materials.

2.2 표준운전절차

2.2.1 수소저장재 베드 투입 절차

먼저 글로브 박스의 배기 라인의 로타리펌프 및 후드의 정상작동 여부를 확인한다. 다음으로 글로브박스에 연결된 Ar 가스의 양이 충분한지 확인한다. 글로브 박스 내 H_2O , O_2 농도 및 blower 운전(속도:3) 확인한다. 1차 용기의 수소저장재 투입구 캡을 분리하여 글로브박스 안티챔버에 넣고 진공분위기 조성 후 Ar 가스 퍼지를 2~3 회 반복한다. 1차 용기를 글로브박스 내부로 이동시킨다. 수소저장재의 무게를 계량하여 1차 용기에 투입하고 투입구 밀봉 및 육안 검사를 실시한다. 다시 1차 용기를 안티챔버로 이동시켜 글로브박스 연결부 및 배관 차단 확인 후 외부로 이동시킨다. 마지막으로 1차 용기 수소저장재 투입구를 용접하고 2차 용기를 결합하여 가스 누출 검사를 실시한다.

2.2.2 진공아닐링 절차

진공아닐링은 수소동위원소 저장/공급 시험을 수행하기 전에 베드 내부 및 수소저장재 표면의 불순물을 제거하는 절차이다. 먼저 소형 베드 시스템의 배기라인에 연결되어 있는 후드를 작동시킨다. 실험 데이터 저장을 위해 DAQ(Data

Acquisition) 프로그램을 실행시킨다. 시스템 구성 용기 (1차/2차 용기, Tank) 및 라인 압력 및 온도 확인 후 로터리 펌프와 ISP 펌프를 순차적으로 작동시킨다. 진공 어닐링을 수행하고자 하는 해당 베드의 1차/2차 용기와 Measuring Tank(이하 MT) 진공라인 밸브 열어준다. MT의 압력 50 mtorr 미만으로 감소한 것을 확인 후 TMP(Turbo Molecular Pump)를 작동시켜 1차/2차 용기 내부를 고진공으로 유지시킨다. 베드의 1차 용기 Heater를 작동시켜 진공어닐링을 시작한다. Heater가 정지된 후 1차 용기는 진공상태로 유지하고 2차 용기에 He 가스를 약 800torr까지 채워 상온까지 자연 냉각시킨다.

2.2.3 수소흡장 절차

먼저 소형 베드 시스템의 배기라인에 연결되어 있는 후드를 작동시킨다. 실험 베드(ZrCo 베드/DU 베드)를 선택하여 실험을 수행하지 않는 베드의 밸브를 차단한다. 시스템 구성 용기(1차/2차 용기, MT) 및 라인 압력 및 온도 확인 후 로터리 펌프와 ISP 펌프를 순차적으로 작동시킨다. 베드의 1차/2차 용기와 MT 진공라인 밸브 열어준다. MT의 압력 50 mtorr 미만으로 감소한 것을 확인 후 TMP를 작동시켜 1차/2차 용기 내부를 고진공으로 유지시킨다. 목표 진공도 도달 후 ISP 펌프 OFF 및 1차 용기 수소 아웃렛, MT 진공 라인 밸브 순서로 차단시키고 TMP와 로터리 펌프를 순차적으로 정지시킨다. 베드의 2차 용기에 헬륨을 약 760torr로 채워준다. 수소 가스를 MT에 목표량(목표 압력) 만큼 정확히 채운다. DAQ 프로그램을 먼저 실행시키고 1차 용기 수소 인렛 밸브를 열어 수소 저장 실험을 시작한다. 수소 저장 완료(MT 압력을 기준으로 판단) 후 1차 용기 수소 인렛 밸브 차단한다. 잔류수소 배출을 위해 로터리 펌프를 다시 작동시키고 MT 진공라인 밸브를 열어 압력이 50 mtorr 미만이 되면 TMP를 작동시킨다. 잔류 수소 배출 완료 후 MT 진공라인 밸브 차단하고, TMP와 로터리 펌프를 순차적으로 정지시킨다.

2.2.4 수소탈장 절차

먼저 소형 베드 시스템의 배기라인에 연결되어 있는 후드를 작동시킨다. 실험 베드(ZrCo 베드/DU 베드)를 선택하여 실험을 수행하지 않는 베드의 밸브를 차단한다. 시스템 구성 용기 (1차/2차 용기, MT) 및 라인 압력 및 온도 확인 후 로터리 펌프와 ISP 펌프를 순차적으로 작동시킨다. 베드의 1차 용기와 MT 진공라인 밸브 열어준다.

MT의 압력 50 mtorr 미만으로 감소한 것을 확인 후 TMP를 작동시킨다. DAQ 프로그램을 먼저 실행시키고, MT의 진공 라인 밸브를 차단하고 2차 용기는 열린 상태로 유지하여 MT에서 압력증가를 10분 동안 측정한다. 1차 용기 Heater를 작동시킨다. 가열 조건은 각 실험조건에 따른다. 실험 조건에 따른 예열 완료 후 1차 용기 수소 아웃렛 밸브를 열어 수소 공급을 시작한다. 수소 공급이 완료되면 MT에 공급된 수소를 안전하게 배출하기 위해 로터리 펌프와 ISP 펌프를 작동 시키고 1차 용기와 MT 진공라인 밸브를 열어준다. MT 압력이 50 mtorr 미만으로 감소하면 TMP를 작동시킨다. 수소 배출 시 주의 사항은 배출구 밸브를 조절하여 MT 압력이 1초에 0.3torr 정도로 떨어지도록 해야 한다. 수소 배출 완료되면 MT 진공라인 밸브를 차단하고 TMP와 로터리 펌프를 순차적으로 정지시킨다. 마지막으로 2차 용기에 He 가스를 약 800 torr까지 채워 상온까지 자연 냉각시킨다.

3. 결론

수소동위원소 등의 위험 물질을 취급하는 실험을 안전하게 수행하기 위하여 사고를 사전에 방지하기 위해서는 관련된 안전규정을 충족하는 표준운전절차를 반드시 수립하여야 한다. 따라서 이번에 수소동위원소 저장 공급 시험을 위한 소형 베드 시스템의 표준운전절차를 수립하였다. 향후 취급 물질, 실험조건, 장치의 구조, 안전규정 등이 변경될 경우 반드시 변경된 사항에 부합하게 표준운전절차를 개정한 후 실험을 진행하여야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부와 지식경제부의 국제핵융합실험로 공동개발사업으로 수행되었습니다. (NRF 2012-0000276)

5. 참고문헌

- [1] Fusion Engineering and Design, 84, pp. 599-603, 2010.
- [2] Fusion Technology, Vol. 28, pp. 1732, 1995.

사용후핵연료 장기 건식저장 평가기술 개발 현황

양용식, 김대호, 국동학, 김도식, 권형문, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

yvs@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 건식저장은 사용후핵연료 처리 및 처분이 요원한 현재 상황을 고려할 때, 저장조 포화문제를 해결할 수 있는 유일한 방안이다. 미국, 독일, 일본 등의 원자력 선진국에서는 이미 사용후핵연료 건식저장을 활발히 진행하고 있으나, 국내에서는 중수로 사용후핵연료를 대상으로 한 건식저장이 진행되고 있을 뿐이다. 하지만, 경수로로는 국내 원자력발전소의 대부분을 차지하고 있으며, 향후 건설이 예정된 원자로 역시 경수로형으로써, 경수로용 사용후핵연료의 건식저장은 향후 반드시 거쳐가야만 하는 과정이라 할 수 있다.

이에 원자력연구원에서는 경수로용 사용후핵연료 건식저장 상용화를 위한 활발한 발한 연구를 진행하고 있으며, 특히, 건식저장 시 사용후핵연료 장기 건전성 평가 및 입증에 위한 기술을 중점적으로 개발하고 있다.

2. 사용후핵연료 장기 건전성 평가의 필요성

현재 국내 경수로형 사용후핵연료 건식저장에 대한 구체적인 설계기준 혹은 안전기준은 수립되어 있지 않지만, 국외의 사례를 종합할 때 건식저장 종료 후 처리 혹은 처분을 고려한 사용후핵연료 retrievability(재인출성) 보장 및 정상운전 중 핵연료 손상 불허는 대상 핵연료가 만족해야 할 큰 명제이다. 건식저장 대상 핵연료는 높은 봉내압 및 고온에서의 장기간 보관, 그리고 저장을 위한 thermal cycling을 겪는 과정에서 재료의 열화가 발생하고 기계적 건전성이 감소하기 때문에 이에 대한 적절한 대처가 필요하다. 현재 저장기간 중, 핵연료 건전성에 큰 영향을 끼치는 주요 손상 메커니즘으로는 크립이 주목받고 있으며, 수송 및 운송시에는 피복관 수소화물 방향성 변경(Hydride Re-orientation)으로 인한 강도감소가 큰 이슈가 되고 있다.

결론적으로, 50년 이상에 이를 것으로 예상되는

건식저장 핵연료의 건전성을 보장하기 위해서는 크립 및 HR 메커니즘에 대한 정확한 이해, 각 현상에 영향을 미치는 조건 등을 정확히 파악하고 장기간에 걸친 두 현상이 핵연료 건전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하는 기술을 개발하는 것이 장기 건전성 평가 기술개발의 핵심이라 할 수 있다.

2.1 Hardware 기술

건식저장 핵연료 장기건전성 평가를 위한 hardware 기술은 크게 단위시험 기술, 종합시험 기술 개발로 진행되고 있다.

단위시험 기술은 건전성에 영향을 끼치는 크립 및 HR 현상에 대한 상세한 이해와 각 현상에 미치는 온도/응력등의 인자별 영향을 파악하기 위한 시험으로써, as-fabricated 피복관 및 실제 사용후핵연료 피복관을 이용한 시험 기술개발이 진행되고 있다. 크립의 경우 주 시험인자는 온도, 응력 및 수소화물량별로 시험을 진행하고 있다.

HR의 경우 외관적으로는 크립시험 장비와 유사한 장비가 사용되고 있지만, 온도 및 응력 범위가 크게 다르고 heating rate등의 차이가 커서 별도의 시험장비를 구축하였으며, 이 역시 사용후 피복관을 시험 대상으로 하고 있다.

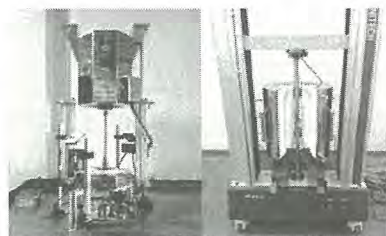


Fig. 1. Creep & HR test apparatus.

시험에 사용될 사용후핵연료는 약 50MWD/kgU 까지 연소된 사용후핵연료가 선정되었으며, 사용후핵연료 특성 파악 및 시험 제작을 위한 일련의 조사후시험이 진행될 예정이다.

Hardware 시험을 통해 생산된 결과들을 바탕

으로 각 현상별, 인자별 모델링이 수행될 예정이며, 이는 사용후핵연료 열화모델 개발 및 건전성 평가코드 개발에 직접적으로 활용될 예정이다.

Fig. 2. Spent fuel for integration test.

2.2 Software 기술

건전성 평가를 위한 software 기술을 요약하면, 어떠한 핵연료가, 어떠한 조건에서, 어느 정도 저장될 경우 손상이 발생할 수 있을지에 대한 평가 모델 및 코드체계를 구성하는 것이라 할 수 있다. 이를 위해 필요한 코드 체계는 아래와 같이 4개의 코드로 구성되어 있다.

- fuel performance code : 원자로에서 인출된 핵연료의 용력/물성변화등을 평가하는 코드
- fuel characteristic code : 방출 후 핵종량, 붕괴열 등을 평가하는 코드
- thermal hydraulic code : 저장 형태 및 배치에 따라 피복관 온도를 예측하는 코드
- Integrity evaluation code : 크립 및 HR에 의한 건전성 감소를 평가하는 코드

개발이 진행되는 모든 코드 체계는 직접적으로 인허가 지원에 활용될 예정이기 때문에 철저한 검증시험 역시 준비되고 있다. 또한, 원자력수출 성공이후 중요시 되고 있는 독자 소유권 확보를 위해 국내 독자기술로써 개발하고 있다.

2.3 종합건전성 평가

단위시험기술 및 코드개발을 통해서 우리는 건전성에 영향을 끼치는 주요 인자별 영향을 평가할 수 있지만, 실제 사용후핵연료 건식저장을 위해서는 실제 조건과 유사한 조건에서 실제 봉단위의 건전성을 입증해야 한다. 이를 위한 실제 사용후핵연료를 그대로 활용하고 건식저장 분위기에서 장기간의 건전성을 평가하기 위한 종합시험이 준비되고 있다. 또한, 향후 건식저장 상용

화를 위해서는 특정 용기 및 사용후핵연료를 대상으로 한 실증시험이 필수적일 것으로 예상되기 때문에 이에 필요한 고온/장기운전시 계장/차폐/제어등의 기술 개발이 선제적으로 확보되어야 하기 때문에 이러한 기술 역시 본 시험을 통해 확인을 수행할 예정이다.

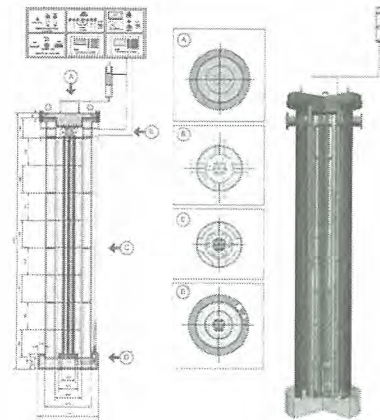


Fig. 3. Diagram of integration test apparatus.

현재 종합시험장비의 설계는 거의 완료되었으며 약 500℃ He 분위기에서 3-4년에 걸친 시험 후 핵연료 건전성 확인을 위한 종합시험기의 제작이 착수되고 있다.

3. 결론 및 논의

경수로형 사용후핵연료의 건식저장은 이제 피할 수 없는 상황에 도달한 것으로 판단되며, 이를 위한 관련 기술 개발이 활발히 진행되고 있다.

특히, 건식저장 대상 사용후핵연료의 건전성 평가를 위한 관련 기술개발을 통해서 장기간 건식저장 환경하에서의 사용후핵연료 안전성 및 건전성 확보를 위한 기술이 hardware/software 별로 준비되고 있으며 본 기술 개발을 통해, 국내에서도 본격적인 사용후핵연료 건식저장 기술이 확보될 수 있을 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제 기술혁신사업인 방사성폐기물관리기술개발사업의 일환으로써 수행되었으며, 관련자분들께 깊이 감사드립니다.

사용후핵연료 피복관 내압피로파괴시험 시스템 개발

김성근, 장정남, 권형문, 서항석, 김도식, 전용범, 주용선
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
sg316@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로에서 운전 중 피복관은 온도, 압력 및 외부하중 등에 의하여 반복적인 응력 및 변형을 받게 된다. 특히 사용후 연료봉은 부하추종 운전(load following operation) 및 주파수제어 운전시 봉 내압이 주기적으로 변화하며, 이로 인하여 반복응력에 의한 피로를 겪게 된다.

출력이 증가하면, 온도 증가에 의하여 소결체(pellet)가 팽창하고 내압이 증가한다. 출력이 일정할 때는 피복관의 내면이 소결체와 접촉하고 있으며, 피복관의 원주방향 인장응력은 이완된다. 출력이 감소하면, 소결체의 수축이 일어나 소결체와 피복관 사이에 간극(gap)이 형성된다. 이 경우 피복관은 외부 냉각수 압력에 의하여 압축응력(외압)이 작용하고, 피복관이 소결체와 다시 접촉할 때까지 크립 다운(creep down)되어 압축응력이 이완된다. 그 후 출력의 증감이 계속되면, 피복관에는 저주기피로와 같은 응력-변형의 히스테리시스 루프(hysteresis loop)가 누적된다. 따라서 핵연료 설계 및 사용 중 건전성 확보를 위하여 내압을 받는 피복관의 증성자 조사에 따른 원주방향 피로특성이 정확하게 평가되어야 하며, 이를 위해 본 연구에서는 사용후핵연료 피복관에 대한 내압 피로파괴시험 시스템을 개발하였다.

2. 본론

2.1 시스템 설계 및 제작

사용후 핵연료 피복관의 조사 피로파괴거동은 조사 피복관 절편을 준비하고 고온으로 가열한 후 피복관 내부에 반복적인 압력을 가하여 시간에 따른 피복관의 파열시간을 측정함으로써 평가할 수 있다. 본 시스템(그림 1)은 시편을 고정하고 지지하는 본체, 시편 내부에 내압을 가하기 위한 가압부, 시편을 시험온도로 가열하기 위한 로, 그리고 가압부 및 로를 제어하기 위한 제어부와 차폐를 위한 차폐부(그림 2)로 구성된다. 상세 사양은 Table 1 과 같다.



Fig. 1. Fatigue fracture test system.



Fig. 2. Shielding part.

피복관의 내압은 실리콘 오일을 매체로 가해지며, 외부에서 펌프를 사용하여 가압 후 조사 피복관 시편 내부로 실리콘 오일을 보낸다. 피복관 내부 공급압력은 21 MPa 이며 자동제어방식의 압력제어기를 사용하여 피복관 내부의 안정 압력이 목표 압력의 ± 0.1 MPa 이내로 유지된다. 시편 가열을 위한 로(furnace)는 시험온도에서 ± 1 °C 이내로 유지되며, 조사 피복관 시편의 용이한 장착을 위하여 상/하 개폐형으로 구성된다.

Table 1. Hardware Specification.

Content	Specifications
* Pressure part	
Material	Silicon oil
Pressure	Max. 80 ± 0.1 MPa
* Furnace	
Size	$\phi 255 \times 425$ mm
Temp.	Max. 700 ± 1 °C

2.2 시스템 성능 시험

비조사 PLUS7 피복관 시편을 대상으로 내압 피로파괴 시험장비에 대한 성능시험을 수행하였다. 사용한 시편은 길이 250 mm인 비조사 PLUS7 피복관 절편이며, 시편의 양단에는 시편의 밀봉 및 시험기로의 장착을 위하여 그림 3과 같이 튜브 피팅을 체결하였다. 시스템에 시편 장착 후 (그림 4), 350 °C에서 1 Hz의 하중부하주기로 최소 원주방향 응력 3.9 MPa 및 최대 원주방향 응력 450 MPa의 삼각파 반복하중을 부하하여 성능시험을 수행하였다.

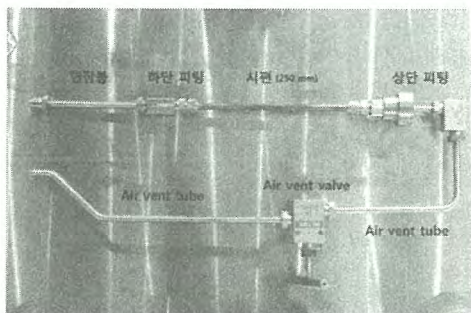


Fig. 3. Test specimen (nonirradiate).

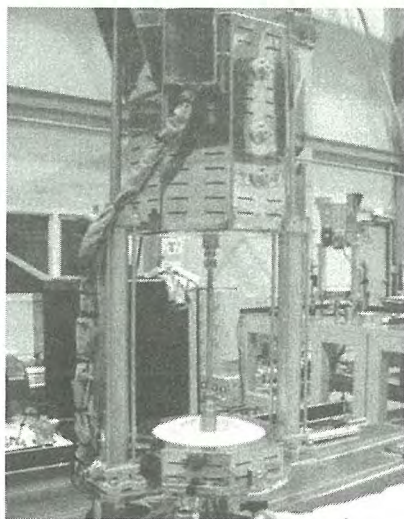


Fig. 4. Installed specimen in furnace.

그림 5~6은 내압 피로하중에 의하여 파열된 피복관 시편으로 상단부에서 파열이 발생함을 확인하였는데 이는 시편 내 온도 차이로 인한 현상으로 판단된다.

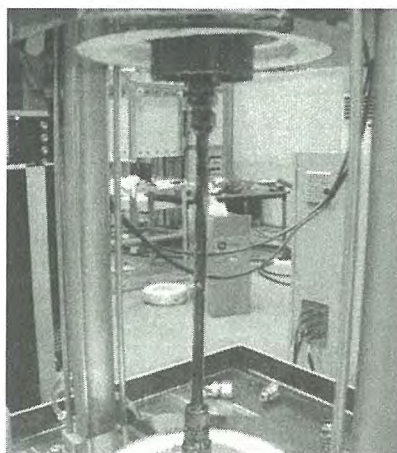


Fig. 5. Result of fatigue fracture test.



Fig. 6. Fractured specimen.

3. 결론

본 연구에서는 내압피로파괴시험 시스템을 개발하였고 이를 통해 비조사 시편에 대한 성능시험을 수행하였다. 추후 시스템 보완 및 이를 활용하여 한국표준원전용 개량핵연료(PLUS7) 및 웨스팅하우스형 원전용 개량핵연료(16x16 및 17x17 ACE7)의 비조사/조사 피복관에 대한 내압 피로파괴시험을 수행할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제 기술혁신사업으로 수행되었습니다.

사용후핵연료 집합체 수중 관찰용 카메라시스템 개발

권인완, 유병옥, 김기하, 손영준, 전용범, 김도식, 장정남, 서항석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ickwon@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 집합체는 노내에서 연소 중 냉각수에 의한 부식, 부유물에 의한 손상 등으로 인하여 표면의 결함 또는 변형이 발생할 수 있다. 이와 같은 손상의 발생 현황을 파악하기 위하여 사용후핵연료 집합체의 수중 관찰용 카메라시스템이 필요하며, 이를 위하여 CCD 카메라, 차폐체, 조명등, 수중 취급틀 및 제어기로 구성된 수중 카메라 시스템을 개발하였다.

2. 본론

2.1 수중 관찰용 카메라시스템 설계

수중 관찰용 카메라시스템을 구성하는 각 부품의 설계요건은 아래와 같다.

- 카메라시스템 본체는 수중에서의 다양한 관찰이 가능하도록 헤드부분이 상/하로 조절가능해야 함.
- CCD 카메라는 수중에서 피사체의 초점 및 줌 기능이 원활해야 하며, 초점거리도 긴 것을 선정함. 해상도는 1024×768 pixels 이상으로 함.
- 차폐체는 집합체의 수중 방사선량을 기준으로 두께를 결정함(30 mm 이상 납 차폐). 피사체의 상을 반사시켜 카메라로 전달하는 거울(mirror)은 수중에 적절하게 작동하며, 물에 대한 저항성을 가져야 함. 카메라 전단에는 납 차폐 창(lead window)을 설치함.
- 방수는 조사후연료시험시설의 수조 깊이를 고려하여 최대 20 m를 기준으로 방수함.
- 조명등은 수중에서 어두운 부분도 관찰이 가능한 밝기로 선정함.
- 수중 취급틀은 조사후연료시험시설의 수조 깊이를 고려하여 최대 20 m를 기준으로 제작함. 조립 및 분해가 용이해야 하며, 사용 후 제염 및 보관이 간편하도록 제작함.
- 시스템을 제어하기 위한 제어기는 PC를 기본으로 화상관찰용 소프트웨어를 사용하여, 작업 중

화상의 연속적인 관찰 및 촬영이 가능하도록 함. 정지화면 및 동영상 촬영이 가능해야 함.

수중 관찰용 카메라시스템의 핵심 부품인 CCD 카메라의 확정 설계요건에 부합하는 상용 카메라의 주요사양을 표 1에 정리하였다.

Table 1. Specification of CCD camera.

Content	Specifications
Image sensor	1/3" SONY Progressive Scan Color
Signal system	IEEE 1394
Resolution	1024×768 pixels
Focal length	46 mm
Size	114×50.6×50.6 mm
Focus	Auto/Manual
Video format	30 .15.7.5 fpz

2.2 수중 카메라시스템 제작

본 카메라시스템은 조사후연료시험시설의 저장 수조에 저장되어 있는 집합체 또는 절단한 핵연료 집합체의 지지격자 및 피복판의 외관검사용으로 활용하였다. 수중 카메라 본체는 CCD 카메라를 방사선으로부터 차폐하기 위한 납으로 제작한 차폐부에 삽입하고, 방수기능을 가지도록 상/하부 덮개를 조립하였다. 수중에서 카메라의 방향을 조절하기 위한 각도조절용 브라켓을 본체에 결합시키고, 수중 조명등 및 거울(미러판)을 설치하였다. 이상과 같은 절차로 제작한 수중 카메라시스템은 그림 1과 같다.



Fig. 1. Underwater CCD camera system.

2.3 수중 카메라 성능시험

사용후핵연료 집합체의 수중 관찰용 카메라시스템의 성능시험을 위하여 먼저 공기 중에서 비조사 PLUS7 중간 지지격자에 대한 외관검사를 수행하였고, 이로부터 검사화질 및 줌기능이 정상적으로 작동함을 확인하였다(그림 2~3).

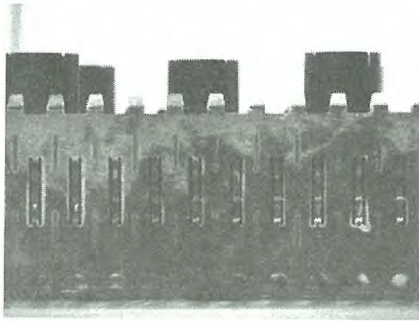


Fig. 2. Image of PLUS7 mid grid strap in old lab.

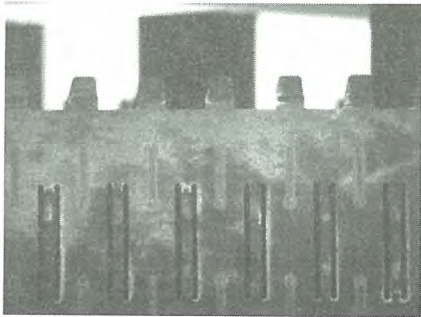


Fig. 3. Zoom image of PLUS7 mid grid strap in cold lab.

공기 중에서 성능시험을 성공적으로 마치고 조사후핵연료시험시설 저장수조에 보관 중인 실제 사용후핵연료 집합체를 대상으로 외관검사를 수행하였다. 수중 카메라 본체를 취급틀에 장착한 후 크레인을 사용하여 수조 내로 인입하고, 관찰할 대상 핵연료집합체까지 이동하였다. 수조 내 저장되어 있는 집합체의 측면 관찰을 통하여 최대 줌까지 깨끗한 화질의 영상을 얻을 수 있음을 확인하였다(그림 4~6).

3. 결론

본 연구에서 개발한 사용후핵연료 집합체 수중 카메라시스템을 통해 사용후핵연료 집합체의 고

화질 외관검사 자료를 획득할 수 있게 되었으며, 또한 구조부품 시편을 채취하는데 고화질 실시간 영상을 제공할 수 있게 되었다.

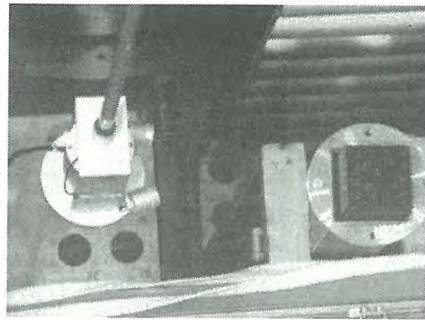


Fig. 4. Underwater CCD camera system installed in spent fuel storage pool.

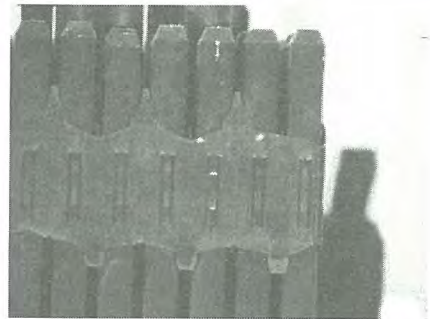


Fig. 5. Image of spent fuel assembly obtained from CCD camera system.

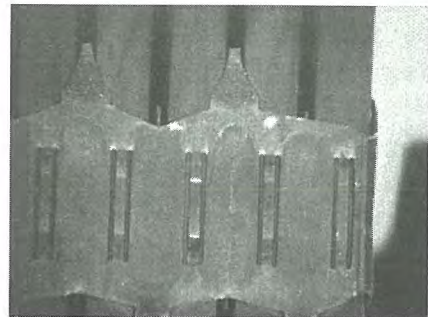


Fig. 6. Zoom image of spent fuel assembly obtained from CCD camera system.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부가 시행한 전력산업연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

사용후핵연료 피복관 내압 크립시험 기술 개발

장정남, 김성근, 서항석, 김기하, 손영준, 김도식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jeongnam@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 가압경수로 사용후핵연료 발생량의 증가와 원전 저장수조 내 저장 포화시점이 가까워짐에 따라 이것에 대한 대안으로 사용후핵연료의 건식저장이 유력하게 제기되고 있다. 건식저장 중 사용후핵연료의 건전성과 관련된 여러 가지 기술적 이슈 중에 핵연료 피복관의 열화에 가장 주요한 인자로 대두되고 있는 것이 크립과 수소화에 의한 피복관의 기계적 특성 저하이다. 따라서 본 연구에서는 건식저장 중 사용후핵연료 피복관의 크립거동을 평가할 수 있는 시험 기반과 기술을 개발하였다.

2. 본론

2.1 조사 피복관 내압 크립 시험기 개발

본 연구에서는 사용후핵연료 피복관을 대상으로 건식저장 조건에서 발생하는 크립(creep out) 거동을 시험하기 위한 시험기를 제작하였다. 이를 위해 피복관 내부에 압력과 시험온도를 장기간 일정하게 유지할 수 있는 시스템을 갖추었으며, 사용후핵연료 피복관 시편으로부터 나오는 방사선을 차폐하기 위한 차폐설비를 갖추었다. 또한 크립시험의 특성상 장시간 시험이 이뤄져야함을 감안하여 그림 1과 같이 3개의 독립된 모듈을 구성하여 3개의 조사 피복관을 동시에 시험할 수 있도록 하였다.

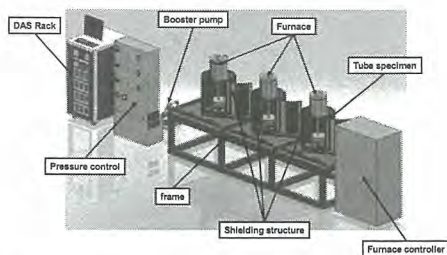


Fig. 1. Multi-channel irradiated clad tube creep tester.

이 장비는 크게 압력 및 온도를 제어하는 부분

과 시편의 직경변화 측정시스템, 그리고 조사시편 차폐부로 나누어져 있다.

2.1.1 압력 및 온도 제어

시편 내부에 가해지는 내압은 Ar 기체를 이용하여 부스터(Booster)에서 압력을 공급받아 시편에 일정한 하중을 유지하는 방식이다. 부스터 펌프는 Ar 기체용기에서 고압레귤레이터를 통해 공급받는 Ar 기체를 공압으로 압축시키며, 이때 펌프를 통해서 충전되는 기체는 압력유동이 많아서 시편 내압에 영향을 줄 수 있기 때문에 먼저 surge tank에 저장하고, 충전된 압력으로 고압레귤레이터를 사용하여 시편에 압력을 조절하는 방식이다. 부스터 최대 압축압력 130MPa까지 가능하며 surge tank는 1L용량의 130MPa까지 충전 가능하게 설계, 제작하였다.

시편의 온도제어를 위한 로(furnace)의 최대 시험온도(operating temperature)는 상온에서부터 600℃까지 구현할 수 있도록 제작되었으며, 250mm 시편 전구간에서 $\pm 1^\circ\text{C}$ 이내로 일정온도영역(uniform heat zone)을 만들기 위해 영역 온도 독립제어(two zone independent control)를 하였다. 이를 위해 상/하 피팅(fitting)부에 총 2개의 K-type 열전대를 설치하였고, 조사 피복관 시편의 장착을 용이하게 하기 위하여 로의 본체는 공압 실린더를 장착하여 상하로 개폐될 수 있게 하였다. 또한 시험 중 시편의 온도를 측정하기 위하여 시편의 상/중/하 3 곳에 총 3개의 K-type 열전대를 설치하였다.

2.1.2 크립 변형량 측정기술

본 연구에서 선정한 크립시험 방법에서는 내압이 가해진 피복관 시편을 로(furnace) 내부에서 가열하며, 일정한 주기에 따라 시편 총길이를 3~5 등분한 위치에서 직경의 변화를 측정하여 크립변형량을 측정한다. 이 때 직경은 레이저 익스텐소미터를 사용한 비접촉식 측정법으로 측정한다. 레이저 익스텐소미터는 다양한 종류가 시판되고 있으며, 이들 중 내압 크립시험기의 가열로 크기 등

사용조건과 시험 자료의 안정성을 가지고 있는 Micro-Epsilon사의 Model ODC 2500-35를 선정하였다. 또한 시험 중 로 내부에 장착한 크립 시편의 직경 변화량을 연속적으로 측정하기 위하여 가열로에는 대각선으로 두 개의 Quartz window(광대역 AR coating quartz, 50×50 mm)를 설치하였다. 그림 2의 레이저 광원(laser light source) 및 리시버(CCD-camera)는 방사선에 취약하므로 이 부품들을 보호하기 위하여 그림 2와 같이 “ㄷ”자형의 광로를 사용하고, 납 차폐벽을 설치하였다. 이 경우는 레이저 광을 반사하기 위한 미러가 필요하므로 elliptical flat mirror(silver coating, 50×50 mm)를 선정하여 광로 상에 설치하였다.

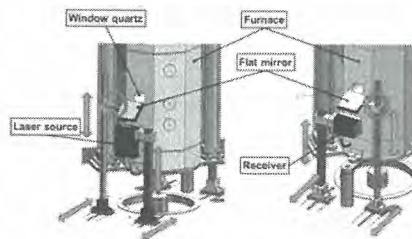


Fig. 2. Shielded laser extensometer for measurement of diametral creep strain.

2.1.3 조사 피복관 차폐 기술

본 장비는 실제 사용후핵연료의 소결체를 제거하고 피복관을 대상으로 시험을 수행한다. 그렇다 하더라도 방사화된 피복관으로부터 고방사선이 나오게 된다. 이를 위해 차폐설비의 구축이 불가피하다.

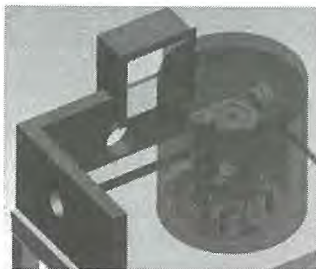


Fig. 3. Shielding structure design.

본 연구에서는 초기 농축도 U-235 4.5wt%, 연소도 60,000 MWd/MTU, 냉각기간 5년 된 사용후핵연료 피복관 250mm로부터 나오는 약 2 Sv/hr (시편표면 접촉선량)을 방사선원으로 삼아 차폐설계를 수행하였다. 시험기가 설치된 장소(방사선구

역)의 허용선량 제한치를 차폐체 표면에서 1m 이격거리에서 25 μ Sv/hr 로 설정하고 이 기준을 만족하도록 그림 3과 같이 차폐설비를 구축하였다. 구축된 차폐설비의 납두께는 모든 부분에서 8cm로 설계, 제작되었다.

2.2 비조사 피복관 대상 성능시험

비조사 PLUS7 피복관 시편을 대상으로 개발된 내압 크립시험장비에 대한 성능시험을 수행하였다. 시편의 양단에 인서트를 삽입한 후 고압 피팅을 체결하였으며 시험기 본체와 시편 피팅부를 연결할 수 있는 연장봉과 가압 피팅을 그림 4와 같이 체결하여 최종 내압 크립시편을 준비하였다. 내압 크립시험은 400 °C에서 150 MPa의 원주응력(hoop stress)이 가해질 수 있도록 내압을 약 19 MPa을 인가하여 유지하였다. 약 12시간 시험이 진행된 시점에서 온도를 500°C로 승온하였고 30분만에 파열(rupture)이 발생되었다.



Fig. 4. Internal creep specimen

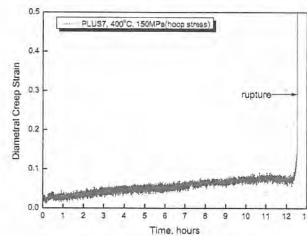


Fig. 5. Diametral creep strain of unirradiated PLUS7 cladding

3. 결론

비조사 피복관을 대상으로 개발된 장비의 성능시험을 성공적으로 수행하였으며 추가적으로 보다 장시간에 걸친 장비의 성능시험이 필요하다. 이후에 조사 피복관에 대한 시험을 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부가 시행한 방사성폐기물 관리기술개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

WDS 계수율 및 빔전류 감시 소프트웨어 개발

권형문, 이형권, 오완호, 손영준, 김성근, 김도식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

django@kaeri.re.kr

1. 서론

SEM-WDS는 다양한 분야에서 활용되고 있는 대표적인 국부 정량분석 장비로 가압경수로 사용 후핵연료 연소성능의 중요 지표 중 하나인 Xenon 원소의 거동을 분석하는데 필수적인 장비이다. 화합물을 형성하기 어려워, 표준시편 제작이 불가능한 Xenon과 핵비확산 측면에서 민감한 물질인 Plutonium을 SEM-WDS로 정량분석하기 위해서는 표준시편을 사용하지 않고(Standardless) 분석할 수 있는 기술 개발이 요구된다.

Standardless 분석법은 주로 SEM-EDS 분석에 활용하던 방법이다. 이를 SEM-WDS에 적용하면 EDS에 비해 탁월한 분해능으로 표준시편의 취득이 어려운 원소에 대한 정량분석이 가능하게 된다. 더욱이 EDS로는 고선량의 사용후연료 시험은 불가능할 뿐만 아니라, 핵분열생성물과 같은 1% 이하의 미세 원소 분석이 어렵다.

한국원자력연구원 조사후연료시험시설에 설치된 차폐형 전자현미경은 Philips XL-30 기종으로 빔전류와 WDS 계수율 측정이 분리된 소프트웨어로 처리되어 두 측정값이 동기화되지 않는다. 이를 해결하기 위해 LabView로 빔전류 및 계수율을 동시에 감시하고, 데이터를 일괄처리할 수 있는 프로그램을 개발하였다.

2. 본론

2.1 WDS 분석 방법

WDS 정량분석을 위해서, 시료에서 X선을 측정하기 전/후에 Faraday cup에서 빔전류를 측정해야 한다. Faraday cup에서 측정한 빔전류와 시료에서 측정한 빔전류의 안정도를 평가하여 측정 데이터의 유효성을 평가하게 된다. 다음 그림은 WDS 측정 절차를 보여준다.

유효성의 평가를 위해 사용되는 기준값은 빔전류의 상대표준편차로 1 % 이내일 때, 유효한 값으로 설정하였다. 최종 측정값은 피크계수율로 다

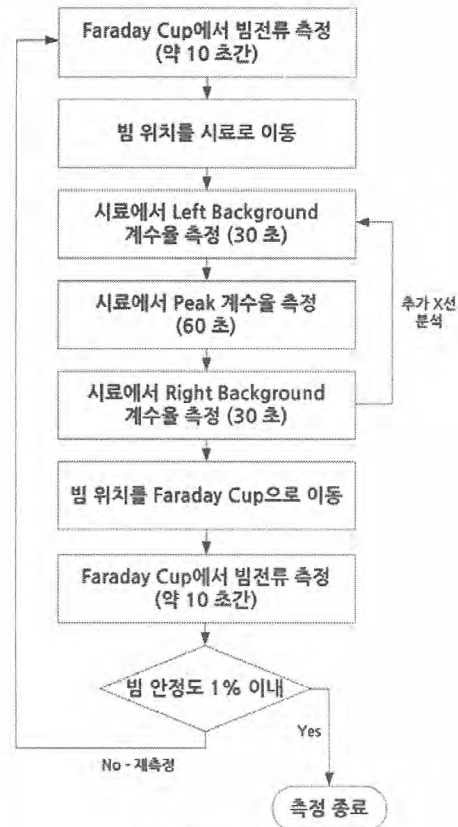


Fig. 1. WDS 분석 절차.

음과 같은 식에 의해 평가된다.

$$C = \frac{C_p - \left(\frac{C_{lb} + C_{rb}}{2} \right)}{I} \dots\dots\dots (1)$$

여기서,

C_{lb} : left background에서의 계수율, cps

C_{rb} : right background에서의 계수율, cps

C_p : peak에서의 계수율, cps

I : Faraday cup에서의 빔전류, nA

C : 피크계수율, cps/nA

피크계수율의 확장불확도값은 다음과 같은 식

으로 평가된다.

$$U = 2 \times \sqrt{\left(\frac{s_p}{\sqrt{t_p} \times I} \right)^2 + \left(\frac{s_{lb}}{\sqrt{t_b} \times 2I} \right)^2 + \left(\frac{s_{rb}}{\sqrt{t_b} \times 2I} \right)^2 + \left(\frac{C_p - \frac{C_{lb} + C_{rb}}{2}}{\sqrt{t_I} \times I} \right)^2} \quad (2)$$

여기서,

s_p : C_p 의 표준편차

s_{lb} : C_{lb} 의 표준편차

s_{rb} : C_{rb} 의 표준편차

t_p : 피크 측정시간

t_b : 배경계수 측정시간

t_I : Faraday cup에서의 빔전류 측정시간

2.2 사용자 환경

프로그램은 WDS 분석 데이터를 감시하고, 피크계수를 및 불확도를 평가하는 주화면과 빔전류 측정용 Picoammeter의 제어화면, WDS 및 Picoammeter로부터 전달되는 정보를 감시하는 COM port monitor로 구성된다.

주화면 우상부에 실시간으로 계수율과 빔전류 값을 시각적으로 보여주는 그래프가 위치하고, 우하부에 측정종료후 평가결과를 보여준다. 또한 측정결과와 유효성을 평가하여 하단 상태바에서 적합/부적합 여부를 점멸 버튼으로 표시한다.

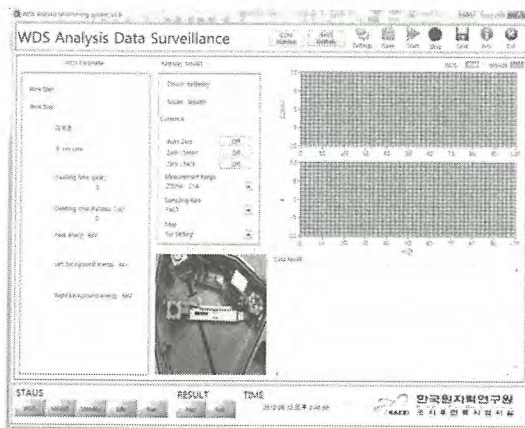


Fig. 2. 프로그램 주화면.

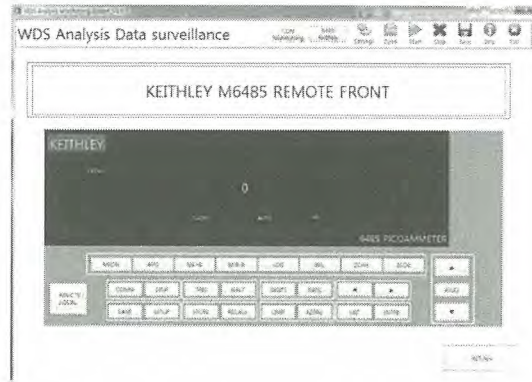


Fig. 3. Picoammeter 제어화면.

3. 결론

현재, 계수율 및 빔전류 감시 소프트웨어의 성능검사를 수행하고 있다. 성능검사는 T_e , S_b 등의 표준시료와 가압경수로 사용후핵연료 시료에 대해 수행하고 있다.

본 소프트웨어는 가압경수로 사용후핵연료의 Xe 거동 분석에 활용될 예정이며, 차폐형 전자현미경을 활용한 WDS 정량분석의 정밀도 향상에 도움이 될 것이다.

사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실시 핵연료 거동 연구 현황

방제건, 김대호, 김현길, 김건식, 전태현

한국원자력연구원 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

igbang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장조의 안전성에 대한 관심은 그동안 원전의 안전성에 비교하여 매우 미미하였다. 후쿠시마 원전사고 이후 원자력 발전소 운영의 패러다임이 안전 최우선으로 변화함에 따라 사용후핵연료 저장조의 안전성 평가 및 강화도 절실하게 요구되고 있다. 그러나 사용후핵연료 저장조의 냉각기능 상실관련 사고 시 시나리오별 및 피복판과 UO_2 소결체의 시간에 따른 열화 거동관련 기초자료가 매우 부족하므로 이를 보완할 시험자료 확보가 매우 시급하다.

이를 위해 지금까지의 국내의 연구현황 및 시험자료를 분석, 저장조 사고 시나리오 정립, 다양한 핵연료 분위기에서의 소결체 및 피복판 단위시험 및 종합시험을 수행하여 사용후핵연료 저장조의 안전성 강화에 필수적인 핵심자료를 확보하고자 한다.

2. 본론

2.1 국내의 연구현황

2.1.1 국내 연구현황

국내에서는 수조내 사용후핵연료의 붕괴열 분포 해석과 같은 핵적 특성에 대한 연구는 있었지만, 저장조의 냉각기능 상실사고 시 사용후핵연료 거동 및 파손조건에 대한 시험 및 평가한 적은 없으며, 다만 사용후핵연료 저장조 사고를 모의할 수 있는 MELCOR-SFP 코드를 NRC로부터 도입하여 코드검증을 위한 국제공동연구에 참여하러는 단계에 있다.

냉각재상실사고시 핵연료 소결체와 피복판의 산화거동에 대한 핵연료개발 및 안전성연구로 지속적인 연구를 수행하고 있으며, 이 실험결과는 저장조 냉각기능 상실시 사용후핵연료의 손상 거동에 대한 자료로 활용될 수 있다. 핵연료 피복판의 공기중 산화거동시험을 통해 산화율이 온도에 따라 급격히 증가하게 된다는 것을 알 수 있었으며, 특히 900°C 이상에서는 수 시간 안에 완전산화가 이루어져 피복판 부스러지는 현상을 알 수

있었다. 그림 1은 UO_2 소결체가 공기중에서 온도 범위 $350\sim 500^{\circ}\text{C}$ 에서 일정한 온도조건을 유지하면서 U_3O_8 로의 산화되는 과정을 보여준다.

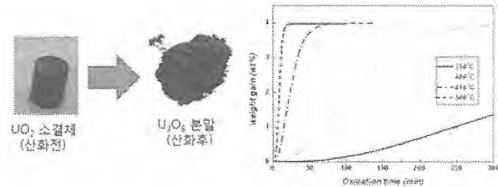


Fig. 1. Oxidation Behavior of UO_2 pellets in air at $350\sim 500^{\circ}\text{C}$ [1].

2.1.2 국외 연구현황

미국 Sandia 연구소에서는 사용후핵연료 저장조의 냉각수 상실사고시 지르코늄 핵연료피복판의 화재발생 가능성에 대한 대형 실험연구를 수행중에 있다. 최근에는 화재발생 전과를 연구하기 위한 5다발에 대한 시험을 수행하였다.

독일 Karlsruhe 연구소의 Steinbrück 등은 [2-3] 공기분위기, 수증기분위기, 공기와 수증기 혼합분위기에서 피복판의 산화시험을 수행하였다. 시험장비로는 TG, steam furnace, 혼합분위기에서 산화시험을 위한 BOX 시험장비를 사용하였으며, 각각의 분위기에 따라 $600\sim 1500^{\circ}\text{C}$ 온도범위에서 산화시험을 수행하였다. 그림 2는 질소의 영향을 보여주는 실험 결과이다. 질소는 산화시 산소의 결핍시 피복판의 열화를 가속시킨다.

2.2 사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실시 핵연료 거동

사용후핵연료 저장조에서 냉각상실 사고가 발생할 원인은 항공기 충돌사고, 지진, 전원상실, 또는 냉각장치 고장 등이다. 이에 따라 저장조 또는 라이너 균열, 냉각계통 배관 파단, 냉각펌프의 정지, Spray 정지, Ventilation 팬 고장 등으로 저장조 내부 냉각수가 외부로 유실되거나 혹은 증발되어 핵연료가 공기 중에 노출될 수 있다. 이로 인해 핵연료의 온도가 상승하게 되고 핵연료 화

제 또는 파손의 우려가 있다. 원자로심내의 핵연료는 파손이 되더라도 핵분열생성물의 외부 누출이 다중방호벽에 의해 차단되지만 사용후핵연료 저장조내 핵연료의 경우 외부로 다량 배출 가능성이 있다.

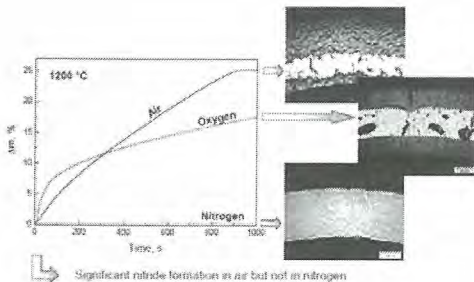


Fig. 2. Oxidation of Zircaloy-4 in O₂, N₂, and air.

위에 기술된 다양한 요인으로 저장조의 냉각기능이 상실될 때, 각 사고에 의한 시나리오에 따라 저장조 냉각수 증발속도, 핵연료봉 노출 부위의 길이 및 산화반응에 의한 온도상승 등이 결정된다. 지금까지 주로 연구된 원자로 노심사고 조건인 수증기 분위기나 사용후핵연료 건식저장 조건인 공기 분위기와는 매우 다른 것으로 두가지 분위기를 중첩한 것보다 더 복잡하다. 각 분위기 조건에서 일어나는 핵연료 피복관 및 소결체의 산화반응 및 사고유형을 표 1에 정리하였다.

Table 1. Oxidation reactions and accident types of nuclear fuel pellet and cladding at various conditions.

	수증기 분위기	저장조 분위기	공기 분위기
피복관 산화	$Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$	$Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$ $Zr+O_2 \rightarrow ZrO_2$	$Zr+O_2 \rightarrow ZrO_2$
소결체 산화	$4UO_2+H_2O \rightarrow U_4O_9+ H_2$	$4UO_2+H_2O \rightarrow U_4O_9+ H_2$ $3UO_2+O_2 \rightarrow U_3O_8$	$3UO_2+O_2 \rightarrow U_3O_8$
사고 유형	수소폭발 가능	수소폭발 및 피복관 화재 가능	피복관 화재
핵분열생성물 방출	상대적으로 작음	상대적으로 큼	상대적으로 큼

2.3 사용후핵연료 저장조 냉각기능 상실사고시 핵연료 파손 거동 시험

사용후핵연료 저장조의 냉각기능이 상실되면 핵연료는 먼저 공기중에 누출되고, 수증기 분위

기, 공기와 수증기 혼합분위기에 놓이게 된다. 이러한 핵연료 노출부위에서의 분위기에 따라 사용후핵연료의 손상거동이 달라지므로 이들 분위기 및 핵연료온도를 고려한 시험조건을 수립하여 1차적으로 소결체 및 피복관에 대한 단위시험을 수행중에 있다. 이후 유형별 대표 사고시나리오를 모사하는 종합시험을 수행코자 시험장비를 현재 설계중에 있다.

3. 결론

후쿠시마 원전의 저장조 수소폭발 및 화재사고를 계기로 본격적인 사용후핵연료 저장조의 안전성 연구의 필요성이 대두되었다. 원자로내에서의 핵연료 거동에 대한 연구는 지속적인 연구를 통해 많은 시험자료 및 거동모델을 개발하였으나 사용후핵연료 저장조내 핵연료의 안전성 시험결과는 매우 미미한 실정이다.

사용후핵연료 저장조의 냉각기능 상실시 핵연료 분위기 및 거동에 대한 시나리오를 설정하고, 외국의 연구사례 및 실험결과를 분석하여 시험계획을 수립하였다. 사용후핵연료 저장조의 안전성 강화에 필수적인 핵심자료를 소결체 및 피복관에 대한 단위시험 및 종합시험을 통해 확보하고자 하며, 이들 자료는 사용후핵연료 저장조 사고분석 및 안전대책 수립에 활용되고 원자력 발전의 사회적 수용성에도 크게 기여할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] 김건식의, "Oxidation behavior of (U,Gd)O₂ pellets in air at 350-700°C," 2001년 원자력학회 춘계 논문집.
- [2] M. Steinbrück, "Separate-effects tests on hightemperature 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, Moscow, 27-28 July 2009.
- [3] M. Steinbrück & M. Bottcher, "Air oxidation of Zircaloy-4, M5and ZIRLOTm cladding alloys at high temperatures", Journal of Nuclear Materials 414 (2011).

실험연료봉 내압측정시험 최적시험방법 수립

이형권, 김도식, 서항석, 황용화, 권형문, 장정남, 김대호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후시험시설에서는 가압경수로형핵연료를 대상으로 봉내압측정시험을 수행해왔었다. 그러나 수년 전부터 실험연료봉에 대한 봉내압 측정시험도 필요하게 되었다. 현재 사용 중인 핵연료봉 내압측정장치는 가압경수로형 핵연료를 대상으로 시험을 수행하는 전용장치로 제작되어 있다. 그러므로 실험연료봉에 대한 내압측정은 불가능하여 핵분열기체포집시험만을 수행해왔었다. 핵연료봉 내압측정장치는 시험특성 및 용도에 따라 범용시험장치와 전용시험장치로 나눌 수 있다. 범용장치의 경우 경수로형 핵연료봉만 아니라 실험연료봉도 함께 시험할 수 있다. 그러나 시험정밀도가 낮은 단점이 있다. 전용장치의 경우 시험정밀도는 높지만 한가지 연료봉만을 시험할 수 밖에 없는 단점이 있다. 그 이유는 경수로형 핵연료봉과 실험연료봉의 기체량 차이가 매우 크기 때문이다. 또한 각 시험장치가 갖고 있는 고유의 공간체적과 압력계의 정밀도가 다르기 때문이다. 조사후시험시설에는 실험연료봉에 대한 봉내압 측정시험도 필요함에 따라서 2010년도부터 실험연료봉에 대한 봉내압측정 방안을 연구하게 되었다. 첫 번째 방안으로는 실험연료봉만을 대상으로 하는 전용장치 개발, 두 번째 방안으로는 기존장치에 계측기를 변경 또는 보완하는 방법, 세 번째 방안으로는 기존장치에서 실험방법만을 변경하는 방법 등을 연구 및 검토하였다. 그 결과 장치의 설치장소, 측정정밀도 및 경제성 등을 고려할 때 가장 적합하고 효율적인 방안인 “기존장치에서 실험방법을 변경”하는 방안이 선정되었다.^[1] 실험연료봉에 대한 효율적인 봉내압측정 방안이 마련됨에 따라 시험절차, 시험관계식 도출, 기체회석량 산출 및 시험오차 최소화 방법을 수립하였다.

2. 본론

2.1 시험 개요

실험연료봉의 기체량은 가압경수로형에 연료에

비해 기체량이 매우 적으므로 기존장치에서 기체의 압력을 측정할 수 없으므로 현재의 사용 중인 시험장치에서 압력을 측정할 수 있도록 천공용기에 기체를 충전하는 과정을 수행하고 시험을 수행한다.

2.2 시험절차

2.2.1 장치 연료봉홀더에 연료봉을 장입하고 밀폐시킨다.

2.2.2 진공펌프를 가동하여 장치의 천공용기와 표준용기를 진공시킨다.

2.2.3 요구 진동도에 이르면 펌프를 끄고 각 압력별 천공용기의 체적을 측정한다.

2.2.4 측정된 각 압력별 천공용기의 체적으로부터 압력변화에 따른 천공용기체적을 산출한다.

2.2.5 다시 장치 내부를 진공시키고, 요구진동도에 다다르면 표준용기의 밸브를 닫는다.

2.2.6 천공용기에 헬륨가스를 충전하고, 연료봉을 천공한다.

2.2.7 연료봉 천공후 장치의 내부압력이 평형될 때까지 기다린다.

2.2.8 장치 내부의 압력이 평형되면 압력 및 온도를 기록한다.

2.2.9 표준용기의 밸브를 열어 압력이 평형되면 온도와 압력을 기록한다.

2.2.10 포집장치 부분의 진공도가 요구진공도에 다다르면 펌프를 정지하고 메인밸브를 열어 기체가 포집장치로 이동하도록 한다.

2.2.11 다이아후램펌프를 가동하여 기체가 회석되도록 한다.

2.2.12 기체포집병 밸브를 잠그고 장치내의 잔여 기체를 핫셀내부로 방출시킨다.

2.2.13 약 2시간 정도 가동 후 펌프를 정지하고 장치로부터 기체포집병을 분리한다.

2.3 시험관계식 도출

2.3.1 연료봉내의 기체량과 천공용기에 충전되어

있는 기체량의 합은 연료봉을 천공하였을 때 연료봉 공간체적, 천공용기 및 표준용기에 들어 있는 기체량은 같다는 조건식을 수립하여 식을 산출한다.

2.3.2 천공용기체적 산출

V_f : 연료봉 공간체적

P_f : 연료봉 내압

Q_f : 연료봉 핵분열기체량

V_c : 연료봉 천공전 천공용기의 체적

V_t : 천공후 천공용기의 체적($V_t = V_f + V_c$)

P_1 : 천공용기에 충전된 헬륨가스 압력

P_c : 연료봉 천공후 천공용기에서 압력

P_2 : 표준용기에서 기체의 압력

$$P_f V_f + P_1 V_c = (V_f + V_c) P_c \quad \text{..... (1)}$$

$$P_f V_f + P_1 V_c = (V_f + V_c + V_s) P_2 \quad \text{..... (2)}$$

식(1)을 식(2) 나누고 ($V_f + V_c$)를 V_t 라 놓으면

$$1 = \frac{V_t P_c}{(V_t + V_s) P_2} \quad \text{..... (3)}$$

식(3)을 정리하면 $P_2 V_t + P_2 V_s = V_t P_c$ 이며, V_t 항을 정리하면 $P_c V_t - P_2 V_t = P_2 V_s$ 이다.

$$\therefore V_t = \frac{V_s P_2}{P_c - P_2} \quad \text{..... (4)}$$

2.3.3 연료봉 공간체적

연료봉 공간체적(V_f)은 연료봉을 천공한 후의 천공용기 체적에서 연료봉의 천공전의 체적값의 차이이므로 식(5)와 같다.

$$V_f = V_t - V_c \quad \text{..... (5)}$$

2.3.4 연료봉 내압(P_f)

식(2)를 정리하면 연료봉내압 계산식은 식(6)과 같다.

$$P_f = \frac{(V_t + V_s)P_2 - P_c V_c}{V_f} \quad \text{..... (6)}$$

2.3.5 핵분열기체량(Q_f)

연료봉내의 핵분열기체량은 표준대기압 상태로 산출하며, 연료봉, 천공용기 및 표준용기에서의 기체의 온도는 같다고 가정한다.

$$Q_f = \frac{P_f \times V_f \times 273}{P_{STP} \times T} \quad \text{..... (7)}$$

2.4 충전기체량 결정

봉내압 산출오차를 최소화하기 위하여 천공용기에 충전하는 기체압력에 대하여 시뮬레이션을 수행하였다. 충전압력은 장치의 체적과 압력계 분해능을 고려하여 압력범위 180~210 kPa 에서 10 kPa 단위로 시뮬레이션을 수행하였다. 그 결과 봉내압 산출오차는 0.06~1.39 %로 나타났다. 충전압력 중 봉내압 산출오차를 최소화할 수 있는 최적 충전압력은 190 kPa인 것으로 나타났다.

3. 결론

실험연료봉 내압측정에 대한 방안 중 개발비용, 설치장소, 장치정밀도 등을 고려하여 기존 시험장치를 이용한 최적 실험방안이 결정됨에 따라 그 방안으로 실험연료봉에 대한 시험절차, 시험관계식 정립 및 기체 최적충진량 결정 등을 수행하였다. 이 실험방안은 연료봉 내부기체와 충전기체가 희석되어 기체성분분석 정밀도가 다소 저하될 수 있으나 기존 경수로형 핵연료봉 시험장치에 대한 수정 또는 변경 없이 사용할 수 있기 때문에 시험정밀도와 경제성측면을 고려할 때 최적의 시험방법이라고 할 수 있다.

4. 참고문헌

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

핫셀(hot-cell) 구조물 및 배기시설의 차폐설계

황용화, 이형권, 서항석, 김도식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hyh@kaeri.re.kr

1. 서론

차폐 핫셀시설은 핵료봉의 파괴 및 비파괴 실험으로 배출된 고준위의 방사능이 존재한다. 이런 핵물질의 안전 및 건전성을 평가하기 위한 시험을 수행할 때 차폐 핫셀의 건전성을 유지하기 위해서는 셀의 부압유지와 최적의 공기 유동분포가 선행되어야 안전성을 보장할 수 있다. 이와 관련하여 핫셀 배기필터의 성능 및 콘크리트 구조물의 강도에 대해 관찰하고자 하였다.

2. 차폐 핫셀의 차압 및 콘크리트 강도

2.1 핫셀의 HVAC 설계기준

공기유동은 핫셀의 상부인 인터벤션 구역에서 급기되며 핫셀 내부를 관통하여 아래 원통필터를 지나 배출되며 방사능오염을 줄이기 위해 전 공기흐름(one-through)방법을 택하고 있다. 두 구역의 차압을 다르게 설정되어 방사능 오염도가 낮은 구역에서 오염도가 높은 구역으로 공기가 자연스럽게 흐르는 구조로 하고 있다. 핫셀 급배기의 양단에는 해파(HEPA)필터가 설치되어 고농도의 방사성 분진을 1차 포집 후 다중의 2차의 필터에서 여과를 거치게 된다. 핫셀 내의 작업조건은 최저 10℃, 70%이하의 상대습도를 유지하고 있다.

2.2 핫셀의 공기유동 및 환기회수

핫셀의 공기는 수집장치(collector)에서 분배되며 댐퍼(damper)에 의해서 유량이 조절된다. 셀 하단에는 방사선 투과방지를 위하여 300mm 직경의 Cast Iron으로 된 차폐장치(shielding screw)가 설치되어 있다. 변속 콘트롤러에 의해 요구되는 배기속도변화를 얻을 수 있도록 주변구역 보다 300 mmH₂O 이상의 배기동압을 유지하여 셀 외부로 오염공기가 역류되는 것을 사전에 차단하게 하였다. 셀은 Table 1과 같이 부압유지를 위해, 핫셀과 주변부 사이를 마노메타로 연결하여 상시 관찰이 가능하도록 하였다. 셀의 환기회수는

시간당 평균 10회 이상의 환기회수를 요구되나, 여러 요인(fact)에 안전율을 더하여 시간당 27~40회 이상의 환기회수[Table 2]를 가지도록 하였다.

Table 1. performances required of the hot-cell.

	press & unpressed in the room pressure
hot-cell	-15<ΔP<-25 mmH ₂ O
glove box	25mmH ₂ O = ΔP

Table 2. Renewal/hr and exhaust flow of the hot-cell.

cell No	discharge flow (m ³ /h)	negative pressure (mmH ₂ O)	renewal/hr
9404	1334	22	28
9405	882	22	41
9406	442	26	39
9407	442	27	27
9408	236	25	38
9409	236	24	38

2.3 차폐셀 급배기구의 필터하우징 및 차압

급기의 transfer 필터는 차폐벽 상단에 610*292*305mm 규격으로 21m²의 표면적과 1700CMH의 유량성능을 갖고 있다. 배기필터는 1개당 300CMH의 통과유량과 Φ245*380 크기의 원통(cylindrical)으로 된 필터로 구성되어 있다. 인터벤션과 셀과의 차압은 -15mmH₂O ~ -25mmH₂O 사이를 유지하도록 하고 있다.

2.4 핫셀의 구조물의 강도측정

핫셀 시설은 철근콘크리트 구조물로서 건물내부는 정상 운영시 부압을 유지하여 건물 내 공기가 외부로 유출되지 않도록 하여 방사성물질의 외부 확산 오염을 방지할 수 있는 구조로 되어 있다. 지진에 대비하여 수평가속도(horizontal acceleration) 0.2g를 기준으로 하여 내진설계가 되어 있다. 핫셀은 고 방사성물질을 원격조작(manipulate)에 의하여 필요한 각종시험 및 검사를 행할 수 있는

방사선 차폐구조물로서 평가기준은 Table 3과 같다. 콘크리트물의 비파괴 강도측정, 중성화 및 염화물함유량시험과 피복두께 조사에서 대부분 허용 기준치 이내의 양호한 상태로 나타났다. 초음파 속도에 의한 콘크리트는 평균 B 등급의 설계 단면력을 확보하고 있는 것으로 나타났다.

Table 3. a valuable standard of the concrete strength.

평가등급	평 가 기 준
A	$a \geq 100\%$
B	$a \geq 100\%$ (경미한 손상 있음)
C	$85\% \leq a < 100\%$
D	$70\% \leq a < 85\%$
E	$a < 70\%$
※ A = (측정강도 ÷ 설계기준강도) × 100%	

2.5 핫셀의 차폐체 두께

핫셀은 concrete cell, lead cell로 구성되어 있으며, 차폐설계기준은 1주 당 작업시간을 40시간으로 가정하였다. 핫셀 전면 벽체 표면의 경우 시간당 0.025mSv 이하, 핫셀 후면의 경우 일상 작업시 작업종사자의 출입이 통제되는 점을 고려하여 시간당 0.075mSv 이하를 차폐설계기준으로 하였다. 차폐재 및 두께는 Table 4와 같다.

Table 4. shielding thickness of the hot-cell.

hot cell 종류 구 분	concrete cell	lead cell
1. 차폐재료	heavy concrete ($e > 3.5$)	lead ($e > 10.3$)
2. 차폐두께	전면 및 후면 : 85cm 상 부 : 70cm	15cm

2.6 핫셀의 구조 및 기능

핫셀은 원격조작을 위하여 다음과 같이 차폐창, 차폐도어 및 콘크리트 매설물이 설치되어 있다.

2.6.1 차폐창 (Shielded window) : 작업자가 핫셀 내부를 직접 육안으로 관찰하며 작업할 수 있도록 하기 위하여 설치되며 재질은 lead glass로서 concrete cell 및 lead cell에 설치되었다.

2.6.2 차폐도어

- crane inter-cell door : 핫셀 간에 fuel rod cuts container 나 기타 장치들을 운반하기 위한 inter-cell crane의 통과를 위하여 설치되는 문.
- plug door : 핫셀 내부 장치의 보수 및 제염 작업을 위하여 작업자가 핫셀 내부를 들어갈 수 있도록 핫셀 후면에 설치되는 heavy Concrete 로 된 차폐도어.
- sample inter-cell door : 핫셀 간에 시편, 소공구 또는 소량의 폐기물의 통과를 위하여 설치되는 도어로서 hydraulic system 에 의하여 원격으로 조작된다.
- rod inter-cell door : No.1 cell 과 No.2 cell 간에 PWR fuel rod의 통과를 위하여 설치.

2.6.3 콘크리트 매설물

- toboggan : 핫셀 내부로 전구와 같은 소장치를 gravity 으로 넣을 때 사용.
- roof slab 및 capsule roof slab : capsule 인입, 장치보수 및 내부장치 설치 시 사용
- wall penetration : hydraulic hose, pneumatic hose, electric cable 등의 통과를 위하여 콘크리트에 매설.
- embedded Support plates 내부장치 교정을 위하여 핫셀 내벽에 설치.
- 각종 Sleeves, plug 및 기타 : tele-manipulator, periscope, gamma probe 및 electric plug 등의 설치를 위한 콘크리트 매설물.

3. 결론

핫셀 구조물의 내구성 및 건전성은 허용기준을 만족하고 있는 것으로, 모두 단면내력을 확보하고 있는 것으로 나타났다. 그러나 차후에도 지속적인 유지관리가 필요할 것으로 판단되었다. 핫셀의 차압 마노메타는 허용한계(10 mmH₂O) 이하로 저하되기 전에 신속한 교체의 필요성이 요구되었고, 배기필터의 다중성으로 방사성 오염물의 누출이 거의 일어나지 않는다고 사료된다. 특히 시설 내부압유지 및 여과장치의 저압손화로 압력손실을 줄이는 것이 큰 효과가 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] 조사후시험 및 폐기물 처리시설 설계 및 공사 방법 승인서, pp.21-24, 1983.

고연소 핵연료 소결체 제거장치 및 핵연료 용해장치 개발

서항석, 김도식, 전용범, 이형권, 황용화, 권형문, 장정남, 권인찬

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후 연료 시험시설은 국내 상용 원자력발전소에서 조사된 핵연료의 성능 시험을 평가/검증하는 시험시설이다. 국내 원자력발전소에서 연소한 조사후 핵연료의 성능 및 건전성을 평가하고 고방사성 원자력 재료의 특성시험을 수행함으로써 고연소도, 고성능 핵연료의 성능평가 분석과 핵연료 및 원자력재료의 건전성 검증시험 결과를 제공한다. 따라서 고연소도 조사후 핵연료 Assembly에 대한 구조부품 조사 성능기술개발의 일환으로 조사후 핵연료 피복관에 대한 기계적 특성시험 [피복관 인장(횡/종), 압축, 굽힘, 파괴인성, 지연수소균열, 내압크리프, 내압피로파괴] 을 수행하기 위한 시편을 제작하기 위하여 본 장비를 개발하게 되었다. 본 장비는 핫셀 내부에 설치하여 원격조종기에 의해 운영되므로 모든 기능을 원격조종기 운전에 적합하게 제작 하였다.

2. 본론

핵연료봉 피복관은 중성자 조사를 받으면 피복관의 기계적 성질이 약화 된다. 이런 피복관 기계적 성질의 변화는 피복관의 안전성에 영향을 미치므로 피복관의 기계적 건전성 확인을 위한 시험이 필요하다. 피복관의 기계적 시험을 위해서는 우선 피복관(Cladding)과 소결체(Pellet)를 분리하여야 하는데 소결체는 원자로에서 조사되면서 팽윤현상(swelling)과 소결체-피복관의 Chemical interaction layer형성에 의해 서로 고착하게 된다. 따라서 피복관과 소결체가 견고하게 본딩(bonding)되어 있는 상태의 핵연료봉을 피복관 손상을 최소화 하면서 소결체를 완벽하게 제거할 수 있는 연료봉 소결체 제거장비를 개발하게 되었다^[1]. 소결체를 파쇄하는 드릴은 출력 420W/ 회전속도 1,100RPM의 드릴을 사용하였으며 드릴비트는 초경합금 $\phi 6.0\text{mm}$, 길이 60/170mm를 사용하였다. 드릴칩에 소재를 고정하고 드릴비트는 하단에 고정된 상태에서 피삭재(연료봉)가 회전하면서 천공되는 방식으로 소결

체를 파쇄 하게 하였다. 시편 길이가 250mm 이상의 시편을 제작할 때는 원심력에 의한 시편의 편심을 방지하기 위해 드릴비트 상단부분에 베어링 시편 안내관을 이용하여 제작한다. 또한 드릴비트 부분에는 소결체를 파쇄 할 때 발생 되는 드릴칩이 비산되지 않도록 원형 투명아크릴 하우징을 제작 후 드릴비트를 하우징 속에 고정하고 뚜껑을 덮어 칩의 비산을 방지 하였다. 장비의 뒤 부분에는 납판을 부착하여 앞,뒤 무게중심을 같게 하였으며 복원력에 의해 feedback 되게 하였다.^[2] Fig.1은 핫셀 내부에 장비를 설치한 후 연료봉을 장비에 장착하고 천공을 시작하기 전 사진 과 천공을 마친 시편사진 이다.

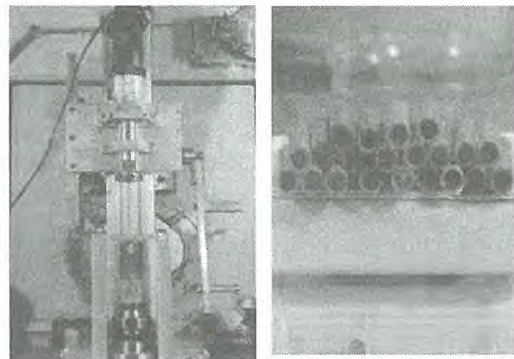


Fig. 1. Spent fuel cladding Defueling machine and defueling cladding specimen.

고방사성 핵연료인 고리3호기 T94-M04핵연료봉에 대한 피복관의 기계적 특성시험시편을 제작하기 위하여 개발한 장비를 핫셀 내부에 설치하고 시편 제작을 하였다. 연료봉 길이 330mm인 시편을 제작 할 때는 먼저 길이 60mm 드릴로 연료봉을 천공하고 다시 길이 170mm드릴로 교체한 후 천공을 한다. 천공이 끝나면 시편을 반대로 고정시키고 다시 전과 동일하게 천공을 한다. 천공 시간은 약 5시간 소요 되며 천공 방법은 원격조종기로 3초간 시편에 강하게 힘을 가한 후 10초 정지 하는 방법으로 작업을 수행 한다. 가열된 드릴비트에 냉각수가 흐르지 않게 물을 조금씩 뿌

려 주면서 천공을 수행한다. 천공을 마친 시편은 피복관 내부에 약 1mm의 두께로 붙어있는 소결체를 제거하기 위하여 핵연료 용해장치에 넣어 피복관에 붙어있는 핵연료를 완전히 제거한다. 용해장치는 NO_x 가스를 포집할 수 있게 제작하였으며 크기는 260 X 50 X 40mm pyrex glass에 원격조종기로 취급할 수 있도록 스틸로 보강하였으며 뚜껑에 호스를 연결하여 NO_x 가스가 NaOH용액 속으로 흐르도록 하여 NO_x 가스를 포집하게 하였다. 용해방법은 용해장치에 시편을 넣고 화학용액(질산1:물1)을 시편이 잠길 때 까지 부어준다. 그리고 온도를 90도 정도로 유지시키면 피복관 내부에 붙어있는 소결체가 완전히 제거된다. 용해시간은 약 2분경과 후 부터 진행하여 30분정도 소요되며 용해된 시편은 물로 깨끗이 세척 후 에탄올 용액으로 다시 세척/건조 과정을 거쳐 시편 제작을 완료 한다. Fig2의 왼쪽사진은 핵연료 용해장치 사진이며 오른쪽 사진은 핵연료 천공 후 용해장치를 이용하여 용해를 마친 시편 제작이 완료된 사진이다.



Fig. 2. Residual pellet dissolution apparatus and dissolved cladding specimen.

3. 결론

개발한 고연소 핵연료 소결체 제거장치로 시편 길이 330mm 연료봉을 천공하여 시편의 중간부분(170mm)을 절단하여 보았다. 그 결과 연료봉 중앙에 정확하게 천공 되어 피복관 내면에 손상을 가하지 않았으며 또한 용해장치로 핵연료를 용해할 때 발생하는 NO_x 가스는 NaOH용액으로 완벽하게 포집 하여 가스가 핫셀 내부에 유출되지 않아 만족할 만한 시편 가공을 하였다.

4. 참고문헌

- [1] 서항석 외 5인, “고연소핵연료봉 밀도시편채취 장치 및 핵연료봉 Tube core drilling machine 개발”.한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 논문집. 2007..
- [2] 서항석 외 4인, “고연소핵연료봉 Defueling machine 및 Declading machine 개발”, 한국방사성폐기물학회추계학술발표회논문집, 2009.

방사선 차폐해석 코드 체계에 관한 조사 연구

임장환, 이해찬, 이성기, 최기성, 임채준

한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242

jhlim@knfc.co.kr

1. 서론

멀티프로세서 병렬처리 컴퓨터 시스템의 발달로 인하여 몬테카를로 방법(Monte Carlo Method)은 방사성 물질의 수송해석에 가장 보편적으로 사용되고 있다. 몬테카를로 방법은 통계적 문제에 대해 난수(Random Number)를 사용한 무작위적 표본 추출(Sampling)을 이용하여 해를 구하는 방법으로서 결정론적 코드로 해석할 수 없는 복잡한 문제에 유용하다. 몬테카를로 방법론을 사용하고 있는 코드 중 전통적으로 가장 많이 사용되고 있는 몬테카를로 코드인 MCNP(Monte Carlo N-Particle transport)와 사용자 편의를 제고하기 위해 한층 강화된 GUI 기능을 적용하여 미 오크리지 연구소(ORNL)에서 개발한 MAVRIC(MONACO with Automated Variance Reduction using Importance Calculation) 코드가 대표적이다. 따라서 본 연구에서는 두 코드를 방사선 차폐해석분야에 적용함에 있어 유용성 등을 상호비교 및 분석을 통하여 관련 엔지니어링 업무효율성 제고 차원에서 장·단점 비교평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 MCNP 코드

MCNP 코드[1]는 확률론적 방법론을 이용한 입자 수송이론 코드로서 물질들의 다양한 3차원 구조에서의 중성자, 광자, 전자의 거동을 모사할 수 있다. MCNP 코드의 주요 구성요소는 Fig.1에 보는 바와 같으며, 현재 임계, 차폐, 의료분야 등 다양한 분야에서 사용되고 있다.

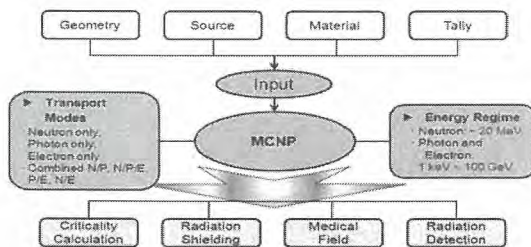


Fig. 1. MCNP Code Structure and Work Flow.

2.2 MAVRIC 코드

한편 MAVRIC 코드[2]는 SCALE 패키지내의 한 GUI모듈로서 몬테카를로 코드인 MONACO(A fixed-source, multi-group Monte Carlo shielding code)를 기반으로 하고 있다. MAVRIC 코드는 복잡한 몬테카를로 문제들을 해결하기 위하여 Importance map을 쉽게 적용할 수 있는 CADIS(Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 방법론을 사용하고 있다. 또한 MONACO 코드 이외에 공명반응단면적을 계산하는 모듈인 BONAMI, CENTRM, adjoint flux를 결정하기 위한 Denovo 코드 등으로 구성되어 있으며 주요 구조는 Fig.2와 같다.

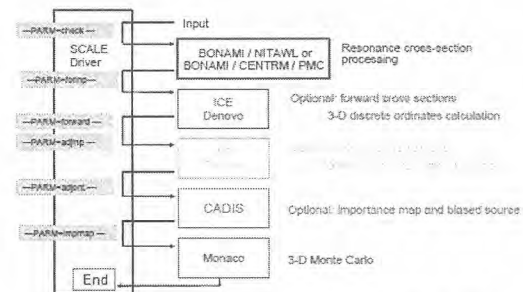


Fig. 2. MAVRIC Code Structure and Work Flow.

2.3 MCNP vs MAVRIC 성능 비교 평가

MCNP와 MAVRIC코드와 관련하여 세 가지 측면에서 비교·분석을 수행하였으며 다음 Table 1과 같이 정리하였다.

Table 1. Comparison between MCNP and MAVRIC.

구분	MCNP	MAVRIC
사용자 편리성측면	텍스트를 기반으로 입력 및 출력 등이 이루어지기 때문에 비효율적임	GUI를 사용하여 접근성이 용이함
안정성 측면	전 세계의 많은 사용자들이 의해 다양한 분야에 걸쳐 검증, 유지 및 개선된 검증코드임	2009년에 개발되어 현재 안정화 검증 단계임
코드 운용측면	차폐해석 수행 시 사용되는 입력값(Geometry, Material 등)을 사용자가 직접 텍스트로 입력해야 하기 때문에 비효율적임	SCALE 패키지내 포함되어 있어 선량량 분석코드, 임계해석코드들과 상호연계타이프가 용이함

분석결과 MAVRIC 코드는 사용자 편리성, 코드

운용측면에서 MCNP 코드보다 효율적이나 안정성 측면에서는 입력파일 작성 시 입력틀의 아이콘이 사라지거나 입력값이 고정되어 수정되지 않는 등 현재까지는 불안정성이 내재되어 있어 MCNP 코드가 범용코드로서 보다 효율적이다.

2.4 벤치마킹 계산 평가

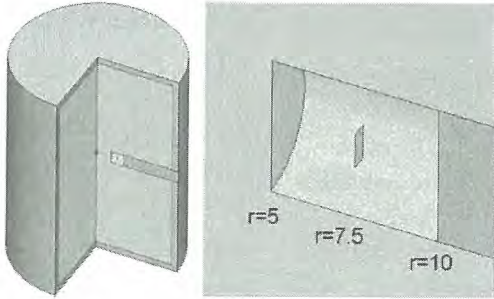


Fig. 3. A simple model for the geometry of the activation experiment(neutron howitzer).

Fig.3[4]은 물로 가득 찬 Plexiglass Tank안에 ^{239}Pu -Be 중성자선원(point source)이 중심부에 위치하고 있으며 Access port 내부에 있는 Gold foil에서의 Activation rate를 측정하는 실험이다. MCNP코드와 MAVRIC 코드를 사용하여 비교 분석하였으며 해석 결과는 Table 2와 같다.

Table 2. Comparison of MCNP/MAVRIC Results.

구분	Average value	Relat. Uncert.
MCNP	2.72425E+05	0.03128
MAVRIC	2.60136E+05	0.03992

간단한 예제이므로 결과값의 차이는 비교적 미미하였다. 그러나 입력파일 중 물성치 입력 시 Fig. 4와 같이 MAVRIC 코드는 해당 물질이 DB로 존재하는 반면 MCNP코드는 사용자가 웹상에서 직접 찾아야하는 불편함이 있다. 또한 MCNP 코드는 입력문이 텍스트 기반으로 구성되어있기 때문에 복잡한 기하형상을 가진 문제를 해결할 때 상대적으로 MAVRIC 코드에 비해 효율성이 떨어진다. 따라서 해석 대상 시스템의 기하형상, 방사선원 등 경계조건을 잘 분석하고 전반적인 양립성을 고려 최적의 코드를 선정하여 해당 해석을 수행할 필요가 있다.

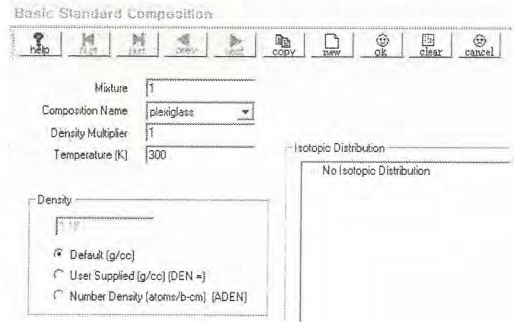


Fig. 4. MAVRIC Composition input panel.

3. 결론 및 향후 계획

본 연구의 분석결과로 판단컨대, 전반적인 효율성 측면에서 MAVRIC 코드가 우수하다. 그러나 시스템 에러, 벤치마킹 검증 자료 부족 등 현재까지는 범용코드로서 인허가 취득용 평가업무에 활용하기에는 다소 부족한 점이 있다. 따라서 전략적으로 안정화 시점까지는 MCNP 코드를 이용하여 차폐해석 수행체제를 유지하고, 향후 MAVRIC 코드 개발 추이 및 안정화 단계를 지속적으로 모니터링 할 필요가 있다. 또한 보다 정확한 비교 및 성능평가를 위하여 벤치마킹 시험 등 추가적인 연구가 수반되어야 할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version5.
- [2] “사용후핵연료 소내 운송 및 저장관련 핵심 기반기술개발(I)” 최종보고서, 2011, KNF.
- [3] Douglas E. Peplow, “Monte Carlo Shielding Analysis Capabilities with MAVRIC” (2010).
- [4] “Spring 2011 SCALE(Monaco/MAVRIC) Training Courses” (2011).

파이로 공정장치의 원격취급성 사전평가

김기호, 김성현, 유승남, 박병석, 이종광, 한종희, 류동석, 조일제

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

khkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 파이로 기술을 개발하기 위한 테스트베드로서 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE, PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration facility)을 구축하였다. PRIDE는 기밀형 알콘셀로서 가동 중에는 셀 내부로 작업자의 접근이 불가능하기 때문에 셀 안쪽의 모든 작업은 셀에 설치된 원격 취급장치와 부속 원격 공구들을 이용하여 수행된다. 알콘셀에는 기계식 원격조작기, 전동식 천정이동 양팔 서보조작기, 크레인 등의 원격 취급장치들과 작업 특성에 적합한 여러 개의 부속 원격 취급공구들이 설치되어 있다. 알콘셀에는 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물 공정 등 각 단위공정에 필요한 공학규모의 공정장치가 설치되어 운영된다. 이들 공정장치들은 특성상 모두 원격으로 운전되어야 하며, 또한 고장시 손상된 부품 또는 모듈의 수리 및 교체가 모두 원격으로 가능해야 한다. 공학규모 공정장치들은 부피와 크기 측면에서 셀 안에서 취급하기 어렵기 때문에 셀에 설치하기 전에 이들의 원격 취급성은 미리 검증되어야 한다. 본 논문에서는 제작된 공학규모 파이로 공정장치를 PRIDE 알콘셀에 설치하기 전에 원격취급성 검증목업에서 이들의 원격 취급성 대한 사전 평가 방법과 결과에 대해서 논한다.

2. 본론

2.1 파이로 공정장치의 원격취급성 평가 시나리오

PRIDE 알콘셀에 적용하기 위한 공학규모 파이로 공정장치(이하 ‘공정장치’)의 원격취급성은 원격 취급장치 및 공구 등과 같은 원격 수단을 이용하여 공정장치를 원격으로 운전하는데 요구되는 원격 운전성(remote operability)과 고장 시 수리 및 교체에 요구되는 원격 유지보수성(remote maintainability)으로 구분된다. 공정장치는 설계에서부터 제작 및 설치까지 각 단계마다 원격 취급성 관점에서 평가가 이루어지고, 분석 및 개선을 통해 공정장치의 최종 완성도를 향상시킨다. Fig. 1에서 보여진 바와 같이 공정장치의 설계모델은 시뮬레이터에 구축된 PRIDE 디지털 목업(실측규모 가상 PRIDE 전산모사시스템)에서 원격 취급성이 평가되고, 평가 결과는 설계에 반영되어 재평가하는 반복 과정을 통해 설계의 완성도를 향상시켜 제작된다[1]. 제작된 공정장치의 원격취급성은 원격취급성 검증목업에서 PRIDE 알콘셀에 설치된 동일한 원격취급장치를 이용하여 평가된다. 원격 취급성을 만족한 공정장치는 PRIDE 알콘셀에 배치 및 설치되고, 각 공정장치에 필요한 유틸리티를 연결한 후 현장에서 원격 취급성 평가를 수행한 후 가동된다.

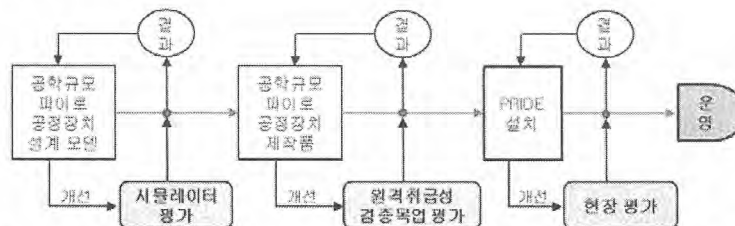


Fig. 1. Evaluation procedures for developing engineering scaled pyroprocess equipment.

2.2 파이로 공정장치 제작품의 원격취급성 평가

PRIDE 알콘셀에서 수행되는 파이로 일관공정은 4개의 주 공정(전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물 공정)으로 이루어지며, 각 단위공정은 몇

개의 주 및 부속 공정장치로 구성된다. 총 14종의 파이로 공정장치가 제작되었으며, 알콘셀에 설치되기 전에 각 공정장치의 원격성은 원격취급성 검증목업(이하 ‘검증목업’)에서 평가되었다. 검증목업PRIDE 알콘셀에 대비하여 길이만 1/8로 축

척된 목업(동일 폭과 높이를 가진, 공기분위기)으로, 알콘셀에 설치된 동일 사양의 원격취급장치(기계식 원격조작기 2식, 전동식 천정이동 양팔 서보조작기 1식, 2 톤 크레인(알콘셀 3톤) 1식 등)로 구성되어 있다. 검증목업은 알콘셀의 17식의 시각창 중 1식의 시각창에 상응하는 공간적 구조를 갖는다.

검증목업의 공간적 제한성 때문에 단위공정장치는 개별적으로 평가되었으며, 각 공정장치의 유틸리티(전기, 가스 등) 라인의 위치에 의한 영향은 평가에서 배제되었다. 제작된 공정장치는 검증목업의 안쪽에 설치되고, 평가자는 공정장치의 운전 및 유지보수 절차에 따라서 검증목업에 설치된 원격취급장치를 이용하여 각 공정장치의 원격 운전성과 원격 유지보수성을 평가하였다. Fig. 2는 검증목업에서 각 공정의 일부 단위공정장치의 원격성 평가 절차를 보여준다.

3. 결론

제작된 공학규모 파이로 공정장치는 PRIDE 알콘셀에 설치되기 전에 원격취급성 검증목업에서 원격 운전성과 유지보수성이 미리 평가되었다. 평가 결과는 개발자에게 전달되어 PRIDE 알콘셀에서 공정장치의 원격 취급성을 향상시키는데 활용되었다. 공정장치의 원격성 향상은 작업자의 육체적 정신적 부담을 경감시키고, 작업자의 안전성과 작업 생산성을 향상시키는데 크게 기여한다.

4. 감사의 글

본 연구는 정부가 지원하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] K. Kim, *et al.*, "Evaluation of design models of process equipments for use in PRIDE: remote operability and maintainability," Transactions of the Korean nuclear Society Spring Meeting, pp.336-337, 2012.

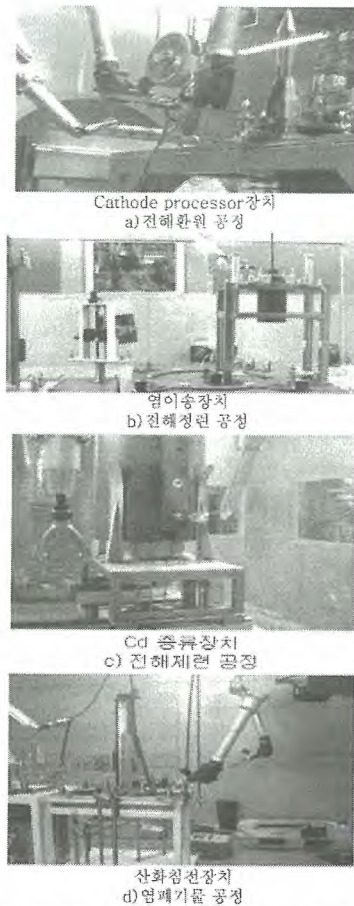


Fig. 2. Evaluation of remote operability and maintainability of pyroprocess equipment at remote handling evaluation mock-up.

ACPF Argon Cell 구축을 위한 검증목업 시스템 설계

박병석, 이중광, 유승남, 김기호, 조일제

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nbspark@kaeri.re.kr

1. 서론

ACPF (Advanced spent fuel Conditioning Process Facility)는 사용후핵연료를 고온 용융염에서 금속전환하여 사용후핵연료의 부피, 발열량 및 방사선 세기를 1/4 이하로 감축할 수 있는 기술을 실증하기 위한 시설이다. ACPF는 2005년에 공기 분위기 핫셀로 구축되었으며, 천연 우라늄을 사용한 inactive test가 수행되었다. 시험 결과, 효율적인 전해환원 공정의 실증을 위해서는 전해환원 공정이 놓이는 구역을 공기 분위기가 아닌 불활성 분위기 환경으로 조성하여야 할 필요성이 대두되어 현재 ACPF의 개조 설계가 진행 중에 있다. 본 논문에서는 ACPF 아르곤 셀을 구축하는데 있어서 설계 및 제작 오차를 줄이기 위한 성능 검증용 목업(mock-up) 시스템의 설계에 대해 소개한다.

2. 본론

2.1 ACPF 아르곤 셀 구축 개요

그림 1은 기존 ACPF의 단면도를 보여주며, 그림 2는 개조되는 ACPF의 단면도를 보여준다. 기존 ACPF는 1개의 차폐된 윈도우(window)를 갖는 유지보수 셀(Maintenance Cell)과 4개의 차폐된 윈도우를 갖는 공정 셀(Process Cell) 및 격리실(Isolation Room)로 구성되어 있다. 각각의 윈도우 좌/우에는 1조씩의 원격 조작기(Master-Slave Manipulator, MSM)가 벽을 관통하여 설치되어 있다. 셀에는 1톤 취급 용량의 천정 크레인(overhead crane)과 이의 우편에 유지보수 셀을 격리시키는 게이트 크레인(gate crane)이 같은 레일 상에 있다. 개조 되는 ACPF에는 공정 셀 우측의 첫 번째 윈도우와 두 번째 윈도우 사이를 경계로 하여 첫 번째 윈도우 영역에 아르곤 셀이 구축된다. 아르곤 셀의 전면과 후면은 기존 셀의 SUS 라이너(Liner)를 활용하며, 좌측과 상부는 새롭게 SUS로 막는다. 셀 내 크레인 레일 지지 돌출부 하부 까지만 막아 게이트 크레인을 아르곤

셀 상부로 보낼 수 있게 하여 천정 크레인의 작업 범위를 최대로 하였다. 아르곤 정제(purification) 시스템은 격리실에 놓이며, 아르곤 가스 및 혼합 가스 공급 탱크는 운전지역에 놓인다. 아르곤 셀 제어 시스템은 2중화 하여 격리실 밖 격리실 운전지역 및 셀 운전지역에 놓인다. 아르곤 셀은 다음과 같은 조건으로 제어된다.

- 산소(O_2) 및 수분(H_2O) : 1 ppm 이하
- 내부 온도 : 40℃ 이하
- Air cell 과의 압력차 : -5 ~ +5 mmAq

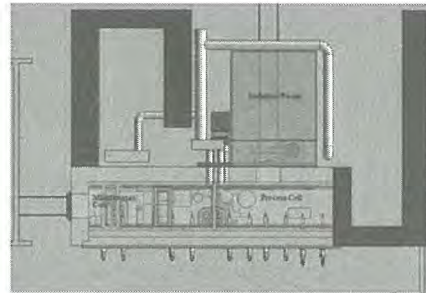


Fig. 1. Cross section view of the ACPF.

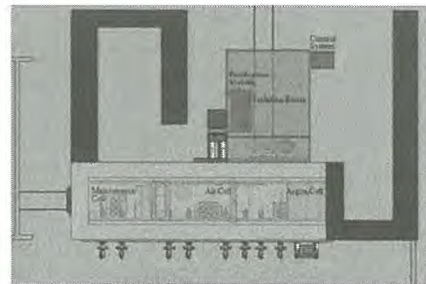


Fig. 2. Cross section view of the ACPF remodeling.

2.2 검증목업 시스템 개요

그림 3에서 보는 바와 같이 사용후핵연료 우라늄산화물의 소규모(1kg/batch) 금속전환을 위한 전해환원 반응의 적합한 분위기 조성 및 원격작업을 위해 1개의 투시 윈도우 및 2조의 MSM을 구비한 가스 기밀형 argon cell, 2조의 MSM을 구비한 개방된 air cell, 아르곤 정제 시스템(purification system) 및 제어 시스템(control

system)으로 구성된다. 개방된 air cell을 제외하고는 개조된 ACPF와 동일한 환경으로서 argon purification system, argon cell control system, 셀 장치 (ante-chamber, crane, utility 등), 셀 장치를 이용한 물질 취급 및 셀간 물질 이송, 실증용 전해환원장치의 원격 취급 및 유지보수 성능 검증 등을 수행할 예정이다.

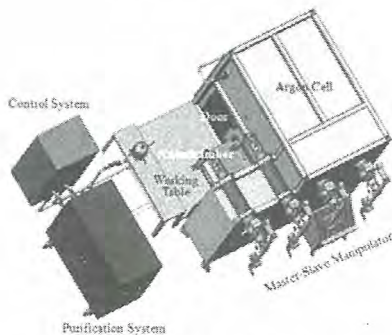


Fig. 3. Bird's eye view of the mock-up system.

2.3 검증목업 시스템 설계

2.3.1 아르곤 셀 (Argon Cell)

아르곤 셀 내부의 크기는 L1,800 x D2,000 x H2,700(working table 면 기준)이며, 셀 내부 working table의 높이는 바닥에서 400 mm이다. Working table 위에는 기밀이 유지되는 electrical feedthrough 설치되고, 내부 전면 벽 좌측에는 원격 유지보수가 가능한 400W 전등이 설치된다. 상부에는 원격 유지보수가 가능한 150 kgf 취급용량의 천정이동 크레인이 설치되고, 셀 전면에는 polycarbonate 재질의 투시창이 설치된다. 셀 밖 전면에는 polycarbonate 재질의 투시창, MSM wall tube 및 MSM 2조를 장착한 MSM 구조물이 일체형으로 부착되며, wall tube는 아르곤 셀로부터 분리 접속이 가능하도록 하였다. 아르곤 셀 내부 working table의 재질은 6mm 두께의 SUS이며, 나머지는 3 mm 두께의 SUS 이다.

2.3.2 공기 셀 (Air Cell)

Air cell은 크게 2개의 working table과 MSM 이 장착된 MSM 구조물로 구성된다(분리형). 공기 셀은 개방된 형태이며, working table은 2단으로서 아르곤 셀과 이웃한 1단 부는 아르곤 셀의 working table 높이(400 mm)와 동일하며, 2단 부는 900 mm 의 높이를 갖는다.

2.3.3 정제 시스템 (Purification System)

아르곤 셀 내 산소 및 수분 농도를 1 ppm 이하로 제거하기 위한 장치이다. 정제 시스템은 송풍기 (blower)를 사용하여 강제적으로 아르곤 가스를 순환시키며, dry trap에서 CuO가 산소를 molecular sieve 가 수분을 제거한다. Dry trap 2개를 설치하여 dry trap 재생(regeneration) 시에도 계속해서 정제가 이루어질 수 있도록 하였다. 재생 시에는 oil-free 진공 펌프가 사용되며, 혼합 가스인 H₂Ar 가 사용된다.

2.3.4 Ante-chamber System

공기 셀과 아르곤 셀 간에 L600xD600xH600 크기의 물품 까지도 반입/반출이 가능한 직육면체 형태의 ante-chamber를 구비하였다. 최대 이송 증량물은 60kgf 이며, 모든 조작은 MSM을 이용하여 원격으로 수행된다. 아르곤 셀 내로의 물품 반입시에는 진공 펌프가 사용된다.

2.3.5 제어 시스템 (Control System)

아르곤 셀의 정제/재생/온도/압력 제어, 모니터링 및 데이터 저장을 위해 LG PLC 및 Pro-face 의 touch-screen PC를 사용하였다.

3. 결론

ACPF 아르곤 셀을 구축하는데 있어서 설계 및 제작 오차를 줄이기 위해 목업(Mock-up) 시스템을 설계하였다. 12월에 목업 제작을 완료하여 정제 시스템, 제어 시스템, 셀 장치, 셀간 물질 이송 시스템 및 실증용 전해환원장치의 원격 취급/유지보수 등에 대한 성능 검증을 수행할 예정이다. 성능 검증 후 최종적인 결과물은 2013년 6월에 완공 예정인 ACPF Argon Cell 의 구축 자료로 직접 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] AGS-G001 : Guideline for Gloveboxes, Third Edition, American Glovebox Society, 2007.

파이로 핫셀시설 위해도 분석을 위한 공정 위험인자 도출

정원명, 구정희, 유길성, 문성인, 김호동

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

wmchoung@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정기술은 원자력 발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 효율적인 관리를 위해 개발 중에 있는 사용후핵연료 건식처리기술로서 기존의 습식처리기술인 PUREX(Plutonium Uranium Extraction)에 비해 핵확산저항성, 경제성, 환경친화성 및 자원 활용성 제고를 통한 원자력의 지속가능성 확보가 가능한 기술로 알려져 세계적으로 주목을 받고 있다. 파이로 공정기술의 주요 특징으로는 고온의 조건에서 용융염 매질을 사용하여 전기화학적 방법에 의해 핵물질을 분리하는 개념으로 고순도의 플루토늄 단독 회수가 불가능하다. 그리고 폐기물 발생량이 적으며 방사성 독성 관리기간을 단기간으로 감소시키는 것이 가능하고, 공정이 비교적 단순하여 상대적으로 소규모 시설에서 처리가 가능하며, 제4세대 원자로(고속로)의 핵연료물질 제조가 용이하다. 현재 개발 중에 있는 파이로 공정기술의 실증을 위해서는 고준위방사성물질인 사용후핵연료를 안전하게 취급, 처리할 수 있는 공정기술과 함께 안전성이 입증된 핫셀시설 설계기술의 확보가 필수적이다. 현재 국내의 파이로공정에 대한 기술개발은 개발된 파이로 단위공정을 연계한 일관공정에 대한 Mock-up 시험을 수행하기 위해 Inactive 시험시설(천연우라늄 또는 감손우라늄 사용)인 PRIDE(Pyroprocess Integrated DEMonstration facility) 시설 구축을 2011년까지 완료하였으며, 현재 시운전을 수행하고 있다. 당초 PRIDE 시설에 이어 구축 예정이었던 공학규모 실증을 위한 핫셀시설은 대외 환경변화로 인하여 유보된 상태이며, 2012년부터 3S(Safeguards, Security, Safety)-by-Design 개념의 파이로 시설의 설계요건을 도출하고 이를 반영한 파이로 핫셀시설의 최적개념 설계안을 제시하기 위한 연구에 착수하였다. 관련 연구의 일환으로 핫셀시설의 위해도 분석을 통하여 설계에 반드시 고려해야 되는 설계기준 위험요인 또는 위험사고(Design Basis Hazard Events or Accidents)를 도출하고, 사고시나리오 분석, 평가를 통하여 안전

성이 향상된 설계요건을 확립하기 위한 연구를 수행하고 있으며, 연구수행 과정에서 파이로 핫셀시설의 위험인자(또는 위험사건)의 도출이 선행되어야 한다. 핫셀시설의 위험인자는 파이로 공정설비와 핫셀설비의 운전특성에서 기인하는 위험요인과 자연재해 등 시설 외부사고와 연계되는 위험요인으로 구분된다. 공정설비 위해도 평가기법으로는 PHA(Preliminary Hazard Analysis) 방법, 핫셀설비 위해도 평가기법으로는 FMEA(Failure Mode Effect Analysis) 방법이 주로 사용되며, 이를 위하여 초기사건(Initiation Events)의 도출이 선행되어야 한다. [1,2] 본 연구에서는 우선 공정설비 위해도 평가를 위해 파이로 기준공정을 설정하여 각 단위 공정설비별 위험인자를 도출하고 그 결과로 예상되는 사고 유형을 제시하였다.

2. 본론

2.1 파이로 기준공정

파이로 기준공정은 현재 건설을 완료하고 시운전 중에 있는 Inactive Mock-up 시험시설인 PRIDE 시설에 설치된 동일 규모(처리용량 10 tHM/yr)의 파이로 공정설비를 기준으로 실제 사용후핵연료 취급을 전제로 실증시설에 추가되어야 하는 공정을 고려하여 Fig. 1에 표기된 것과 같이 사용후핵연료 assembly의 반입부터 전처리와 폐가스처리, 염폐기물처리를 포함하는 파이로 전체공정을 기준으로 고려하였다.

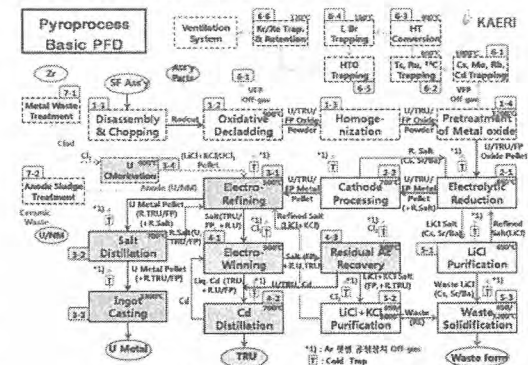


Fig. 1. Pyroprocess flow diagram.

2.2 파이로 핫셀시설 Material Flow

파이로 공정처리를 위한 공정설비는 공정특성에 따라 air 분위기 핫셀과 inert(argon) 분위기 핫셀에 설치되며, 공정에 필요한 시료를 inert 분위기에서 제조하여 공급하는 glove box 등으로 구분되어 설치된다. 전처리공정설비와 전처리공정에서 발생하는 휘발성핵분열생성물을 포함하는 폐가스 처리공정설비, 그리고 여러 가지 형태의 최종생성물들의 저장설비는 air 분위기 핫셀에 설치되고, 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물처리를 위한 공정설비들은 inert(argon) 분위기 핫셀에 설치되며, 각 핫셀 간 물질의 이동은 별도의 밀폐기능을 갖는 transfer lock 장비를 통하여 운반된다. 주요 공정설비의 처리용량은 1 batch 또는 1일 처리용량 50 kg-HM을 기준으로, Fig. 2에 표기된 material flow를 설정하였다.

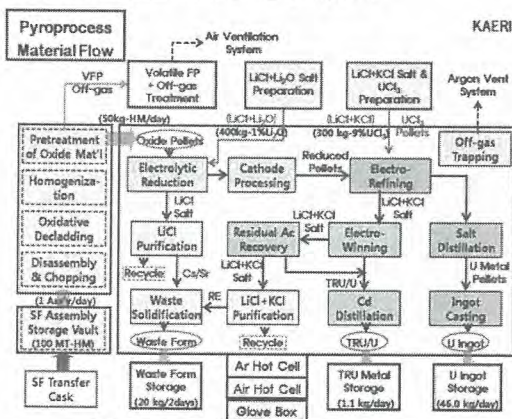


Fig. 2. Pyro hot cell material flow.

2.3 파이로 단위공정별 위해인자

파이로 단위공정별 공정기능, 공정조건, 공정물 질의 특성을 평가하고, 단위공정별 공정작업 step 별 특성을 분석하여 예상되는 작업 위해인자들을 도출하여 제시하였다. 전처리 및 폐가스 처리공정 에서 도출된 주요 위해인자로는 사용후핵연료 집 합체 인출과정에서의 낙하로 인한 손상, 연료봉 절단과정에서의 피복관 내 scrap 누출, U_3O_8 분말 제조와 UO_2 granule 또는 pellets 과정에서 압력 제어 failure로 인한 분말의 비산과 반응기 냉각수 내부 누설, 폐가스 처리과정에서 압력제어 및 온도제어, 배기시스템 failure 등으로 인한 처리 또는 decay를 위한 체류 중에 휘발성 핵분열생성물의 누출 등과 사건들이 도출되었다. 파이로공정에서 도출된 주요 위해인자로는 중간 생성물의 운반과정에서의 낙하로 용기 손상으로 인한 누출.

용융염 매질에서 압력제어 및 온도제어 failure로 인한 배기체 누출 및 염 증기의 비산, cold trap 및 배기관 막힘으로 인한 과압 현상, 용융염 이송 배관에서의 누출 또는 가열기 failure로 인한 배관이 차단되는 현상, UCl_3 제조 과정에서 Cl_2 가스 누출 및 중화설비 failure, U 금속 취급과정에서 inert 분위가 손상으로 인한 화재, LCC 전해제련 및 Cd 증류 과정에서 과열로 인한 Cd 증기 누출 등과 같은 사건들이 도출되었으며, Table 1에 표기된 전해환원공정 공정 step에서의 예와 같이 각 단위 공정장치별로 정리하여 제시하였다.

Table 1. Process characteristics and hazard events in electrolytic reduction.

공정	No.	공정 Step	공정기능	공정조건	공정작업 Step	작업 위험 인자
전해 환원 (Electro- Reduction) 공정	2-1	Electrolytic Reduction	산화물 형태 SF를 금속으로 환원 (LiCl-Li ₂ O 용융염 매트)	650°C Air Hot cell 약 부압 유지	1) SF Pellets 용기 Cook 앳셀 찬원/ Cathode 내 작업 2) LiCl-Li ₂ O 내부반응기 주입(400 kg-1% Li ₂ O) *사로 분할 권비 Glove box 3) Cathode 및 Anode 반응기 내 개작 4) 반응기 가열(냉 융합) 및 반응 종료 후 전극 인양 5) Cathode를 Cathode Processor로 운반 6) 반응후 용융염 첨가 장치로 이동	-인물과냉 접촉/계 낙마로 찬원 손상 -반응기 온도제어 failure로 가열중단 중간로 찬원 가능 -반응기 배기시스템/ 인플레이어 failure로 냉각 (배기계 누출/ 원 제거 비산) -Anode에서 반응 개시기로 불상인 O ₂ -Cold trap/배기관 미연으로 가열 -용융염 이동 배관 누출 또는 가열기 failure로 막힘

3. 결론

파이로 핫셀시설의 안전설계요건 도출을 위한 연구의 일환으로 공정설비에 대한 위험인자들을 도출하여 제시하였으며, 이를 기준으로 공정설비에 대한 정량적인 위험도 평가를 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] Preparation Guide for U.S DOE Nonreactor Nuclear Facility Documented Safety Analyses, DOE-STD-3009-94.
- [2] Center for Chemical Process Safety, "Guidelines for the Technical Management of Chemical Process Safety", AICE, 1989.

파이로 단위 공정장치의 원격성 검증

김성현, 유승남, 김기호, 조일제

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 물질을 취급하는 원자력 시설은 방사선에 의해 작업자가 피폭되지 않도록, 격리된 시설 안에서 방사성 물질을 취급할 수 있게 설계하여 건설한다. 한국원자력연구원에서는 고온에서 전기화학적 방법으로 사용후핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 파이로 프로세스 기술을 개발하고 있으며, 이 기술을 구현하기 위해 공학 규모로 일괄공정을 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(PRIDE : PyRoprocess Integrated DEMonstration Facility)을 2012년에 건설하였다. 파이로 프로세스는 고온에서 전기화학적 방법으로 사용후핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 기술이다. 이 공정은 전해환원, 전해정련, 전해제련 및 염 폐기물의 주요 공정으로 구성되어 있다. 파이로 종합시험시설에서 현재 개발된 공정을 구현하기 위해 사용후핵연료 대신에 방사성 물질인 UO_2 를 전처리하여 U_3O_8 을 사용하는 원자력시설이며, 작업자와 공정장치간에 격리된 시설이다. 따라서, 모든 작업은 원격으로 이루어진다.

파이로 공정의 장치들은 원격으로 작업이 이루어지기 때문에 파이로 종합시험시설에서의 원격취급 장비로서 기계식 원격조작기, BDSM (Bridge-transported Dual arm Servo Manipulator) 및 크레인 등을 사용한다. 셀 내에 설치되는 모든 공정장치들은 원격취급 장비를 이용하여 원격작업이 이루어짐으로, 장치들은 원격취급이 용이하도록 설계단계에서부터 원격개념을 적용하여 설계/제작되어야 한다. 설계단계에서 원격개념을 적용한 장치들을 제작되어도 실제 장치가 설치된 위치와 원격 취급 장비들의 위치 및 적용에 따라서 장치들을 원격으로 운전 및 유지보수를 수행할 수 없다.

본 연구에서는 설계단계에서 공정장치의 원격 접근성 검증을 수행하고 제품품의 원격 취급성 검증의 절차로 공정장치의 원격성 검증을 수행하였다. 설계 단계에서의 검증 작업은 3차원으로 설계된 공정장치를 가상 목업에 장치들을 배치하고, 장치의 조작이 필요한 지점에 대한 원격 취급 장

비의 원격 접근성 분석하였다. 또한 공정장치의 위치에 따라 원격 취급 장비의 접근성이 달라짐에 따라 최대한의 접근성을 갖는 위치를 선정하였다. 다음 단계로 실제 장치의 원격 취급성 검증을 위해 검증목업을 구축하였다. 제작된 공정장치를 검증목업에 설치하고, 실제 운전 및 유지보수 절차를 수립하여 검증시험을 수행하였다. 상기 절차에 따른 원격성 검증작업을 통한 분석 및 평가 작업으로 확인된 사항을 공정장치에 수정/제작할 수 있는 자료를 생산하였다. 파이로 종합시험시설에 설치되는 공정장치가 원격 운전 및 유지보수가 원활한 작업을 수행할 수 있도록, 분석 및 평가 자료는 장치의 수정/제작에 활용하고자 하였다.

2. 본론

2.1 PRIDE 시설

파이로 종합시험시설은 파이로 프로세스의 일괄공정을 실증위한 단일 셀로 구성된 아르곤 분위기의 목업시설이다. 파이로 공정은 고온에서 전기화학적 방법으로 사용후핵연료 속의 각종 핵물질을 분리 및 정제하는 기술로서 전해환원, 전해정련, 전해제련 및 염 폐기물의 주요 공정으로 구성되어 있다. 아르곤 분위기의 파이로 종합시험시설 안에는 4개의 공정 중에서 14종의 주요 공정장치가 설치되었다. 파이로 종합시험시설에 설치될 원격 취급장비들은 크레인, 17조의 기계식 원격조작기 및 천정이동형 양팔형 서보조작기가 설치되었다.

2.2 디지털 목업을 이용한 원격접근성 분석

2.2.1 디지털 목업 구축

디지털 목업에 사용되는 공정장치나 원격 취급 장비들은 솔리드웍스 3차원 CAD 툴을 이용하여 모델을 생성하였다. 이 모델을 이용한 원격접근성 분석을 위하여 프라이드 가상 시뮬레이터를 그림 1과 같이 구축하였고, 모델데이터는 시뮬레이터에 사용하기 위한 형상 데이터로 전환하여 시뮬레이

터의 입력 데이터로 사용하였다. 모든 장치들은 실측 크기의 모델이며, 장치 중에 회전과 이동에 관한 기구학적인 특성 및 동작이 있는 모델은 속성을 부여하여 동작할 수 있도록 구성하였다. 프라이드 가상 시뮬레이터는 원격 접근성을 분석하기 위해 외부 입력장치(haptic, joystick, 3D mouse)를 이용하여 원격 취급 장비의 동작을 시뮬레이션으로 구현하였다.



Fig. 1. PRIDE simulator.

2.2.2 공정장치의 원격 접근성 검증 및 배치 분석

기계식 원격 조작기는 셀 바닥까지 도달하는 조건으로 Wallishmiller 사의 A110을 선정하였다. 원격조작기의 작업영역을 이용하여 공정장치의 작업지점에 대한 원격 접근성 및 원격조작기와 공정장치 간의 간섭을 고려하여 디지털 목업에서 공정장치를 이동하며 설치할 위치를 결정하였다. 또한, 장치의 조작지점에 따라 작업창에 앞에서 거리간격은 달라 질 수 있으며, 장치의 후면 및 상부 작업지점에 대한 BDSM의 접근성을 종합검토하여 최적의 위치를 결정하였다. 결정된 위치에서 공정장치의 작업지점에 대한 접근성 및 원격 개념의 설계를 검토하여 수정사항을 도출하였다.

2.3. 검증목업에서의 원격 취급성 검증시험

2.3.1 원격 취급성 검증목업 구축

단위 공정장치의 원격 취급성을 미리 시험, 평가 및 검증이 가능한 파이로 종합시험시설의 길이인 40 m을 1/8로 축소한 원격 취급성 검증목업을 구축하였다. 검증 목업은 기계식 원격 조작기(2식), 개량 천정이동 양팔 서보조작기(1식), 크레인(2 톤), 시각 창 및 모니터링 창으로 구성된다.

2.3.2 공정장치의 원격 취급성 시험

검증목업에 원격 취급성 시험은 원격운전과 원

격 유지보수에 관한 시험 평가를 수행하였다. 공정장치의 운전 및 유지보수 절차서에 따라 실제 작업을 수행하였다. 장치의 배치는 디지털 목업에서 도출한 위치에 그림 2와 같이 장치를 배치하고, 작업자의 시야, 원격 조작기나 BDSM으로 작업지점에 대한 접근성 및 원격으로 조작할 장치 부품의 원격 취급성에 대한 시험 평가를 수행하였다. 원격 취급성을 미리 시험, 평가 및 검증함에 따라 하여 공정장치의 개선사항을 도출하여 파이로 종합시험시설에 설치될 공정장치의 설계 및 제작 완성도를 높였다.



Fig. 2. Remote Handling Evaluation Mockup.

3. 결론

파이로 공정장치들은 설계단계에서 원격접근성 검증을 위해 시설에 설치될 공정장치와 원격 취급장비 및 시설에 대한 3차원 모델링을 하여 가상공간을 갖는 PRIDE 디지털 목업을 구축하였다. 가상의 원격 취급장비를 이용하여 작업지점에 대한 원격 접근성을 검토하였고, 최적의 배치위치를 선정하였다. 또한 공정장치의 원격 개념 적용여부를 판단하여 개선점을 도출하였다. 개선점은 설계에 반영되고 장치 목업이 제작되었다. 원격 취급성 검증목업에 제작된 장치를 설치하고 공정장치에 대한 운전 및 유지보수 절차를 수립하고 검증 작업을 수행하였다. 검증목업에서 시험 결과의 개선사항을 반영한 공정장치는 파이로 종합시험시설에 설치되었다. 하나의 장치를 원격 취급성 검증목업에서 검증작업을 수행함에 따라, 공정장치 간의 연계 작업은 파이로 종합시험시설에서 원격성 검증작업이 수행될 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

핵주기 공정장치의 원격취급을 위한 작업 요소 도출 및 분석 part 2: 전체 공정장치 분석 및 원격 취급성 개선안 예시

유승남, 김성현, 이종광, 박병석, 김기호, 조일제

한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 대덕대로 989번길 111

snyu@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE (PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration) 시설에는 전해환원, 전해정련, 전해제련 및 염폐기물 재생/고화 공정 등을 수행하는 다양한 공정장치들이 배치되며, 이러한 공정장치들은 원격취급 장비에 의해 관리, 운용된다[1]. 본 연구에서는 PRIDE Cell 내부의 전체 공정 장치를 대상으로 각 장치별 단위 작업을 분석하는 한편, 장치별 단위 작업 횟수를 측정하여 작업 부하로 계량화 하였다. 최종적으로는 이러한 분석 결과를 바탕으로 하여 현재 수행되고 있는 원격취급성 개선안에 대한 실례를 제시하였다.

2. PRIDE 공정장치에 대한 원격취급 작업 분석

본 연구에서 사용된 단위 작업의 종류는 (1)볼트체결/분리(반자동), (2)모듈이동, (3)기구작동, (4)인양고리 체결 및 해체, (5)부품 직접파지 및 조립/분해, (6)인양보조, (7)장입보조 등이며 원격취급 관련 단위 작업 분류체계의 자세한 정의는 관련 문헌을 참조하기 바란다.[1] 대상 장치는 PRIDE 일관 공정에 해당하는 전해환원/CP장치, 전해정련장치, 염이송장치, 염증류장치, RAR장치, LCC장치, Cd 증류장치, 핵종결정화장치, 고체염 분리장치 및 산화침전장치 등이며, 원격취급성 점

중목업 내에서 각 장치의 운전과정에서 개입되는 원격취급 시스템 관련 작업들을 [1]에서 정의한 단위 작업 분류 체계에 의하여 평가하였다. 이를 위해, 해당 단위 작업에 대한 각 장치별 동작 발생 빈도수를 파악하였으며, Table 1에서 제시한 작업 강도 가중치를 바탕으로 PRIDE Cell 내부의 전체 공정장치에 대한 작업 강도를 산출한 결과를 Table 2에 나타내었다. 참고로, 본 연구의 공정장치 중 일부는 장치 개량 여부에 따라 결과가 달라질 수 있음을 밝혀둔다.

Table 1. Typical Load factors of designated tasks for remote handling of target facilities [1].

작업명	작업 강도			작업 강도 합계
	High Dexterity : 1	High Payload : 2	High Concentration : 3	
A. 볼트체결/분리 (반자동)	-	●	-	2
B. 모듈이동	-	●	-	2
C. 기구작동 (밸브, 잠금장치, 고리 등)	●	-	●	4
D. 인양고리 체결/해체	●	-	●	4
E. 부품 직접파지 및 조립/분해 (커넥터, 전용파지장치 등)	●	●	●	6
F. 인양보조	●	-	-	1
G. 장입보조	-	-	●	3

Table 2. Frequencies and work loads for designated tasks of target facilities (Work loads = Frequencies x Normalized Values of Typical Load Factors, '-': Not applicable).

공정장치 종류 단위 작업 유형	운전 빈도수 (Frequency) / 작업강도 (Work load)							
	1 전해환원 장치 / CP장치	2 정련장치	3 염이송장치	4 염증류장치	5 RAR장치 / LCC장치	6 Cd 증류 장치	7 핵종결정화 장치/고체염 분리장치	8 산화침전 장치
A. 볼트체결/분리 (반자동)	7 / 0.636	-	11 / 1	-	-	-	-	2 / 0.182
B. 모듈이동	-	-	10 / 0.909	2 / 0.182	3 / 0.273	-	6 / 0.545	2 / 0.182
C. 기구작동 (밸브, 잠금장치, 고리 등)	3 / 0.545	1 / 0.182	9 / 1.636	1 / 0.182	1 / 0.182	-	5 / 0.909	-
D. 인양고리 체결/해체	48 / 8.727	4 / 0.727	9 / 1.636	6 / 1.091	2 / 0.364	12 / 2.182	6 / 1.091	4 / 0.727
E. 부품 직접파지 및 조립/분해 (커넥터, 전용파지장치 등)	17 / 4.636	10 / 2.727	-	-	24 / 6.545	-	2 / 0.545	-
F. 인양보조	42 / 1.909	-	1 / 0.045	-	1 / 0.045	-	-	3 / 0.136
G. 장입보조	22 / 3	1 / 0.136	1 / 0.136	-	7 / 0.954	1 / 0.136	-	2 / 0.273

본 실험은 [1]과 동일하게 원격취급성 검증목업 내에 설치된 기계식조작기(MSM), 서보식 조작기(BDSM) 및 천정이동형 크레인을 사용하였다[2].

3. 장치별 작업 부하 분석에 따른 개선안 도출

Fig. 1은 Table 2의 결과를 그래프로 표현한 것이다. 도시된 결과에서 확인할 수 있듯이, 각 장치별로 수행되는 주요 단위 작업 유형이 존재함을 알 수 있으며 이는 각 장치 상에서 수행되는 물질 처리 특성에 기인한다고 볼 수 있다.

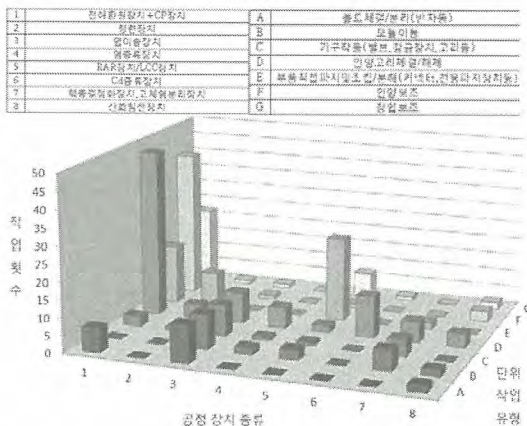


Fig. 1. Numbers of required tasks during the 1-cycle operation of the target facilities.

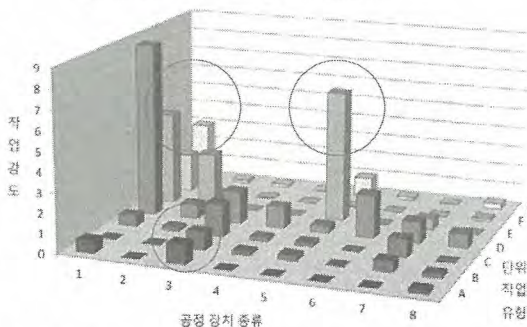


Fig. 2. Calculated work loads among the required tasks during the 1-cycle operation of the target facilities.

Fig. 2는 각 공정별 단위 작업 횟수에 정규화된 작업 강도 가중치를 적용한 데이터를 도시하고 있으며, 그림에 표시된 바와 같이 Fig. 1과 비교하였을 때, 각 장치별로 변화된 경향을 확인할 수 있다. 이러한 데이터를 통해 각 공정장치에 요구되는 실제적인 원격취급성 개선방안을 도출할 수 있다. Fig. 3은 PRIDE 공정장치에 적용되고 있는 원격취급성 개선 사례 일부를 예시하고 있다.

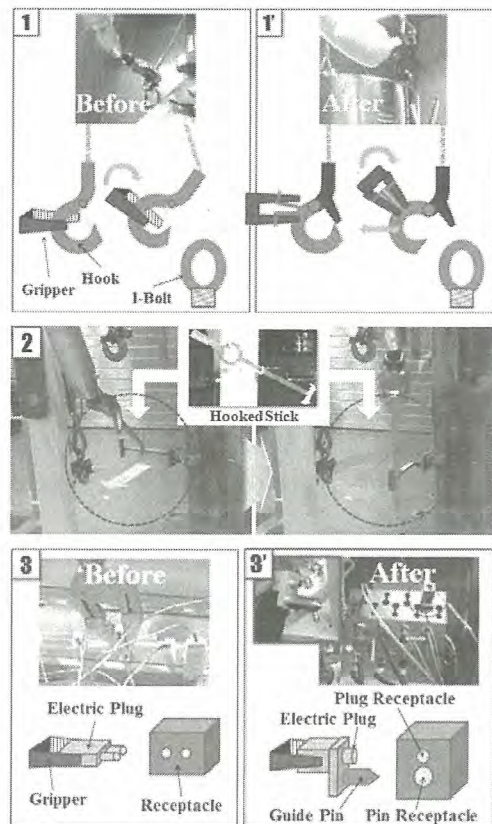


Fig. 3. (1) Changed type of a crane hook (2) Use of additional tools for MSM (3) Application to a guide pin for cable connection.

4. 결론

본 연구에서는 PRIDE 일관 공정장치들을 대상으로 하여 원격조작 작업 시, 각 장치별로 요구되는 작업강도를 기존에 정의된 단위 작업 측면에서 계량화하여 분석하였다. 이러한 결과를 바탕으로 하여 장치별로 개선이 요구되는 작업 유형을 파악할 수 있었으며, 개선안의 실행도 제시하였다. 향후에는 원격 취급성이 개선된 공정장치들에 대한 작업부하를 수치화하여 제시할 것이다.

5. 참고문헌

- [1] 유승남, 김성현, 이종광, 박병석, 김기호, 조일제, "핵주기 공정장치의 원격취급을 위한 작업 요소 도출 및 분석", 방사성폐기물학회 춘계학술대회, pp.125-126, 2012.
- [2] 유승남, 김성현, 이효직, 이종광, 박병석, 김기호, "파이로 공정장치의 원격 취급성 평가에 관한 연구", 한국정밀공학회 춘계학술대회, pp.515-516, 2011.

PRIDE 천장 크레인의 성능 및 원격 유지보수성 검토

한중희, 이은표, 조일제

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

jhan@kaeri.re.kr

1. 서론

PRIDE(PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration facility)는 공학규모 파이로 공정 기술을 검증하기 위한 시설로, 2층에는 아르곤 분위기의 대형 모의셀(길이 40.3 m, 폭 4.8 m, 높이 6.4 m)이 설치되어 있다. 이 모의셀 내부는 사람의 접근이 제한되므로, 공정장치의 운전을 지원하고, 기밀을 유지하면서 셀 내로 공정물질 및 각종 유틸리티를 공급하기 위해 대형/소형장치 이송시스템, 크레인, 피드스루 등의 셀 장치들이 설치되었다 [1].

PRIDE 셀 장치 중 천장크레인은 셀 내에서 공정장치 설치 및 물질 이송 과정 중 중량물을 취급하거나, 공정장치 운전을 지원하기 위해 설치되었으며, 일반 산업 현장에서 사용되는 크레인과 기능적인 면에서는 동일하다. 그러나 사람의 접근이 제한되므로, 크레인 고장 등을 대비하여 주행 및 인양을 위한 모터들은 이중 모터 구조로 설계되었으며, 원격으로 유지보수가 가능하도록 설계되었다 [2]. 본 논문에서는 PRIDE 아르곤 셀에 설치된 천장크레인의 실제 성능을 확인하고, 원격 유지보수성에 대한 검토를 수행하였다.

2. 본론

2.1 천장크레인 개요

PRIDE 아르곤 셀에 설치된 천장크레인의 구조는 Fig. 1과 같으며, 크게 거더 프레임, 거더 주행 모터, 트롤리 (트롤리 주행 모터, 인양 호이스트), 보조 호이스트 등으로 구성되었다. 거더 및 트롤리 주행 모터, 인양 모터는 모두 이중 구조로 되어 있으며, 전원 등은 셀 벽의 피드스루를 통해 공급된다. 주요 사양은 Table 1과 같다.

Table 1. Specification of in-cell crane.

트롤리 크기 (LxWxH)		1.2 x 1.6 x 0.8 m
트롤리 무게		550 kg
인양 하중	메인	2.8 ton
	보조	1 ton



Fig. 1. Structure of in-cell crane.

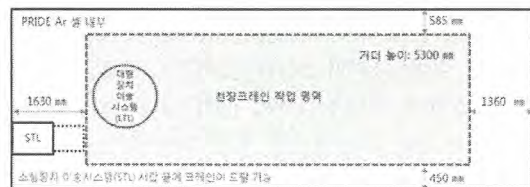


Fig. 2. Workspace of in-cell crane (red box).

2.2 천장크레인의 주요 성능

천장크레인은 사람의 접근이 제한된 셀 내에서 운용되므로, 주행 속도, 작업 영역 등의 성능을 정확히 파악하는 것이 중요하다. 공정 운전의 안전성을 위해 주행/횡행 속도는 1.7 m/min 이하, 인양 속도는 1.2 m/min 이하로 설계되었으나 [2], 실제 측정된 주행/횡행/인양 속도는 1.4/2.18/1.26 m/min로, 트롤리의 횡행 속도는 설계값을 상회하는 것으로 측정되었다.

한편 Fig. 2에서 붉은색 사각형은 천장크레인이 셀 내에 도달할 수 있는 영역을 나타내며, 셀의 가장자리에 도달하지 못하는 영역이 존재한다. 소형장치 이송시스템 (STL) 내의 물질을 천장크레인으로 반입하기 위해서는 조작기의 도움이 필요함을 알 수 있다.

2.3 천장크레인의 원격 유지보수성 검토

천장크레인이 기능을 유지하기 위해 원격 유지보수가 필요한 주요 대상은 트롤리, 거더 주행 모터, 보조 호이스트 등이 있다. 앞에서 언급했듯이,

트롤리 주행, 거더 주행, 메인 인양을 위한 모터들은 이중 모터 구조를 가지고 있으므로 주 모터가 고장 나더라도 보조 모터에 의해 동작이 가능하나, 보조 모터까지 고장 난 경우를 대비하여 원격적으로 유지보수가 가능해야 한다.

천장크레인은 셀에 설치된 조작기의 도달 범위를 벗어나므로, 유지보수를 위해서는 3층의 작업장을 통해 시야를 확보한 상태에서 천장크레인 트롤리 호이스트를 사용해야 한다. (Fig. 1 참조) 천장크레인 트롤리 호이스트는 천장크레인 유지보수를 위해 설치된 셀 장치로, 상하 운동만 가능하며, 하부에 위치한 대형장치 이송시스템 (LTL)을 통해 유지보수 대상을 반출 혹은 반입하는 데 사용된다.

2.3.1 트롤리의 원격 유지보수성 검토

트롤리 주행 모터 혹은 메인 인양 모터의 유지보수가 필요할 경우, 트롤리 전체를 반출하여 유지보수를 하게 되며, 트롤리에는 Fig. 3(a)와 같이 인양을 위한 고리가 설치되어 있다. 또한, 트롤리를 레일에서 분리할 경우, 전원 공급 등을 위한 커넥터는 Fig. 3(b)에서와 같이 트롤리와 같이 분리되도록 설계되었으며, 결합 시에는 가이드 핀을 따라 자중에 의해 체결된다.

구체적인 유지보수 절차는 다음과 같다.

- 1) 크레인을 천장크레인 트롤리 호이스트 하단 중앙으로 이동 (작업장으로 확인)
- 2) 천장크레인 트롤리 호이스트로 트롤리 인양
- 3) 셀 우측으로 천장크레인 거더 이동
- 4) 천장크레인 트롤리 호이스트를 하강하여 트롤리를 받침대 (Fig. 3(c))에 올려 LTL로 반출
- 5) 셀 외부에서 유지보수 후 LTL로 반입
- 6) 천장크레인 트롤리 호이스트로 트롤리 인양
- 7) 천장크레인 트롤리 호이스트 하단 중앙으로 천장크레인 거더 이동
- 8) 천장크레인 트롤리 호이스트를 하강하여 거더 프레임에 트롤리 설치



(a) 인양고리 (b) 커넥터 (c) 받침대

Fig. 3. Remote maintainable designs for trolley.



Fig. 4. Remotely unchangeable cables.

2.3.2 거더 주행 모터/보조 호이스트 원격 유지보수성 검토

거더 주행 모터 및 보조 호이스트는 Fig. 4와 같이 케이블이 거더 프레임에 고정되어 유지보수 시 분리되지 않아 원격으로 유지보수가 불가능하다. 특히 거더 주행 모터는 분리할 수 있는 인양 고리가 없으며, 분리된다고 가정하더라도 거더를 우측으로 이동시킬 수단이 없어 LTL로 반출이 불가능하다. 따라서 거더 주행 모터를 유지보수하기 위해서는 셀 분위기를 공기로 치환한 후, 직접 유지보수 해야 한다.

3. 결론

본 논문에서는 PRIDE 대형 모의셀에 설치된 천장크레인의 실제 성능을 확인하고, 기능 유지를 위해 유지보수 대상에 대한 원격 유지보수성을 검토하였다. 검토 과정에서 발견된 문제점은 추후 설계 변경 등을 통해 개선될 예정이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] 조일제 외. 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술대회 논문요약집, pp.153-154, 2012.
- [2] 차세대핵주기 공정 실증시설 설계기술 개발, KAERI/RR-3414/2011.

제3분과

방사성폐기물 처리 및 제염해체 (Oral)

국내 원전 해체전략 선택을 위한 고찰

홍상범, 박진호, 박승국, 이기원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

sbhong@kaeri.re.kr

1. 서론

1950년대 후반부터 시작된 원자력 발전 산업은 시설이 노후화 되어 안전성과 효율성의 저하로 영구 운전 정지되게 되었고, 환경으로부터 영원히 격리하기 위하여 해체가 시작되었다. 전 세계적으로 노후 원전의 증가, 사고 등으로 인해 원전의 지속가능성이 강한 도전에 직면함에 따라 원전해체에 대한 관심 고조되었고 해체와 관련 안전성과 효율성이 강조되기 시작하였다.

국내에서도 현재 21기의 원전이 운전되고 있으며 5기의 원전이 건설 중에 있다. 국내 원전의 해체 비용은 약 10조원에 도달할 것으로 예상되어 해체 또한 원자력 산업의 한 분야로서 발전될 전망이다. 또 일본의 원전의 사고 이후 원전 해체도 원전 운영자의 관리 범위를 넘어 공공 관리 분야로 이전되었고, 안전하고 효율적인 원전 해체의 관리가 요구되고 있다. 이때 국내 환경에 적합한 해체전략의 선택은 안전성과 효율성을 확보하는데 중요한 과정 중의 하나가 된다. 이러한 해체전략의 선택은 각 국가마다 또 각 시설마다 해체 환경 요인이 상이하여 일률적으로 적용할 수 없으며 세계적으로도 이의 결정을 위하여 고려하여야 하는 인자만을 권고하고 있다[1,2]. 본 연구에서는 이러한 인자를 바탕으로 국내 원전의 해체를 위하여 선택할 수 있는 전략을 고찰하였고, 이를 근거로 적용 가능한 해체 시나리오를 제안하고자 하였다.

2. 본론

2.1 사회 경제적 요건

2.1.1 국가 정책 및 규제 제도

국내 해체전략에 대한 정부 정책이 아직 정해지지 않고 있으며, 원전의 운영자의 해체 전략에 관한 사항도 아직 결정되지 않았다. 현재의 규제 제도 하에서도 원전 해체 규제가 가능하기는 하지만 효율적이고 안전한 원전의 해체를 보장하기는

세계적인 수준의 규제 제도가 조속히 마련되어야 할 것이다. 그러나 제도가 개선된다고 하여도 해체의 규제 측면이 될 것으로 예상되어 이들이 전략 선택에 중요한 인자라고 할 수 없다.

2.1.2 지역 경제 및 주민 수용성

해체와 관련 주민 수용성의 확보에 주요한 인자는 즉시 해체와 지역 사회의 경제 환경이다. 원전의 운전과 해체 중 원전에 종사하는 직원의 수를 예측 비교한 바 즉시해체의 경우 해체전략이 지역사회 경제에는 큰 영향을 미치지 못하지만 지연해체의 경우 경제활동이 없는 기간의 발생으로 지역 사회의 경제적 침체가 우려되었다.

2.1.3 해체 비용 확보 및 지출

현재 방사성폐기물관리법에 의하여 호기 당 3,251억 원을 기준금액으로 해체비용을 원전 운영자가 적립하고 있어 비용확보 여부는 결정 요인이 될 수 없다. 그러나 해체비용은 국가의 경제적 조건, 해체 개시 후 오염 상황, 폐기물 처분 비용 등 매우 불확실한 요인에 의하여 상승한다. 즉시해체의 경우 이러한 미래 불확실성을 최소화할 수 있으며 장기간의 관리비용의 최소화로 해체 비용을 줄일 수 있다. 국내 모든 원전의 즉시해체와 지연해체의 경우 예상되는 해체 비용 지출은 그림 1과 같다. 즉시해체의 경우 비용 지출의 큰 부담이 빨리 오지만 지연해체의 경우 이것이 연기되는 효과 이외는 장점을 찾기 힘들다.

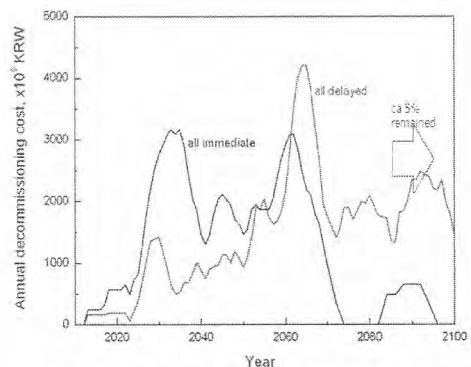


Fig. 1. 해체전략에 따른 해체 비용 소요량의 변화.

2.2 기술적 결정 요인

2.2.1 방사성 해체폐기물의 발생

30년간 안전관리를 통하여 방사성폐기물의 양을 약 25% 줄일 수 있어 처분 비용을 저감할 수 있다. 방사성 폐기물의 처분 요구량을 감소시키기 위하여 비방사성/극저준위 방사성폐기물의 규제해체가 필수적이다. 경주 처분장의 건설로 해체와 관련 없이 원전 부지에서의 방사성폐기물의 관리에는 어려움이 없을 것이나 즉시해체의 경우 처분요구량이 2050년대 후반에 경주 처분용량 80만 드럼을 넘어설 것으로 예상된다. (그림 2 참조)

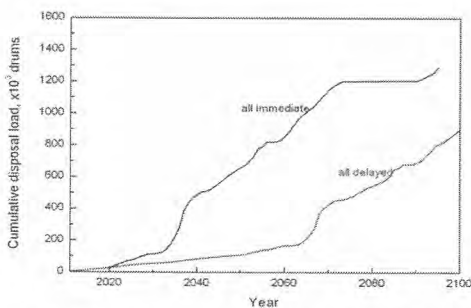


Fig. 2. 해체전략의 선택에 따른 방사성폐기물의 처분 요구량.

2.2.2 전문 기술 인력 및 기술의 확보

즉시해체가 원전 운전 및 시설 전문 지식을 얻는데 용이하지만, 30년 정도 안전관리(safstor) 후에 해체하는 원전에서는 시설 전문 지식의 유지/확보를 위한 대책이 필요할 것이다. 또 국내의 해체 경험은 한국원자력연구원의 연구용 원자로 및 변환시설의 해체가 전부이며 경험지식을 초기 원전 해체 전에 이전하는 것도 바람직한 것으로 조사되었다.

2.2.3 방사능 재고량

원전 내 방사능 재고량은 안전관리 기간 동안에 급격히 감소하여 30년 지연해체로 1/30로 감소하는 것으로 계산되었다. 따라서 작업자의 피폭량도 감소할 것으로 예상되나 노심의 해체 시에 원격 작업이나 차폐 시설은 여전히 필요할 것으로 예상되며 이 방사능 재고량의 감소로 방사성 해체 폐기물의 절대량까지 비례하여 감소되지는 않는다.

2.2.4 시설의 물리적 특성

해체 도중에 인근 원전의 운전 안전성에 영향을 주지 않아야 하며 동시에 다수의 원전을 해체하

여 관리비용의 저감, 장비 활용성 증대 등으로 해체의 효율화를 얻는 것이 바람직하다. 고리 1&2 호기의 경우 공용설비 등이 많지 않아 1호기의 해체가 2호기 운영에 미치는 영향이 크지 않을 것으로 설명되고 있다. 다른 원전은 인근 원전 간의 공유 시설이 많아 2호기씩 짝으로 해체하는 것이 바람직하며 국내 원전은 2호기씩 짝으로 건설되어 해체전략의 선택에 관계없이 2호기씩 동시 해체가 가능하다.

3. 결론

이상의 고찰에서 국내 원전의 해체를 위하여 즉시 해체가 더 유리한 것으로 나타났다. 그러나 해체 비용의 집중화와 중저준위 방사성폐기물 처분장의 조기 포화를 방지하기 위하여 해체시기를 유연하게 선택할 필요가 있다. 이를 위하여 다음과 같은 조건을 포함하는 그림 3과 같은 즉시해체와 지연해체의 혼합전략이 하나의 해체 로드맵으로 선택될 수 있을 것으로 예상되었다.

- 해체 비용 지출의 평탄화 및 후세 부담최소화
- 작업 효율성과 인근원전의 영향을 최소화
- 2100년까지 운전 중인 원전의 해체를 완료
- 해체 참여 시설 전문가 확보
- 각 원전부지에서 비경제활동 기간의 최소화

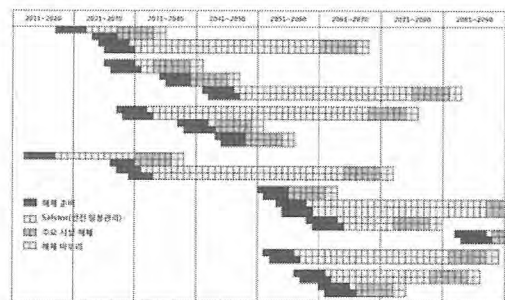


Fig. 3. 해체 시나리오의 예시.

4. 참고문헌

- [1] OECD/NEA, "Selecting strategies for the decommissioning of nuclear facilities", NEA report No. 6038, ISBN 92-64-02305-4
- [2] IAEA, "Selecting decommissioning strategies: Issues and factors", IAEA-TECDOC-1478, Vienna, 2005.

2.2 실험 방법

실험대상 작업은 매니플레이터 팔이 준비 위치에서 대상 물체를 들어 올려 지정된 위치까지 이동시키는 단순한 물건 운반(material handling) 작업이었다. 매니플레이터가 정상작업을 하다가 갑자기 이상동작을 하는 순간에 피실험자가 비상정지 스위치를 누르도록 하였는데, 피실험자의 실험위치는 매니플레이터 정면의 엔드 이펙터(end effector)로부터 약 30 cm 되는 곳에 앉도록 하였다. 매니플레이터의 이상동작(failure)은 실험자가 정해진 속도와 위치에 따라 정상작업을 하다가 필요한 경우 난수(random number)에 의해 분기되도록 하였는데 이상동작 형태는 단일부품 이상동작과 다부품 이상동작의 두 가지로 분류하였다. 작업조건은 단일부품 이상동작과 다부품 이상동작의 각각에 대해 ① 매니플레이터 팔 속도 4 수준(14, 20, 40, 50 cm/sec), ② 이상동작 가능성(failure probability) 3 수준(0.1, 0.25, 0.5)의 12개 조합에 대해 각각 50회씩 무작위 순으로 반복 실행하였다. 피실험자의 반응특성은 정확히 이상동작에 반응한 정확한 응답 시간(correct response time)과 이상동작시 비상정지 버튼을 누르지 못한 실패(miss)의 횟수, 또한 이상동작을 하지 않았음에도 불구하고 이상동작으로 오인하여 버튼을 누르는 고장 경보(false alarm) 회수의 세 가지로 파악하였다.

3. 결론

이상의 연구를 통하여 원자력시설 유지보수 및 해체시 매니플레이터의 이상동작에 대한 작업자의 반응특성과 안전속도 수준에 관해 얻은 결론은 다음과 같다.

매니플레이터 팔의 속도와 이상동작 형태는 반응시간에 영향을 주지만, 이상동작 가능성에 영향을 미치지 않았고, 두 요인 이상의 교호작용은 대체로 영향이 없었다. 매니플레이터 팔의 속도변화에 따른 반응시간 특성은 이상동작 형태에 따라 다르지만 대체로 약간 증가하는 추세를 보였다.

촉의 특성에 따른 반응시간도 다른데, 대상을 가까이에 근접하여 굴신(bending and stretching) 동작을 하는 촉에 대한 반응시간이 개인적 특성이나 이상동작 형태에 관계없이 가장 짧고 편차도 작았을 뿐만 아니라 miss도 적었다. 그러나 반응시간만으로 안전속도를 설정하는 데에는 다소

무리가 있어 기타 여러 가지 요인들이 고려되어야 한다고 판단된다.

이상의 결과에 근거하면 '안전영역'을 확보하기 위한 안전속도는 17 cm/sec 이하, '접촉가능영역'을 허용하는 매니플레이터 팔의 속도는 17 cm/sec~28 cm/sec 이었는데, 이 값이 소규모 매니플레이터에 대한 반응으로부터 얻은 수치임을 감안한다면 기존 15 cm/sec 나 25 cm/sec 등의 제안 수치들은 대체로 타당하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

- [1] Study of Decommissioning Cost Estimation Framework for Nuclear Research Facilities, J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 4(2), pp. 171-141, 2006.
- [2] Calculating the Unit Cost Factors for Decommissioning Cost Estimation of the Nuclear Research Reactor, J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 4(4), pp. 385-391, 2006.
- [3] 원자력시설 유지보수 및 해체 작업시 다관절 매니플레이터 이상동작에 대한 작업자의 특성, 한국방사성폐기물학회지, Vol.10(2), pp. 87-96, 2012.

거품 제염을 위한 비이온 계면활성제의 안정성 평가

윤인호, 정중헌, 김창기, 윤석본, 문제권, 최왕규

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 989번길 111

ihvoon@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체 과정에서 거품을 이용한 제염 기술(Foam decontamination)은 폐액 감소를 위해 화학제를 이용한 제염의 대안 기술로 평가되고 있다. 화학제염제와 계면활성제, 점도제로 구성되는 거품 제염제의 제염 효과를 높이기 위해서는, 화학제염제와 오염된 표면의 접촉시간을 유지시킬 수 있는 거품의 안정성이 중요하다. 이를 위해 방사성 오염물질을 제거하기 위한 화학제염제에 거품의 생성과 생성 거품의 수명 연장을 위해 계면활성제와 점도제 등이 첨가된다. 거품은 기체와 액체의 불안정한 두 가지 유체로 구성되어 있는데, 액체의 부피가 10% 이하로 구성되어 있기 때문에 제염 공정과 이후에 발생하는 폐기물의 양을 현저하게 감소시키는 장점이 있다. 또한 거품을 이용한 제염 공정은 구조적 적용이 어려운 대형기기 및 대면적 제염에 사용될 수 있고, 작업자의 접근이 어려운 방사성 시설에 원격으로 작업이 가능하다. 원자력 시설의 해체 과정에서 거품을 이용한 제염의 연구는 프랑스와 미국, 영국에서 활발하게 진행되고 있으나, 우리나라에서는 아직 기초적인 연구 또한 수행되지 않고 있는 실정이다[1,2]. 따라서 본 연구에서는 거품 안정화제의 개발을 목적으로 다양한 계면활성제와 점도제를 첨가하여 거품의 안정성을 평가하였다.

2. 본론

본 실험에서는 비이온 계면활성제인 Milcoside 440N(LG Household & Health Care)을 사용하여 계면활성제의 안정성을 평가하였는데, 기존에 광범위하게 사용되고 있는 음이온 계면활성제인 Sodium dodecyl sulfate (SDS, Sigma-aldrich)와 비이온 계면활성제인 Triton X-100 (TX-100, Sigma-aldrich)를 비교하여 분석하였다. Foamsan (TECLIS, France)을 사용하여 이미지 분석과 전도도 측정을 통해 거품의 생성과 안정성을 조사

하였다. 일정 시간동안 거품 생성 양(Foamability)과 거품의 감소 정도인 거품의 안정성(Foam stability), 그리고 시간에 따른 액체량의 변화인 거품의 배액량(Foam drainage)를 측정하였다. 유리 컬럼에 계면활성제를 포함한 용액 (60 mL)을 채운 후에 질소가스를 주입하여 거품을 발생시켜 (200 mL) 실시간으로 측정하였다.

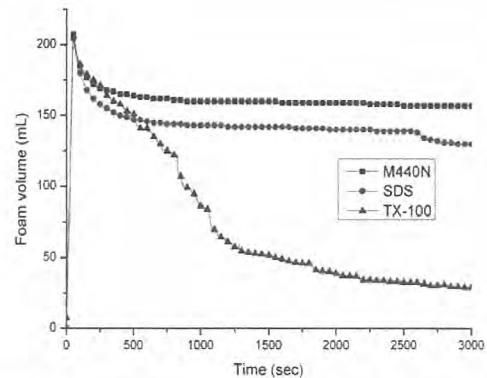


Fig. 1. Variation of foam volume of 0.1% M440N, SDS and Triton X-100.

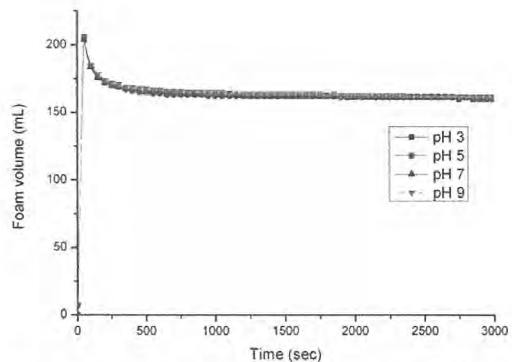


Fig. 2. Variation of foam volume of 0.1% M440N at pH 3, 5, 7, and 9.

먼저 0.1% Triton-X100와 SDS, M440N의 시간에 따른 거품 안정성을 실험하였다. Fig. 1에서 나타난 것처럼, Triton X-100은 급격하게 부피가 감소되는 것으로 나타났다. 하지만 SDS는 147

mL의 거품 부피를 유지하는 반면에 M440N은 160 mL의 거품을 유지하는 것으로 나타났고, 이는 기포성과 안정성이 비교적 높은 것으로 알려진 SDS에 비해서 비이온 계면활성제인 M440N이 더 높은 안정성을 갖는 것을 알 수 있다. 그리고 Fig. 2에서는 다양한 pH에서 0.1% M440N의 거품 안정성 실험을 한 결과, pH 3, 5, 7, 9 모든 범위에서 거품의 부피가 일정하게 유지 되는 것으로 나타났다. 이는 비이온 계면활성제인 M440N이 pH 변화에 영향이 비교적 적은 것으로 나타났고, 넓은 범위의 pH에서 사용될 수 있음을 알 수 있다.

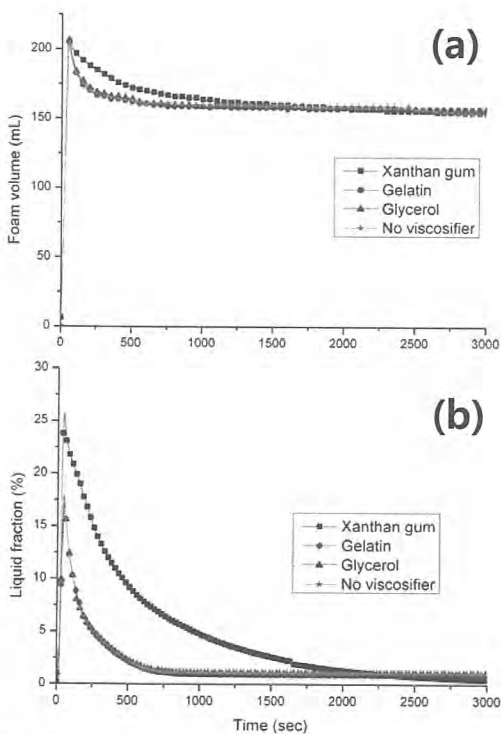


Fig. 3. Variation of foam volume and (b) liquid fraction at a specific height of 0.1% M440N with 0.1% Xanthan gum, gelatin, glycerol, and without viscosifier.

거품의 안정성에 점도제가 미치는 영향을 알아보기 위해 비이온 계면활성제인 0.1% M440N에 친환경적이고 생분해성인 0.1% Xanthan gum(Sigma aldrich)과 증점·안정제로 사용되는 0.1% gelatin(J.T. Baker), 그리고 보습제로 사용되는 0.1% glycerol(Sigma aldrich)을 이용하여 거품의 안정성과 거품의 액체비를 조사하였다.

Fig. 3(a)에서 나타난 것처럼, 약 1500초까지는 Xanthan gum을 포함한 M440N에서 더 높은 거품 부피를 유지하는 것으로 나타났고, 이는 점도제 첨가에 의해 거품의 안정성이 증가된 것을 알 수 있으나, 그 이후에는 점도제의 첨가 영향이 거의 나타나지 않았다. 하지만, Fig. 3(b)의 유리 컬럼 하단으로부터 4cm 위치에서 측정된 거품의 액체비 분석 결과에서 보듯이, 2000초까지 Xanthan gum 점도제를 포함한 M440N에서 더 높은 액체비를 갖는 것으로 나타났다. 이는 점도제의 첨가가 거품 안정성에 매우 중요하게 작용하는 것을 알 수 있다. 하지만 gelatin과 glycerol를 첨가하였을 때는 점도제를 넣지 않은 결과와 비슷하게 나타났다. 이는 점도제의 특성에 따라 거품의 안정성에 미치는 영향이 다른 것을 알 수 있다. 액체비가 높게 나타나는 것은 거품 제염에서 화학 제염제를 더 많이 포함할 수 있기 때문에, 제염 계수와 밀접한 관계를 가질 수 있으므로 중요하게 고려해야 한다.

3. 결론

본 연구에서는 거품 제염제의 구성성분 중의 하나인 계면활성제와 점도제의 종류에 따른 거품 안정성 실험을 수행하였다. 기포성과 안정성이 우수한 것으로 알려진 상용 SDS에 비해서 사전 실험을 통해 선정한 비이온 계면활성제인 M440N의 안정성이 보다 우수하였고, pH 변화에도 영향이 없는 것으로 나타났다. 또한 M440N에 Xanthan gum 점도제를 첨가한 결과, 더 높은 액체비를 나타내어 거품 제염에서 보다 유리하게 작용할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 논문은 2012년도 교육과학기술부 한국과학재단 원자력 연구개발 사업의 지원으로 수행되었다.

5. 참고문헌

- [1] Application of the foam decontamination, www.gimaex-schmitz.de/bild/org/10020.1.pdf.
- [2] SNL Decon Formulation for Mitigation and Decontamination of Chemical and Biological Warfare Agents, www.usfoam.com/images/results.pdf.

모세관법을 이용한 원자로냉각재 대표시료 채취기술 소개

강덕원, 김승일, 김현기, 허준, 성진현
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
world2@haji.co.kr

1. 서론

경수로 원전은 장주기 고연소 운전을 하기 때문에 핵연료 표면에 크러드(CRUD)가 침적되거나 축방향 출력편차(AOA)가 발생하여 종종 출력 감발운전을 하고 있으며 핵연료 피복재에 침적되어 국부적인 부식 손상이 우려되고 있다. 이러한 문제점을 사전에 예방하기 위해서는 재생성 있는 크러드의 핵종 농도값과 원소들에 대해 정확하고 재생성이 높은 분석이 선행되어야 한다. 원자로 계통 내 환경변화로 인해 기존의 grab sampling법으로는 대표적인 부식생성물의 농도 분석값을 얻는 데에는 한계가 있어 미국 EPRI는 수화학 지침서상에 대표시료를 채취토록 권고하고 있으며, 일부 해외 원전 운영국에서는 발전소의 특성을 고려하여 크러드 분석값의 재생성이 크게 향상된 대표시료 채취 기술을 자체적으로 적용하거나 개발 중에 있다. 현재 Capillary 포집 기술을 채택하고 있는 대표적인 원전으로는 미국의 Diablo Canyon, Calloway 원전과 스웨덴의 Ringhals 2, 3 & 4, 영국의 Sizewell B 원전 및 스페인의 Vandellös 원전 등이 있다. 스웨덴 Ringhals 2 원전에서 수년에 걸쳐 분석한 결과에 의하면, 우세한 원소의 부식생성물은 Fe로 나타났으며 주종을 이루는 방사성 핵종은 용해성 중인 ^{59}Fe 과 ^{60}Co 이며 Ni은 거칠면서 고르게 분포되어져 있거나 입자상 분율이 우세한 것으로 나타났고 분석 값도 매우 안정적이며 재생성이 높은 것으로 나타났다.

2. 원자로냉각재의 대표시료 채취기술

2.1 대표시료 채취 배경

장주기, 고연소 운전 환경에 따른 핵연료 표면에 크러드 축적으로 축방향 출력편차 (AOA)현상이 증가추세에 있으며 크러드의 핵연료 피복재 침적에 따른 국부적 부식손상 우려된다. 원자로 냉각재를 Grab 채취할 경우, 시료채취 과정에서 공기 중의 산소에 노출되면서 쉽게 산화·침전을 일으

켜 용해성 부식생성물의 방사성핵종(^{51}Cr , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{137}Cs)들은 파잉의 철 이온들과 함께 공침되기 때문에 대표성있는 분석 값을 얻지 못하고 있다. 이로 인해 계통 크러드 분석자료의 미흡으로 크러드 이동메커니즘 규명이나 계통 방사선량 저감화에 별반 기여하지 못하고 있다. 계통 내 환경변화로 기존의 grab sampling 법으로는 대표적인 부식생성물의 농도 분석 값을 얻는 데 어려움이 있기 때문에 해외 원전에서는 원전 적용용 integrated capillary 포집기술을 적용해 RCS 및 CVCS 시료를 포집, 분석함으로써 부식생성물 농도 분석 값의 재생성을 향상시킬 수 있게 되었다.

2.2 방사성 부식생성물의 추적과정

2.2.1 대표시료 채취 필요성

유로상에서 입자의 밀도와 크기의 다양성 존재하며 시료채취 최종단에서 공기와 접촉시 액상시료는 용해와 침전 발생함. 온도 감소시 Fe와 Ni의 용해도는 감소하지만, 산소 존재 하에서는 Ni의 용해도는 증가되고 Fe 용해도는 $\text{Fe}(\text{OH})_3$ 형으로 감소된다. grab sampling법은 Lab에서 취급 시 입자와 용해성 물질에 대해 잘못된 정보 제공 가능성이 높을 뿐 아니라 크러드의 용해는 시료 통과량과 밀접하기 때문에 최적의 시료량을 통과시켜야 한다. 기존의 시료 채취계통은 대표적인 부식생성물 채취가 고려되어 있지 않으며 유로가 봉산혼합물과 냉각되므로 용해도 변화와 시료벽면에서 입자의 상호작용으로 노심으로부터의 이송에 대한 정량적 해석을 위한 대표성 있는 시료 채취가 어렵다. 크러드의 거동특성을 정확히 평가하기 위해서는 현상을 올바르게 파악한 다음, 상호간에 발전소의 데이터를 비교하는 것이 무엇보다도 중요하다. 시료 채취법, 분석법 및 실험법 등에 대해 표준화되고 재생성이 높은 자료를 얻을 수 있는 방안이 강구되어야 한다.

2.3 대표시료 채취시스템 구성

RCS capillary 시료채취 배관은 고온관 시료

배관의 출구 가까이에 설치(Fig. 2 참조)하며 capillary 배관의 유량은 30ml/m~40ml/m, 유속은 2.5~5m/s 환경에서 Iso kinetic 포집법을 적용해 1회 약 200~300ℓ 정도 포집한다. 홀더 안에는 미세한 millipore filter를, 아래쪽은 Gelman사의 양이온 멤브레인 2개를 포개어 장착시킨 다음, capillary 배관의 말단과 연결해 시료가 공기 중에 노출되지 않도록 한 후 포집한다.

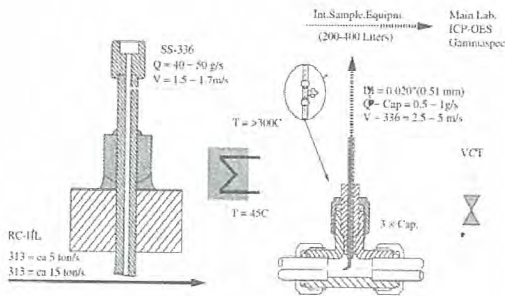


Fig. 1. Integrated Capillary Sampling System.

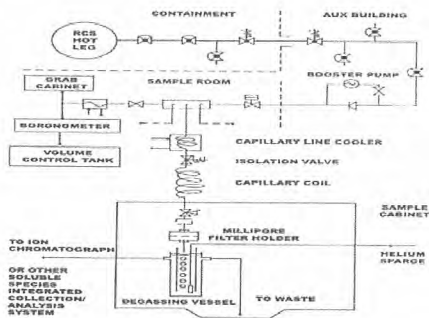


Fig. 2. Lay-out Drawing for Capillary Sampling System.

2.4 Capillary 포집시료의 분석 결과(Ringhal 원전)

2.4.1 RCS 이온농도 변화

아래 그림은 스웨덴 Ringhals 2 원전에서 원자로 정지 6개월 전, 후에 걸쳐 Grab 및 Capillary 포집법을 이용해 분석한 철, 니켈 및 코발트의 분석 값으로 우세한 원소의 부식생성물은 Fe > Ni > Co 순이며, 정지 화학 처리 전에는 분석 값이 톱니바퀴처럼 들쭉날쭉 하는 그래프가 정지화학 처리후의 Capillary 포집법에 의한 분석값은 훨씬 안정적이고 이온별로 뚜렷한 재생성을 지닌 그래프로 나타내고 있음을 보여준다.

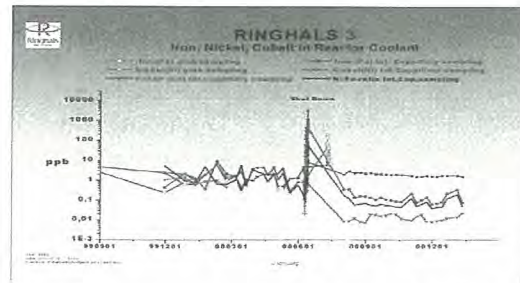


Fig. 3. Comparison on Grab and Capillary Sampling Method.

2.4.2 CVCS 유출수 배관시료 채취 및 분석

CVCS 유출수를 이용한 바람직한 입자상 시료 채취를 nominal isokinetic sample head를 수직으로 설치해 공기와의 차단을 통해 용해성 및 입자상 시료의 분석을 가능하게 하였다. 포집된 필터는 용해성 및 입자상 방사성핵종 농도를 얻기 위해 γ spectroscopy로 측정하였고, 양이온 중은 용해성 원소의 분을 제거를 위해 염산을 millipore 필터는 입자상 원소 분율을 얻기 위해 왕수로 분해시킨 ICP-MS로 분석하였다(Fig. 4 참조).

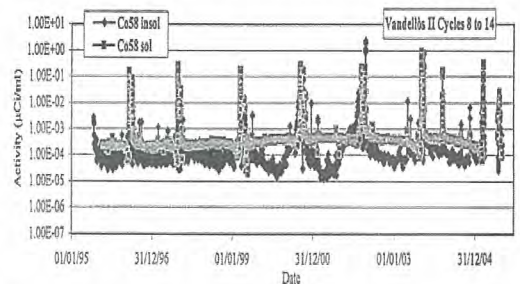


Fig. 4. Results of CVCS Sample Using Capillary Method.

3. 결론

Capillary 시료 포집기술은 재생성 높은 분석기술로 계통내의 이온상물질과 입자상물질의 변화추이를 신뢰성 높게 평가할 수 있으며 핵연료주기, 열효율, 전 주기 pH 및 핵연료 장전 형태 등의 변경에 탄력적 대응이 가능하다. Capillary 포집법은 현행 Grab 포집법보다 안정적이며 재생성 높은 분석값을 얻을 수 있기 때문에 장주기 운전 에 따른 RCS CRUD의 거동 평가와 계통선량 저감대책 수립 시에도 매우 유용하게 활용될 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] "PWR 1차계통 수질관리지침" EPRI.1002884 Vol.1 Rev.5 부록 F.

경주 방폐장의 중저준위방사성폐기물 관리 전략

김동선, 박주완, 채만수

한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89

dskim@krmc.or.kr

1. 서론

프랑스, 일본 등 세계 각국에서는 IAEA에서 권고하는 방사성폐기물(이하 '방폐물')의 새로운 분류방안에 따라 방폐물 분류기준을 세분화하여 처분하는 추세이다. 그러나 우리나라는 현재 방폐물을 고준위와 중저준위로 단순하게 구분하고 있어 향후 다량 발생이 예상되는 극저준위방폐물도 현행 국내기준 적용시 동굴이나 공학적 천층시설에 처분해야하므로 매우 비경제적인 요인이 잠재해 있으며, 현재 국내 방폐물의 처분단가도 드림당 736.3만원으로 일본 430만원, 프랑스 115만원, 스웨덴 70만원 수준에 비해 월등히 높은 수준이다. 또한, 어렵게 확보한 경주 방폐장의 처분용량은 80만 드림에 불과하나 장기적으로 100만 드림 이상의 방폐물이 발생될 전망이므로 현 부지내에 국내 방폐물을 최대한 수용할 수 있는 대책이 필요하다. 이에 따라 국내 발생 중저준위방폐물의 안전하고 효율적인 관리전략 수립·시행을 통해 처분비용의 합리화와 경주 방폐장의 최적 활용방안이 필요하다. 본 논문에서는 방사능 준위에 따른 적절한 처분방안 수립·운영과, 방폐물의 감용 처리설비 운영 등 경주 방폐장의 중저준위방폐물 관리전략에 대하여 논하였다.

2. 방폐물 분류기준 및 발생전망

2.1 방폐물 분류기준

2009년 IAEA는 방폐물 신분류체계 제안[1]을 통해 방폐물 종류의 다양성 및 처분방식을 고려하여 중저준위 분류체계를 세분화(표.1)하고 있는 반면, 국내에서는 아직까지 고준위방폐물과 중·저준위방폐물로 단순 구분·운영하고 있다. 프랑스나 일본 등 원자력 선진국에서는 방폐물 분류기준을 이미 세분화하여 적용함으로써 방폐물 처분단가를 합리적으로 운영하고 있다. 이에 따라 우리나라에서도 IAEA 방폐물 신분류기준 적용을 위한 연구가 활발히 진행되고 있으며, 규제기관에서도 방폐물 분류기준 개선 작업이 진행중에 있다.

Table 1. Summary of IAEA radioactive waste classification.

기 준	개 정	처분방식
규제면제	규제면제	자체처분
중·저준위	극단수명	저장봉괴 후 처분
	극저준위	단순 천층처분
	저준위	공학적 천층/동굴처분(~30m)
	중준위	공학적 지층처분(수십~수백m)
고준위	고준위	심지층처분

2.2 방폐물 발생전망

원전 34기(제5차 전력수급계획)와 40기(제1차 국가에너지 기본계획) 운영 등 2가지 시나리오에 대하여 방폐물 발생량을 전망해 보면, 시나리오별로 각각 약 91만/104만 드림의 방폐물이 발생할 것으로 예측된다(표 2).

Table 2. Long-term prediction of LILW arisings.

(Unit : 1,000 Drums)

시나리오 분 류	원전 34기 운영			원전 40기 운영		
	운영 폐기물	해체 폐기물	계	운영 폐기물	해체 폐기물	계
중준위	0.1	21	21	0.1	25	25
저준위	321	144	465	348	169	517
극저준위	92	337	429	101	395	497
계	414	502	915	449	589	1,038

주) 원전 운영폐기물 '100드림/년·호기', 해체폐기물 '14,500드림/호기' 발생 기준, 원전외폐기물은 원전 운영폐기물에 포함

표 2에서 운영폐기물에 대한 준위 구분은 프랑스 사례를 참고하여 방폐물 드림의 표면선량률을 기준으로 구분하여 극저준위는 0.03mSv/hr 이하, 저준위는 0.03~3,450mSv/hr, 중준위는 3,450mSv/hr 이상인 폐기물로 구분하였다. 한편 해체폐기물은 일본의 경수로형 원전 해체폐기물의 준위별 발생 비율을 참조하여 산출한 것이다[2].

3. 중저준위방폐물 관리전략

3.1 방폐물 분류기준 개선

경주방폐장의 효율적 활용을 위해 우선 IAEA 방폐물 신분류기준에 따라 방사능 준위별로 다양

한 처분방식이 필요하다. 즉, 방폐물을 IAEA 신 분류기준을 적용하여 단순천층/천층/동굴 방식의 처분을 통해 처분비용 저감이 필요하며, 한국방사성폐기물관리공단(이하 '방폐공단')은 IAEA 신 분류기준에 따라 방폐물을 안전하고 효율적으로 처분하기 위하여 경주 방폐장 부지에 다양한 처분 시설을 확보하여 방폐물의 최적 관리체계를 갖출 계획이다.

우선, 건설중인 1단계 동굴처분시설(~'14.6) 외에 2단계로 '16년 말까지 천층처분시설을 확보하여 저준위폐기물도 방사능농도를 구분하여 각 시설에 처분할 계획이다. 또한 3단계로 '17년 말까지 극저준위폐기물 전용 처분시설을 확보하여 원자력시설 운영 및 해체폐기물과 폐아스콘 등 비정상적으로 발생하는 방사능준위가 낮은 폐기물의 처분에 대비할 것이다. 이외에 '24년까지 중준위폐기물 처분시설 확보도 계획하고 있으나 이는 추후 규제요건 및 방폐장의 부지특성 등을 종합 검토하여 결정할 예정이다.

원전 40기 운영 후 발생이 예상되는 약 104만 드럼을 기준으로 방폐물 분류기준을 세분화하여 처분방식을 개선한 효과를 외국의 처분시설별 단가비율을 고려하여 단순 산출해보면, 기존 분류방식 적용시에 비해 약 1조 5,000억원의 절감이 가능하여 처분단가를 약 20% 저감할 것으로 기대된다. 물론 이 비용저감 효과는 금융비용, 처분시설 건설비 등 상황에 따라 달라질 수 있으므로 추후 재평가가 필요하다.

3.2 방폐물 종합처리설비 운영

원전 34기/40기 운영 후 해체하는 2가지 시나리오 모두 경주 방폐장 처분용량(80만)을 초과하는 각각 약 91만/104만 드럼의 방폐물이 발생하는 등 제2의 처분장 확보가 현실적으로 어려운 우리나라의 여건상 방폐물의 감용을 위한 처리설비가 절실하다. 이 발생량은 해체폐기물이 원전 호기당 14,500드럼 발생을 기준한 것으로 IAEA 예측치인 호기당 22,500드럼을 적용할 경우 각각 120만/136만 드럼이 발생하고, 외국의 실제 해체 경험사례를 적용할 경우 발생량은 훨씬 더 커지는 등 해체폐기물의 발생량 가정에 따라 전체 방폐물 발생전망은 급증하므로 감용 처리설비는 더욱 필요할 것 같다.

Fig.1은 한국방사성폐기물학회(2012.5)에서 제시한 방폐물 감용처리를 위한 종합처리시설의 개념도를 나타낸 것이다.[2]

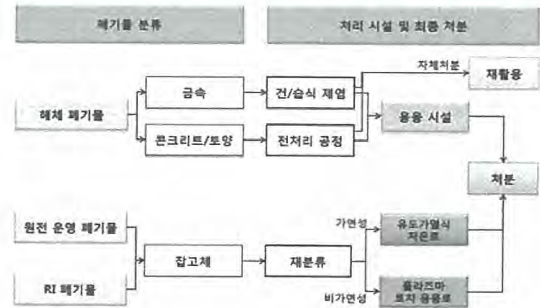


Fig. 1. Schematics of radioactive waste treatment in Gyeongju LILW repository.

본 방폐물 종합처리 개념에 따라 감용처리 설비를 도입하여 운영할 경우, 원전 40기 운영 후 발생하는 약 104만 드럼의 폐기물 중 84만여 드럼을 대상으로 감용 처리하여 약 58만 드럼을 감용할 수 있는 것으로 나타났다. 이를 현재의 폐기물 드럼단가 736.3만 원을 적용하여 계산해 보면 약 4조 2,500억 원에 달하는 금액으로 본 설비의 설치 및 운영비를 제외하더라도 그 효과는 막대할 것으로 전망된다.

4. 결론

앞에서 살펴본 바와 같이 우리나라의 중저준위 방폐물 처분단가는 세계 각국에 비해 월등히 비싸며, 또한 경주 방폐장 처분용량(80만 드럼)을 초과하는 100만 드럼 이상의 방폐물이 발생할 전망이다. 이에, 방폐공단에서는 중저준위방폐물을 안전하고 효율적으로 관리하기 위한 처리·처분전략을 수립하였으며, 주요 내용은 IAEA의 방폐물 신분류기준에 따라 국내 방폐물 분류기준을 세분화하여 리스크에 따라 처분방식을 차등 적용하는 방안과, 방폐물의 감용을 위한 종합처리시설을 구축하여 운영하는 것으로 되어 있다. 이러한 전략을 시행함으로써 현재와 동일한 방폐물의 처분 안전성을 확보한 상태에서 대폭적인 처분비용의 저감을 기대할 수 있으며, 향후 국가 차원에서 방폐물을 효율적으로 관리할 수 있도록 유관기관간의 긴밀한 협조는 물론, 방폐물 분류체계 정비 등 관련 제도 개선이 적기에 이루어져야 할 것이다.

5. 참고문헌

- [1] IAEA, Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide No. GSG-1, 2009.
- [2] 한국방사성폐기물학회, IAEA 방사성폐기물 신 분류기준의 국내적용방안 분석 용역보고서, 2012.

원전 방사성폐기물 형태별 해체물량 예비평가

김학수, 정성환, 맹성준

한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70

hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 해체과정에서 발생하는 방사성폐기물량은 발전소 용량, 노형, 운전기간, 해체방식, 폐기물 처리 및 부피저감 방법 등에 의해 결정된다. 해체폐기물량 예측은 해체비용을 추정하고, 폐기물처리 및 클리어런스 전략을 수립하며, 미래 폐기물처리 정책을 결정하는데 있어 매우 중요하다. 본 연구에서는 950MWe 가압경수로 원전 해체시 발생하는 방사성폐기물량을 폐기물 분류기준과 형태에 따라 예비 평가하였다.

2. 본론

2.1 해체폐기물 분류 및 형태

원전 해체과정에서 발생하는 폐기물량을 평가하기 위해 우선적으로 해체폐기물 분류기준을 검토하였다. 국내의 법규와 해외 해체경험 및 해체폐기물 처분사례 등을 바탕으로 해체폐기물 분류기준을 제시하였다. 본 분류기준은 발생시점뿐만 아니라 처리, 저장, 운반 및 처분까지 모두 적용할 수 있는 기준으로서 표 1에서 보듯이 해체폐기물은 고준위, 중저준위(처분인수기준 초과), 중저준위(처분인수기준 미만), 규제면제 폐기물로 분류하였다. 또한 해체폐기물 형태에 대해서도 조사하였으며, 표 2와 같이 해체폐기물 형태는 고준위폐기물인 사용후핵연료를 포함하여 15개의 폐기물로 분류하였다.

Table 1. 해체폐기물 분류기준.

No	Radwaste Class	Remarks
1	HLW	High Level Waste
2	LILW(GTDC)	Great Than Disposal Criteria
3	LILW	Low and Intermediated Level Waste
4	EW	Exempted Waste

2.2 해체폐기물량 산정 방법

해체폐기물 분류 및 형태별 발생량은 컴퓨터 코드 (DeCAT : Decommissioning Cost Assessment Tool),

운전자료, 유사원전의 부지특성자료 및 해외 원전 해체폐기물량 등을 이용하여 추정하였다. 원자로 압력용기, 생체차폐체 등의 방사화재고량은 MCNP/ORIGEN 코드를 이용하여 평가하였으며, 표면오염재고량은 유사원전의 부지특성자료 및 국내 가동원전의 운영자료를 참고로 평가하였다. 해체폐기물량은 무게 또는 부피 단위로 평가하였으나 발전소 인벤토리는 대상형태에 따라 여러 가지 다양한 측정단위(MOU : Units of Measure)를 가지고 있어 폐기물량을 평가하기 위해서는 적절한 환산인자를 이용하여야 한다. 표 3에는 각 해체폐기물 형태 및 물질을 토대로 환산인자와 밀도가 제시되어 있다.

Table 2. 해체폐기물 형태.

No	Waste Type	Remarks
1	Metal-Small	Removed & Segmented small pieces of metal scrap
2	Metal-Large RPV	Removed reactor pressure vessel as a one-piece which can't be packed into containers
3	Metal-Large NSSS (Other than RPV)	Removed NSSS components as a one-piece which can't be packed into containers
4	Metal-Spent Fuel Racks	Removed spent fuel racks
5	Concrete-Scabbled	Scabbled concrete generated during building decontamination
6	Concrete-Debris	Demolished concrete debris relative large in size
7	Cable	Copper cables removed
8	Soil	Excavated soil
9	Resin-RCS Decon.	Spent resin used for primary loop decontamination
10	Resin and Filter	Spent resin and filter cartridge used for liquid waste treatment
11	DAW	Dry Active Waste
12	Insulation	Insulation waste removed from components and piping
13	ACM	Asbestos Containing Material
14	HAZMAT	Polychlorinated Biphenyl (PCB), Chemical, Sludge, Dredge spoils, etc
15	Spent Fuel	Spent Nuclear Fuels

2.3 해체폐기물 처리

방사성폐기물을 처리하는 방법은 다양하다. 해체과정에서는 다양한 형태의 방사성폐기물이 단기간에 대량 발생한다는 특성이 있으며 처분단가가 높은 국내 현실을 고려할 경우 해체폐기물을 최소화하는 것이 중요하다. 해체폐기물 처리 전략은 국내현황, IAEA, 미국 EPA 등의 보고서를 참조로 수립하였으며, 폐기물처리기술은 각 폐기물 형태에 적합한 입증된 기술을 적용하였고, 폐기물량 저감을 위해 금속용융, 초고압압축 등과 같은 기술들을 고려하였다. 또한 연마분사, 화학제염, 스팀 리폼링, 케이블 리사이클링과 같은 제염기술도 폐기물량 저감을 위해 적용하였다.

Table 3. 각 폐기물형태별 밀도 및 MOU당 무게.

Type	Weight per UOM	Bulk Density		
		(lb/ft ³)	(g/cm ³)	
Cable	0.0795 LB/FT	20.16	0.323	
Cable Tray	5.29 LB/FT	12.30	0.197	
Conduit	7.81 LB/FT	193.24	3.095	
Liner	20.29 LB/SF	487.00	7.801	
Rack	14,250.31 LB/EA	20.57	0.329	
Pipe	< 2.5"	7.38 LB/FT	48.76	0.781
	2.5"-4"	14.83 LB/FT	48.76	0.781
	2.5"-3"	23.73 LB/FT	48.76	0.781
	> 3"	201.30 LB/FT	48.76	0.781
	> 14"	268.57 LB/FT	48.76	0.781
Valve	2.5"-3"	106.31 LB/EA	48.76	0.781
	> 3"	3,256.59 LB/EA	48.76	0.781
Concrete-Debris	87.40 LB/CF	87.40	1.400	
	2,359.80 LB/CY	87.40	1.400	
HVAC Ductwork	1.00 LB/LB	243.50	3.900	
Concrete-Scabbled	1.82 LB/SF	87.40	1.400	
Grating	1.00 LB/LB	87.09	1.395	
Soil	115.00 LB/CF	115.00	1.842	
Water secon resin	1,965.02 CF/GF	45.01	0.721	
Thin Metal	40.58 LB/SF	487.00	7.801	
Transformer, Heater/Generator, Separator/Reheater, Other Mechanical Equipment	Average weight from actual equipment data	LB/EA	243.50	3.900
Structural Steel	1.44 LB/CF	48.76	0.781	
Building Structure	1.00 LB/LB	117.89	1.888	
Subterranean tunnel	1,311.00 LB/FT	87.40	1.400	
NCS Removal	RPV	939,311.00 LB/EA	66.02	1.057
	SG	679,908.50 LB/EA	49.91	0.799
	PZR	167,724.04 LB/EA	87.23	1.397
	RCP/Motor	206,925.00 LB/EA	243.50	3.900
	RPV internals	146,660.77 LB/EA	499.76	8.005
Major Component Removal	TiG	3,799,998.00 LB/EA	243.50	3.900
	Condenser	2,089,000.00 LB/EA	243.50	3.900
	Insulation	12.81 LB/CF	12.81	0.205
Waste Stream	Resin, Filter, Swarf	45.01 LB/CF	45.01	0.721
	DAW	48.00 LB/CF	48.00	0.769
	HAZMAT	144.09 LB/CF	144.09	2.308

주) LF(Linear Feet), CF(Cubic Feet), LB(Pound).

2.4 해체폐기물량 평가

해체방사성폐기물 분류기준별 발생량은 그림 1과 같으며 중·저준위방사성폐기물은 전체물량의 약 4% 정도로 평가되었다.

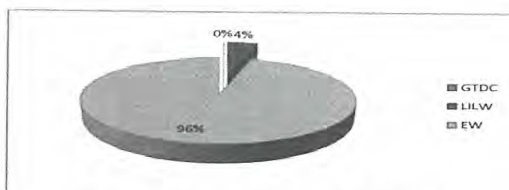


Fig. 1. 해체폐기물 분류기준별 발생량.

원전 해체과정에서 발생된 중·저준위방사성폐기물량(GTDC 포함)을 폐기물형태별로 평가한 결과는 그림2와 같으며 특히, 소형 금속류의 경우 발생량 대비 처분량이 상당히 적은 이유는 용융 기술을 적용하였기 때문이다.

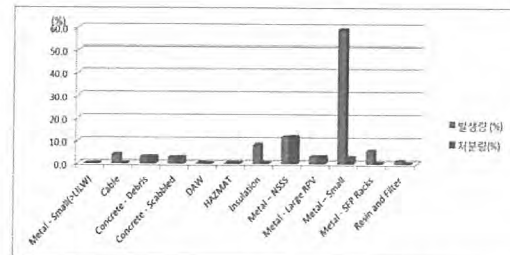


Fig. 2. 해체폐기물형태별 발생량 및 처분량.

국내 950MWe 가압경수로의 경우에 약 10,500여 톤(약 11 ton/MWe)의 해체폐기물이 발생되는 것으로 예비 평가되었으며 OECD/NEA 평가결과(10 ton/MWe)와 유사한 것으로 확인되었다.

3. 결론

원전 해체과정에서 발생되는 방사성폐기물 발생량은 노형 및 용량 등에 따라 다르며, 처분량은 발생된 방사성폐기물을 어떻게 처리하고 어떤 기술을 적용하느냐에 따라 다르다 할 수 있다. 따라서 향후 원전해체를 대비한 해체폐기물에 대한 처리 및 처분 전략이 조속히 수립된다면 해체물량을 정확히 산정할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] Haksoo Kim, Preliminary Estimation of Radioactive Waste Volume from Decommissioning of Korean Nuclear Power Plant, ANS Winter Meeting, Nov. 2010.
- [2] KHNP, Decommissioning cost analysis for the Korean Nuclear Power Reactor, 2009.
- [3] OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies and Costs, 2003.
- [4] IAEA TRS-401, Methods for the Minimization of Radioactive Waste from D&D of Nuclear Facilities, 2001.

농축폐액 건조분말 파라핀 고화드럼 처리기술 개발

최영구, 김대환, 김병태, 안승진, 방수일*, 박종민*

선광원자력안전(주), 서울시 구로구 구로동 106-4번지

*한국수력원자력(주), 서울시 강남구 삼성동 영동대로 512번지

choivk09@gmail.com

1. 서론

원자력발전소를 운영하면서 발생하는 액체폐기물들은 CWDS(Concentrated Water Dry System)를 통하여 물은 증발, 응축해서 회수되고 방사성폐기물들은 농축해서 분말 형태로 보관한다. 이들 농축폐액분말들은 고화 과정을 거치게 되는데 파라핀 고화의 경우, 제조과정에서 층 분리가 일어나 균질성 확보가 어렵고 내 침출 특성이 불량하여 중·저준위 방사성폐기물처분장 인수기준을 만족하지 못하고 있다. 이것을 해결하기 위해서 한국수력원자력(주)는 파라핀을 대체할 새로운 농축폐액 건조분말 고화기술을 개발하기 위해서 노력하고 있으며 또한 현재 각 원전에 저장되어 있는 약 3,650드럼의 파라핀고화드럼을 처리해서 최종적으로 방사성폐기물처분장으로 안전하게 인도하기 위해서 처리 기술을 개발하고 있다.

본 연구의 목적은 현재 발전소에 저장되어 있는 파라핀고화드럼 처리를 위해서 파라핀과 방사성폐기물을 분리하고 분리된 파라핀은 자체처분이 가능한 수준으로 제염하고, 분리된 방사성폐기물은 방사성폐기물처분장 인수기준을 만족할 수 있도록 고화하는데 있다.

2. 본론

2.1 파라핀 고화체 분리

파라핀고화는 폐기물 발생량 저감 차원에서 1995년부터 도입되었으며 새로운 대체 기술이 확보 되지 못한 상태여서 현재까지 발전소에서 진행되고 있다. 2011년 1월 기준으로 원전별 파라핀 고화드럼 발생현황은 고리, 울진, 영광에 각각 942드럼, 1,246드럼, 1,462드럼이 저장되어 있다. 실증실험을 위해서 각 발전소에서 사용되고 있는 200ℓ 파라핀 고화 드럼을 축소하여 30ℓ 크기의 고화드럼을 제작하였으며, 이것을 사용하여 2011년 4월 5일부터 8일 사이에 진행된 고리1발전소 파라핀고화드럼 생성과정에서 30ℓ 용기의 파라핀 고화드럼 5개를 만들었다. 그림1은 파라핀 고화체

처리를 위한 30ℓ 크기의 실증장치이다. 반응기에 파라핀 고화체를 투입하기 위해서 드럼에 히팅자켓을 체결하고 반응기 상부에 거치한 후 가열을 시작하였다. 드럼 하부의 온도를 85℃로 설정하여 서서히 온도를 올려주면서 설정한 온도에 도달하면 드럼 측면부위의 온도를 85℃에서 10분 동안 가열한다. 이 과정에서 파라핀 고화체가 드럼으로부터 완전히 분리되어 반응기 내부에 투입되었다.



Fig. 1. Treatment systems for the paraffin drum.

2.2 파라핀 고화체 용해

30ℓ 용량의 파라핀 고화체가 투입된 반응기 상부의 뚜껑을 닫고 분리용매인 SK-SOL-001과 SK-SOL-002를 각각 3ℓ씩 주입한다. 파라핀 고화체의 용해를 위해서 전기 가열식 증탕 용기에 95% 글리세린 열매체를 주입하고 반응기의 온도를 102℃로 유지하면서 1시간 동안 교반하였다. 이때 반응기 내부의 물이 증발하지 않도록 응축기를 가동하여야 한다. 초기용해과정에서는 고화체의 강도로 인해서 교반기를 사용하기가 어렵기 때문에 단지 용매와의 반응에 의해서만 용해가 일어나도록 하였으며, 용해가 일정 정도 진행된 후에 교반기를 사용하여 교반하였다.

2.3 파라핀 분리

파라핀과 농축폐액이 혼합된 용액으로부터 파라핀을 분리하기 위해서 용해된 파라핀 고화체 혼합용액을 102℃에서 1시간 동안 서서히 교반한 후 층 분리를 위해서 동일한 온도에서 교반 없이 1시간 동안을 유지하였다. 시간이 지나면서 혼합용액은 밀도차이에 의해서 파라핀 층과 물 층으로 분리가 일어났으며 분리된 파라핀 층의 응고를 위해서 온도를 50℃ 이하로 낮추고 일정 시간을 유지해 주었다. 그림2는 반응기 상부에서 분리 전(좌측)과 분리 후(우측)의 상태이다. 층 분리전의 경우 폐액과 함께 섞여 있기 때문에 갈색을 띠고 있지만 분리 후에는 파라핀 층이 반응기 상부에 위치하기 때문에 순수한 파라핀의 색깔을 보여 준다. 파라핀 층이 응고된 후 폐액을 반응기 하부의 배수구를 통해서 임시저장 용기에 받고, 폐액 배수가 완료되면 반응기의 온도를 90℃로 올려서 파라핀을 용해시켜서 하부 배수구를 이용하여 깨끗한 용기에 배수하였다. 분리된 폐액은 분리에 사용된 물의 양을 증발시키기 위해서 반응기에 다시 투입되었고, 파라핀은 세정되었다.

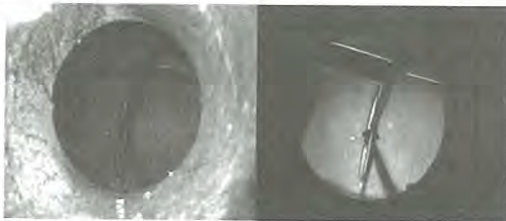


Fig. 2. Separation of the paraffin (before & after).

2.4 파라핀 세정

분리된 파라핀은 자체처분을 위해서 다양한 형태의 화학세정 실험을 수행하였으며 벤토나이트 혼합 시약인 SK-CLE-001의 세정효과가 가장 우수하였다. 파라핀 세정방법은 분리된 파라핀 1kg을 세정장치에 투입하고 증탕용기를 사용하여 내부 온도를 90℃로 가열하였다. 용해된 파라핀에 SK-CLE-001 100ml를 주입하고 온도를 유지하면서 충분히 교반한 후 파라핀 층을 분리하였으며 분리된 파라핀과 세정액은 고리1발전소의 핵중분석기를 시용하여 분석하였다. 표1은 실증실험을 위해서 만들어진 30ℓ 크기의 파라핀 고화드럼으로부터 분리된 파라핀의 세정 전, 후의 핵중 분석값이다. 세정 후 모든 핵종에서 자체처분 기준치 이하로 나타남을 확인 할 수 있었다.

Table 1. Radioactivity of separated paraffin.

구분	세정 전 (Bq/g)	세정 후 (Bq/g)
드럼 #1	3,600	0.043
드럼 #2	4,300	0.046
드럼 #3	1,600	0.022
드럼 #4	2,300	0.026

2.5 고화

분리된 방사성 폐액은 부피증가율을 15% 이내로 유지하면서 방사성폐기물처분장의 인도기준을 만족할 수 있도록 새로운 고화방법을 통하여 고화 되어져야 한다. 이를 위하여 헝가리의 G.I.C.사와 미국의 FTI사의 고화제를 선택하여 고화를 수행하였다. 고화는 고리1발 실증시험을 통해서 제작하였으며 처분적합성 시험을 위해서 지름이 5cm, 높이가 10cm인 시험용 고화체를 각각 30개씩 제작하였으며 30ℓ 드럼 고화체를 각각 1개씩 제작하였다. 처분적합성 시험용 고화체들은 현재 한국원자력연구원에서 시험이 진행 중이다.



Fig. 3. Solidification cylinders for testing.

3. 결론

원전에 저장된 파라핀 고화 드럼을 처리하기 위해서 파라핀과 농축폐액 건조분말의 분리장치를 개발하였다. 고리1발전소 실증 실험을 통해서 파라핀 고화체를 드럼으로부터 분리하였으며, 파라핀과 물의 밀도차를 이용하여 파라핀 층과 농축폐액 혼합용액 층을 분리하였다. 분리된 파라핀은 벤토나이트 혼합시약을 사용하여 자체처분이 가능한 수준으로 제염이 가능하였으며, 분리된 방사성폐액은 방사성폐기물처분장의 인수기준을 만족하기 위해서 새로 개발한 고화기술을 적용하여 고화되어졌다.

방사성 폐기물 안정화 및 고형화를 위한 Iron-Phosphate Ceramic 고화 담체 개발

최종권*, 엄우용**

*포항공과대학교, 경상북도 포항시 남구 청암로 77

** Pacific Northwest National Laboratory, Washington, USA

jjangcik@postech.ac.kr

1. 서론

Chemically Bonded Phosphate Ceramics (CBPCs) 방법을 이용하여 화학적 내구성이 뛰어난 천연 인산 염 광물과 성질이 유사한 다양한 세라믹 waste form이 개발 중에 있다. CBPCs 방법은 상온에서 금속 양이온과 인산 염 음이온의 화학반응을 통해 인산염 세라믹을 만들 수 있다 [1]. 현재 MgO 와 KH_2PO_4 를 이용한 방법이 대표적인 인산염 세라믹 담체로서 연구되고 있으나, 이 담체에 사용되는 magnesium oxide의 높은 반응성 때문에, 화학반응을 지연시키기 위한 calcination 처리가 필수적이므로 전처리 비용이 든다[2]. 그에 반해 Iron oxide는 천연광물과 철강 산업의 폐기물로서 많은 양이 존재하여 쉽게 얻을 수 있으며, 반응성 또한 FeO, Fe_2O_3 , Fe_3O_4 에 따라 다르므로 적절한 비율에 따라 반응시간의 조절이 가능하다[2]. 이 연구에서는 포스코에서 산업폐기물로 생성되는 전로 슬래그를 사용한 Iron Phosphate Ceramics 의 제작 및 방사성폐기물 고정화에 관한 연구를 하고자 한다.

2. 본론

2.1 실험방법

2.1.1 사용되는 waste stream 의 종류

첫 번째 waste stream은 Tc-99을 포함하는 secondary waste인 off-gas scrubber solution 이 사용되었다. 또한 고온전해분리 공정에서 발생하는 LiCl-KCl 공융염 폐기물이 두 번째 waste stream으로 사용되었다. 첨가된 조성은 아래와 같다.

Table 1. Composition of LiCl-KCl salt.

Number	KCl(M)	LiCl(M)
(a)	1	1.45
(b)	2	2.9

2.1.2 Iron Phosphate Ceramics의 조성

전로 슬래그를 이용한 waste form은 다량의 Ca 및 기타 다른 원소 등 기존에 Iron Phosphate Ceramics에 존재하지 않는 원소의 존재로 인하여 기존의 조성으로 waste form을 형성하는 것이 어렵다. 이로 인해 전로 슬래그를 이용한 waste form의 제작은 기존 조성이 아닌 새로운 조성을 필요로 한다. 각각의 Waste stream에 대하여 다양한 조성으로 제작이 수행되었으며, 제작 가능한 IPCs 조성 및 초기 제작 slurry 사진은 Table 2 와 Fig. 1에서 각각 보여준다.

Table 2. Composition of IPCs without waste stream.

Number	Slag(g)	$\text{H}_3\text{PO}_4(\text{ml})$	$\text{H}_3\text{PO}_4(\text{g})$
(a)	1	1.5	2.5275
(b)	1	2	3.3700

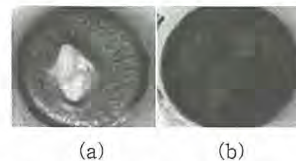


Fig. 1. IPCs prepared with different compositions.

2.1.3 IPCs의 물리화학적 특성 분석

Waste form에 대한 안정성 기준은 최소 압축 강도가 3.45MPa (or 500psi) 이상이어야 한다. 각각의 시편은 ASTM C-39 method를 따라 압축 시험이 진행되었다.

Waste stream에 따른 결정상의 변화와 결정 형태 등을 확인하기 위해 XRD분석을 실시하였으며, waste stream 및 waste form 구성성분에 대한 화학적 특성 분석을 위해 Scanning Electron Microscopy - Energy Dispersive Spectroscopy (SEM-EDS) 분석을 실시하였다.

2.1.4 Diffusivity Leach Test

ASTM C 2385 method A(PCT-A)를 통해

waste form의 Chemical durability를 평가하고, 또한 EPA 1315 Method를 통하여 IPCs의 Tc-99를 포함한 원소들의 Leachability Index(LI)를 평가하였다. Toxicity Characteristic Leach Procedure(TCLP)의 방법으로 사용되는 EPA 1311 method는 Resource Conservation and Recovery Act (RCRA)에서 규정된 금속 원소들의 침출 정도를 알아보기 위해 실시하였다.

2.1.5 Reductive Capacity Measurement

이 연구에서는 전로 슬래그의 자체 환원 용량을 측정하기 위해, Ce(IV) 과 Cr(IV) titration 방법을 사용하였으며, 두 가지 방법에 의한 결과를 비교 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

KCl-LiCl 공융염 폐기물은 약 1 : 1.4 mole의 비율로 용액 형태로 처리되었으며, Table 2의 (a) 조성을 이용하여 IPCs를 제작하였다. Tc-99를 함유한 off-gas scrubber solution을 처리하기 위한 IPCs의 기본 조성은 Table 2의 (a)가 이용되었다. 물리적 강도를 증가시키기 위해 Fly ash Class F의 양을 변화시켜주면서 제작한 결과, 전로슬래그의 1/5 정도 양을 첨가하였을 때가 가장 좋은 결과를 보여주었다.

Table 3. Iron Phosphate Ceramics with KCl-LiCl eutectic salt solution.

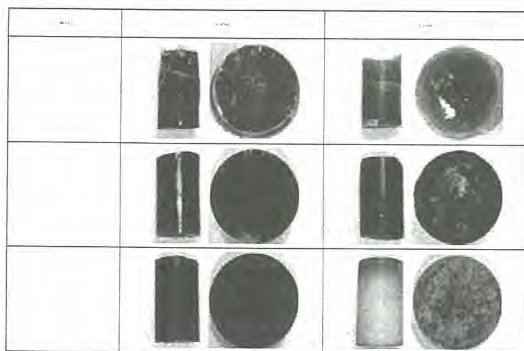


Table 3는 다양한 조성에 따른 제작된 IPCs의 사진이 첨부되었다. 그림에서 알 수 있듯이 Boric acid의 양이 증가할수록 균열의 발생이 적어지며, 첨가된 LiCl-KCl 공융염의 양이 적을수록 편석이 적게 생성되는 것을 알 수 있다. Boron의 첨가하였을 때, Fe 과 인산염의 반응을 어느 정도 늦출 수가 있었으나, Boron은 물에 침출될 가능성이

높아 화학적 내구성을 감소시키기 때문에 0.2 gram 이상의 H_3BO_3 이 첨가되지는 않았다. LiCl-KCl 공융염을 waste stream으로 사용하여 최종적으로 안전하게 제작된 Iron Phosphate Ceramics의 조성은 Table 3의 (e)로 결정되었다.

전로슬래그를 이용하여 제작된 IPCs의 압축강도는 약 16 MPa로 기준치인 3.45 MPa를 충족시켰다. EPA 1315 Method로부터 직접 유도되는 변수인 침출계수 (LI)는 시간에 관한 확산-조절 오염물질 방출을 평가한다. LI는 고화되고 안정화된 폐기물이 지표 밑에 있는 폐기물 저장 시설에서 처리되는 것을 평가하는 기준으로 사용되고 있으며, 대부분의 경우 고화된 폐기물의 LI 값이 7보다 크거나 동일할 때 효율적으로 처리된 것으로 본다. 본 실험에서 측정된 Tc-99의 침출계수도 일반적인 안전기준인 7.0 값보다 큰 값을 보여주었다.

3. 결론

산업폐기물의 하나인 포스코 전로슬래그를 사용한 Iron Phosphate Ceramics 제작 및 물리화학적 특성 평가를 통하여, 고온전해 분리 시 발생하는 waste stream에 따른 방사성폐기물 고정화 담체 제작이 가능하였다.

4. 감사의 글

This work was supported by World Class University (WCU) (R31-30005) Program through the National Research Foundation of Korea (NRF) funded by the Ministry of Education, Science and Technology.

5. 참고문헌

- [1] Arun S. Wagh and Seung Y. Jeong, J. Am. Ceram. Soc., 86 [11] 1838 - 44 (2003).
- [2] W.A. Ibrahim, H. A. Sibak and M. F. Abadir, Journal of American Science 2011 7 (9) 543-548.

제3분과

방사성폐기물 처리 및 제염해체 (Poster)

1931

1932

1933

1934

1935

1936

1937

1938

1939

1940

1941

1942

폐피복관 중 우라늄 및 플루토늄 분리 및 동위원소 정량

김정석, 전영신, 박순달, 김영복, 송병철, 박용준

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

njskim1@kari.re.kr

1. 서론

폐피복관 중에는 증성자에 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 환류 방법으로 제염이 가능하나 폐피복관 내면 산화층에 침투된 핵분열생성물 및 악티늄족원소의 제염은 불충분하다. 이러한 침투 핵분열생성물과 핵연료가 잔류하면 처리공정없이 중저준위폐기물로서 처분이 불가능하다. 따라서 폐피복관의 독성 저감화, 재활용 및 폐기물의 감량화 등과 관련하여 폐피복관 내면으로의 악티늄족원소 침투거동과 함유량 측정은 매우 중요하다. 폐피복관이 스테인레스강인 경우 질산환류 방법으로 효과적으로 제염할 수 있으나, 폐피복관이 지르코늄 합금인 경우 질산환류 방법만으로는 효과적이지 못하며 Meservey 타입 시약 등을 이용해야 한다[1]. 지르코늄합금 핵연료 및 피복관 등의 분석을 위하여 질산-플루오르화수소산 혼합물 등이 시료용해를 위하여 이용되어 왔다[2]. 플루오르화수소산 사용은 지르코늄합금을 효과적으로 용해할 수 있으나 유리용기의 부식으로부터 생성되는 실리카가 화학분석을 위한 시료전처리 및 분리를 방해하므로 효과적인 산용매 설정이 중요하다.

본 연구에서는 폐피복관에 미량 잔류하는 우라늄과 플루토늄을 분리하고 각 성분 동위원소를 정량하는 방법을 개발하고자 하였다. 피복관을 포함한 PWR형 고연소핵연료를 질산용해하고 용액 중에 남은 피복관을 수집하고 세척하여 본 연구의 폐피복관시료로 이용하였다. 폐피복관시료 3개를 준비하여 각기 다른 산용매로 환류시켜 분해한 다음 일정량을 취하여 분석시료(S1, S2, S3)로 이용하였다. 또한 PWR형 핵연료봉을 탈피복하고 소량 절단한 시편을 질산용액으로 침출시킨 후 침출용액 일정량을 취하여 분석시료(S4)로 이용하

였다. 시료전처리와 이온교환분리 방법으로 시료 용액 중의 우라늄과 플루토늄을 순수하게 분리하고 ^{233}U 과 ^{242}Pu 를 스파이크로 이용하는 동위원소 희석 질량분석법으로 폐피복관시료 중의 우라늄과 플루토늄 및 성분 동위원소들을 정량해 보았다.

2. 실험 및 결과

2.1 폐피복관시료 분해 및 분석시료 준비

상기와 같은 과정으로 당 연구실 화학실험에 반입되어 준비된 폐피복관시료(S1, S2, S3)는 시료 중의 우라늄 및 플루토늄을 분리 및 정량하기 위하여 아래와 같이 각각 다른 혼산과 실험조건으로 환류시켜 폐피복관시료를 용해하였다. 용해 용액 일정량 취하여 화학적 분리를 위한 시료로 이용하였다. 시료(S4)는 탈피복한 폐피복관시료 일정량을 8M 질산용액으로 환류 침출시키고 침출 용액 일정량 취하여 화학적 분리를 위한 시료로 이용하였다.

Table 1. Dissolution media for cladding waste samples.

No.	Wt.	Medium
S1	0.165g	3M HNO_3 -3M HF , 90°C , 24h
S2	0.162g	3M HNO_3 -2M HF -5M HCl 90°C , 20h
S3	0.154g	1st: 2M HF 25°C 18h, 90°C 4h 2) Aqua regia 8h
S4	0.429g	8M HNO_3 90°C , 24h(leaching)

S1, S2 및 S3 시료는 용해 후 용해용기에 실리카의 재침전물과 함께 미량의 불용잔유물이 잔류하였다. S3시료의 경우 실리카 부식을 최소화하기 위하여 2M 플루오르화수소산으로 먼저 실온에서 방치하여 반응시켰다. 이어 가온하여 반응시키고 왕수를 첨가한 다음 계속 가온하여 반응시켰다. 불용잔유물은 대략 3 mg이었으며 98% 이상 용해된 것을 확인하였다. 불용잔유물 조성을 확인하기 위하여 미세탐침분석(EPMA) 및 감마선분광분석

(Fig. 1)을 수행하였으며 그 결과, 주핵종은 ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{154}Eu 및 ^{95}Zr 등으로 문헌[1] 상의 내용과 비슷한 결과를 보였다.

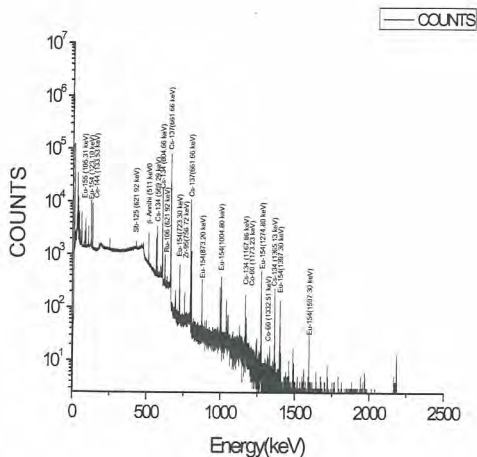


Fig. 1. Gamma-ray spectrum for insoluble residue obtained from a hull sample.

2.2 시료전처리 및 U, Pu 분리

폐피복판시료 중의 우라늄과 플루토늄 분리 및 정량을 위하여 수행한 전반적인 실험절차는 Fig. 2와 같다. 핫셀로부터 준비된 시료는 글러브박스로 옮겨 오염방지를 위해 특별히 설치한 장치내에서 시료전처리를 하고 화학적 분리를 수행하였다. 분리는 Bio-Rad사의 AG 1X8(100-200 mesh) 음이온교환수지를 이용하였으며 당 연구실에서 확립한 우라늄과 플루토늄 분리방법에 준하여 수행하였다[3]. 동위원소희석 질량분석법으로 우라늄 및 플루토늄 동위원소를 정량하기 위하여 동종의 폐피복판시료를 2개씩 준비하여 이중 하나는 혼합스파이크(^{233}U 및 ^{242}Pu) 표준물을 첨가한 후 분리를 하였다.

2.3 U, Pu 동위원소조성 측정 및 정량

화학적 분리과정에 의하여 스파이크첨가 및 미첨가 시료로부터 수집한 우라늄과 플루토늄 용액은 농축 후 질량분석실로 옮겨 각 원소의 동위원소비를 측정하였다. 측정결과를 바탕으로 각 원소의 동위원소조성을 산출하고 동위원소희석 질량분석기술을 이용하여 폐피복판시료 중에 함유된 우라늄과 플루토늄 및 각각의 성분 동위원소들을 정량하였다.

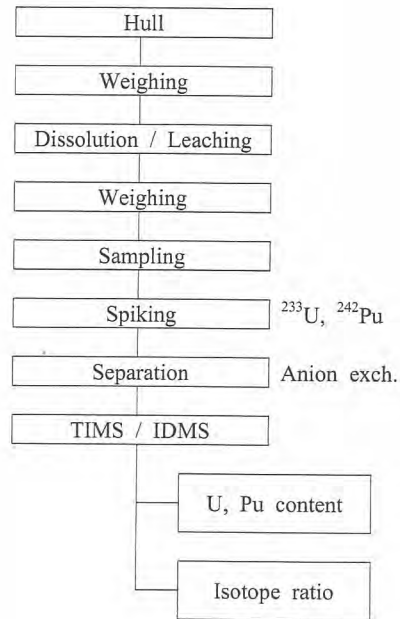


Fig. 2. Analytical processes for the determination of U and Pu, and their isotopes in hull.

3. 결론

본 연구의 혼산을 이용하여 폐피복판시료를 용해할 경우 피복판에 불순물로서 남아있는 미량의 핵연료, 폐피복판에 침투되거나 방사화에 의하여 생성되는 무거운 원소들을 전량 탈착시킬 수 있고 우라늄과 플루토늄 및 성분 동위원소 정량에 응용할 수 있다. 본 연구의 분리도해를 보완하고 다른 분석기술(알파선 및 감마선 분광분석, 액체 섬광계수 및 이온크로마토그래피 등)을 응용할 경우 폐피복판 중에 함유된 여러 다른 원소와 핵종(Am, Cm, Np 및 여러 핵분열생성물)들의 분석이 가능하며 핵연료의 조사거동 및 폐피복판 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] J. S. Kim et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 44, No. 7, pp. 1015-1023, 2007.

테크네튬 측정을 위한 마이크로파 용해장치를 이용한 칼슘필터 용해

최광순, 박양순, 손세철, 박용준, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정은 사용후핵연료에 존재하는 우라늄과 플루토늄을 핵분열생성물로부터 개별분리를 할 수 없으므로 핵투명성 관점에서 사용후핵연료를 재활용하기 위한 방법으로 큰 장점이 있다. 따라서 우리나라는 사용후핵연료를 이용하기 위한 방법으로 이 공정에 대한 연구를 집중하고 있다. 펠렛 형태의 사용후핵연료를 가공하기 쉬운 분말 형태로 전환하기 위하여 고온 voloxidation 공정을 수행할 때 방사능이 높은 세슘, 루비듐, 카드뮴, 루테튬, ^{14}C , 테크네튬 및 요오드와 같은 휘발성핵종은 약 1200 °C의 높은 공정온도로 인하여 휘발하게 된다. 따라서 휘발성핵종을 포집하기 위하여 fly ash 필터, 칼슘필터 및 AgX 필터 순서로 포집 시스템을 구성하여 필터 종류별로 방출핵종의 포집 성능 실험을 수행하고 있다. 포집 시스템의 가운데 위치한 칼슘필터는 테크네튬뿐만 아니라 루테튬과 ^{14}C 을 포집하기 위한 필터로 결로를 방지하기 위하여 약 600 °C를 유지한 상태에서 핵종을 포집한다. 칼슘필터에 흡착된 테크네튬의 방사능 세기를 계측하기 위하여 먼저 용액으로 만든 다음, 용액 중에 존재하는 테크네튬을 순수하게 분리하여 한다. 따라서 본 연구에서는 마이크로파 용해장치를 사용하여 칼슘필터를 용해하기 위한 실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험

사용한 칼슘필터는 한국원자력연구원에서 제조하였으며 [1], 그림 1과 같은 모양의 필터를 용해할 목적으로 표면적을 증가하기 위하여 막자사발로 곱게 분쇄한 다음 사용하였다. Tetrafluoromethaxil (TFM) 재질의 용기에 시료 약 0.1 그램을 넣고 염산, 질산 및 불산을 가한 다음 280 °C의 높은 온도에서 작동이 가능한 nova rotor를 사용하여 마이크로파 용해장치로 용해상태를 실험하였다. 시료와 혼합산을 흔들어 준 다음 가열판

에서 15분 동안 미리 반응시키지 않고 바로 마이크로파 용해장치로 아래 조건처럼 작동하여 용액으로 제조하였다. 즉 실온에서 250 °C까지 30분 동안 천천히 상승시키고 60분 동안 장비를 작동하였다. 작동 후 휘발성 원소의 휘발을 방지하기 위하여 반응용기 내부의 온도를 실온으로 냉각할 목적으로 팬을 50분 동안 작동하였다. 불용성 잔류물이 존재할 경우 분리하기 위하여 용해 용액을 눈금이 있는 50 mL 용량의 원심분리 튜브로 옮겼다. 원심분리기로 분리한 다음 용액을 새로운 원심분리 튜브로 옮기고 증류수로 20 mL 눈금까지 채웠다. 용액 중에 존재하는 성분원소는 ICP-AES로 측정하였으며, 필터의 화학물 구조를 알기 위하여 분말 상태로 XRD를 측정하였다.

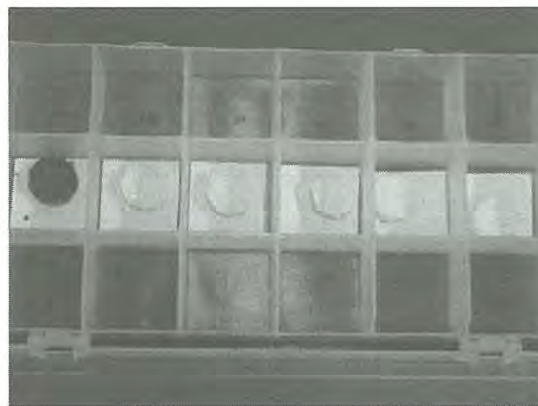


Fig. 1. Photograph of calcium filter.

2.2 결과 및 논의

칼슘필터를 XRD로 측정한 결과 그림 2와 같이 MgAl_2O_4 , CaMgSiO_4 및 $\text{Ca}(\text{ReO}_4)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ 의 3개 화합물의 피크가 관측되었다. 한편 시료 0.1 그램에 염산 10 mL, 질산 4 mL을 가하고 불산 양을 0.1, 0.25 및 0.5 mL로 변화시키면서 마이크로파 용해장치를 작동하였다. 그 결과 불산의 양이 증가할수록 불용성 잔류물의 양도 증가하였다. 용해 용액에 존재하는 성분원소를 ICP-AES로 측정하고

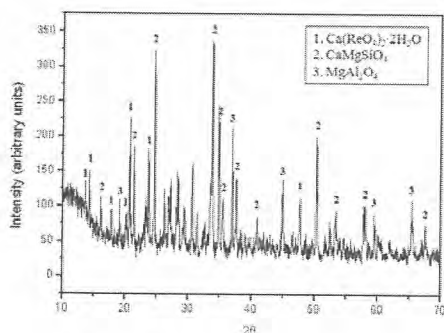


Fig. 2. XRD patterns of calcium filter.

표 1에 요약하였다. 그 결과 불산의 양이 많으면 용해된 알루미늄의 양은 0.1%이므로 용해되었을 때 측정값인 6.4%와 견주어 약 64배 감소하는 것으로 판단하여 $MgAl_2O_4$ 가 가장 용해되지 않는 것으로 사료된다. 왜냐하면 XRD 측정결과 알루미늄은 $MgAl_2O_4$, $CaMgSiO_4$ 및 $Ca(ReO_4)_2 \cdot 2H_2O$ 3종류의 화합물 중 $MgAl_2O_4$ 에만 존재하기 때문이다.

Table 1. Analytical results of calcium filter depending on amount of HF.

	1	2	3	4
	용해	불용 잔류물 소	불용 잔류물 중	불용 잔류물 대
Al (%)	6.4	5.5	4.11	0.1
Ca (%)	18.4	16.4	17.8	13.3
Mg (%)	13.8	13.0	12.6	3.7
Re (%)	10.4	10.3	10.4	8.8
Si (%)	11.3	10.8	10.7	9.8

1. HCl 10 mL, HNO_3 4 mL, HF 0.1 mL
2. HCl 10 mL, HNO_3 4 mL, HF 0.25 mL
3. HCl 10 mL, HNO_3 4 mL, HF 0.5 mL
4. HCl 10 mL, HNO_3 2.5 mL, HF 2 mL

또한 레늄과 규소의 측정값은 용해되었을 때 각각 10.4와 11.3%이었으나 불용성 잔류물이 최대일 경우 8.8과 9.8%로 크게 감소하지 않았다. 한편 레늄과 규소는 각각 $Ca(ReO_4)_2 \cdot 2H_2O$ 와 $CaMgSiO_4$ 의 화합물에서만 존재하므로 이 두 화합물은 250 $^{\circ}C$ 에서 용해할 때 불산의 영향을 크게 받지 않는 것으로 사료된다. 한편 불산이 과량으로 존재할 경우 용해된 마그네슘의 백분율은 용해되었을 때

를 기준으로 26.8%만 용해되었다. XRD 결과에 의하면 칼슘필터는 $Ca(ReO_4)_2 \cdot 2H_2O$, $MgAl_2O_4$ 및 $CaMgSiO_4$ 3종류의 화합물로 구성되어 있으며, 레늄, 알루미늄 및 규소는 각각 $Ca(ReO_4)_2 \cdot 2H_2O$, $MgAl_2O_4$, $CaMgSiO_4$ 의 화합물에만 존재하므로 ICP-AES의 규소 측정 결과로부터 $CaMgSiO_4$ 는 64.3%, 알루미늄 측정결과로부터 $MgAl_2O_4$ 는 16.4% 그리고 레늄 측정결과로부터 $Ca(ReO_4)_2 \cdot 2H_2O$ 는 16.1% 비율로 존재하는 것으로 예상하며 전체 백분율 합은 96.8%이므로 신뢰할 만한 결과로 판단된다.

불산의 양이 증가하면 필터의 용해도가 감소하므로 불산이 과량일 때 생성된 불용성 잔류물의 구조를 XRD로 확인하기 위하여 시료 0.2 그램과 질산과 염산의 양은 각각 10 mL과 2.5 mL이고 불산의 양을 2 mL 가한 다음, 마이크로파 용해장치를 작동하였다. 불용성 잔류물을 용액으로부터 원심분리기로 분리하고 침전물을 증류수로 세척한 다음 오븐에서 건조하고 XRD로 측정한 결과 시료에 존재하지 않는 새로운 MgF_2 , $CaMgAl_2F_{12}$ 및 $(Mg_{0.80}Al_{0.18})(Al_{1.86}Mg_{0.14})O_4$ 3개 화합물의 피크가 관측되었다. 따라서 용해할 때 가능한 불산의 양을 소량가하여야 불용성 화합물이 생성되지 않고 완전히 용해되는 것을 확인할 수 있었다.

3. 결론

칼슘필터에 포집된 테크네튬의 방사능 세기를 측정하기 위하여 먼저 이 필터의 용해방법을 확립하였다. 즉 시료 0.1 그램에 염산 10, 질산 4 그리고 불산 0.1 mL을 가하고 가열판에서 사전 반응없이 250 $^{\circ}C$ 에서 60분 동안 마이크로파 용해장치를 작동하여 완전히 용해하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였으며, 시료를 제공해 준 신진명 박사님에게 감사를 전합니다.

5. 참고문헌

- [1] Jang Jin Park, J. M. Shin, J. H. Kim, and K. C. Song, "Trapping Characteristics of Rhenium Using Different Trapping Material", Journal of the Korean Society of Thermo-physical Properties, 2(2), pp. 70-78, (2008).

방사성 핵종분석을 위한 페이온교환수지 전처리

손세철, 표형열, 최광순, 김영복, 박용준, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nscsohn@kaeri.re.kr

1. 서론

베타 방사선을 방출하는 방사성 핵종들에 대한 핵종별 방사능 양을 정량적으로 측정하기 위해서는 핵종별 개별 분리가 필수적으로 우선되어야 한다. 본 연구에서는 원자력발전소에서 발생하는 페이온교환수지 시료를 대상으로 비휘발성 방사성 핵종을 분석하기 위한 전처리 방법에 대해 검토하였다. 시료의 전처리는 페이온교환수지 일정량을 취하여 open vessel 및 closed vessel microwave acid digestion 방법과 칼럼을 이용한 산 침출법으로 처리하는 방법에 대해 각각 검토하였다. 또한, 최적의 전처리 방법을 실제 시료에 적용하고, 페이온교환수지 시료내의 베타선 방출 핵종들을 개별 분리하는데 활용하였다.

2. 본론

2.1 Open vessel-microwave 산처리

이온교환수지 (Dowex 50Wx2, 100~200 mesh)를 (0.5~1.0)g 취하여 HNO₃와 HCl 비율 변화에 따른 산분해 정도를 측정하였다.

2.2 Closed vessel-microwave 산처리

이온교환수지 (Dowex 50Wx2, 100~200 mesh)를 (0.2~0.3)g 취하여 HNO₃과 H₂O₂를 일정량 첨가하고, 마이크로웨이브 출력을 400 W, 550 W, 600 W 및 650 W로 올리면서, 최대 출력시간도 5분에서 20 분까지 조절하여 산분해 정도를 측정하였다.

2.3 산 침출법에 의한 산처리

유리 칼럼(규격: $\Phi = 8$ mm, length = 150 mm, Fig. 1 참조)을 만들어 건조 시료 5 g 정도를 취해 증류수로 적신 후 유리 칼럼에 넣고, 50 mL의 4 M HCl, 50 mL의 10 M HNO₃, 50 mL의 H₂O를 차례로 통과시켜 수지에 흡착되어 있는 물질들을 탈착시켰다. 원전에서 가져온 페이온교환수지 시료들은 특별한 경우가 아니면 음이온과 양

이온교환수지가 혼합되어 있으며, 이들 시료도 동일한 방법으로 전처리하였다. Table 1에는 혼합 이온교환수지의 성분분석 결과 예를 나타냈다.

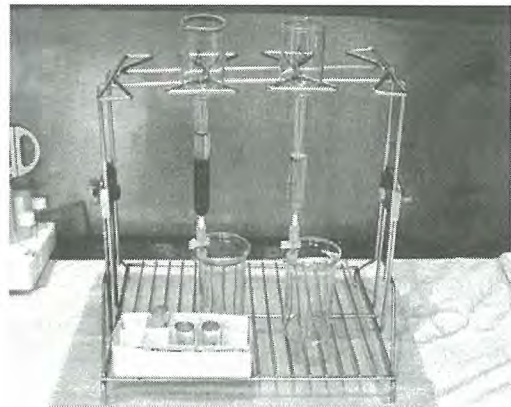


Fig. 1. Glass column for acid extraction.

Table 1. Elemental analysis results of mixed ion exchange resin.

Element s	Used		Unused	
	AVE.	RSD(%)	AVE.	RSD(%)
Ca	19.0*	2.6	58	59
K	3.9*	10	-	-
Mg	10.0*	3.7	3.9*	0.6
Na	22.0*	4.1	-	-
Co	0.9	16	4.1	63
Fe	778	78	15	20
Ni	3.0	33	4.6	28
Zn	14	26	17	80

(n=4, unit: ug/g, * mg/g)

2.4 회수율 측정

산 침출 방법의 회수율 정도를 측정하기 위하여 원전에서 인수한 폐혼합이온교환수지 5 g 정도를 120 °C에서 6시간 동안 건조시킨 후 약 1 g

을 3 회 취해 각각을 플라스틱 LSC 용 vial에 넣고 감마선 분광분석을 수행한 후 회수를 측정을 위해 Ni, Re, Sr을 첨가하였다. 이 시료를 유리 칼럼에 넣고 산 침출 방법을 적용하여 증류수, 염산, 질산, 증류수로 순서대로 처리한 후 ICP-AES와 감마 분광기로 측정한 값을 비교하였다.

2.5 시료 전처리방법 평가

Open vessel-microwave를 이용한 산처리 방법의 경우에는 혼합산에서 HNO_3 과 HCl 의 비율 변화 시 HCl 이 많아지면 거품 발생으로 시료용해 용액의 일부가 산 증기 배출구로 배출되고, 시간이 많이 소요되는 단점이 있었으며, 시료 일부가 바닥에 남는 경우가 발생하여 이온교환수지 시료의 용해에는 적합하지 않음을 알 수 있었다.

Closed vessel-microwave를 이용한 산처리 방법의 경우에는 이온교환수지 시료 중에서 분해하기가 가장 어려운 혼합 이온교환수지도 완전 용해가 가능하였으며, 산처리 시간이 비교적 짧고 시약의 소비가 적으며 완전 용해가 가능한 방법이었다. 그러나 시료의 양이 (0.05~0.1)g 정도로 적어야지만 산 분해시 발생하는 NO_x , CO_2 및 H_2O 등으로 인한 마이크로웨이브 압력용기 내부의 압력 상승을 줄여 용기의 폭발을 막을 수 있다는 단점이 있었다.

산 침출법에 의한 산처리 방법의 경우에는 시료 (5~10)g 정도를 처리 할 수 있는 장점이 있으며, 흡착원소들의 탈착정도를 미리 흡착시킨 Ni, Sr 및 Re를 ICP-AES 측정하여 확인한 결과, Ni, Re, Sr의 회수율이 모두 90 % 이상임을 확인할 수 있었다.

Table 2. Recovery test results of mixed ion exchange resin using ICP-AES.

Sample wt. (g)	Recovery (%)		
	Ni	Re	Sr
7.41	121	90	104
8.45	127	91	105
7.98	127	92	106
Aver±SD	125±3.5	91±1.0	105±1.0

Table 3. Recovery test results of mixed ion exchange resin using γ -spectrometry.

Sample	Recovery (%)			
	Co-60	Cs-137	Mn-54	Sb-125
A	90	99	82	93
B	85	93	77	87
C	91	99	83	82

3. 결론

페이온교환수지에 흡착되어 있는 방사성 핵종들을 분석하기 위한 최적의 전처리 방법을 확립하기 위한 연구를 수행하였다.

Open vessel-microwave를 이용한 산처리 방법과 closed vessel-microwave를 이용한 산처리 방법은 과량의 산용액을 사용해야 하는 단점과 전처리 시료를 소량으로 사용해야 하는 이유로 페이온교환수지 전처리에는 적합하지 않음을 알 수 있었다.

산 침출법에 의한 산처리 방법의 경우에는 첨가원소의 회수를 분석과 실제 시료 중의 감마선 방출핵종에 대한 산 침출 전 후의 방사능을 측정하여 침출 여부를 검토한 결과, 페이온교환수지에 흡착된 원소들을 90 % 이상을 침출할 수 있는 결과를 나타냈다.

따라서 본 연구를 통해, 산 침출법을 적용하는 방법이 최적의 전처리 방법임을 알 수 있었으며, 이 방법을 적용한 결과, 베타선 방출 핵종을 분리하는데 적용성이 매우 좋은 것을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] EPA Method 3051A "Microwave assisted acid digestion of sediments, sludges, soils, and oils".
- [2] EPA Method 3052 "Microwave assisted acid digestion of siliceous and organically based matrices".

전해환원 공정에서 용융염 종류에 따른 REOCl 생성 거동

지현섭, 류효열, 정상문

충북대학교, 청주시 흥덕구 내수동로 52

smieong@chungbuk.ac.kr

1. 서론

대표적인 사용후 핵연료 금속전환 공정으로는 Li 환원공정과 전해환원 공정이 있다. Li 환원 공정은 고온의 LiCl를 650℃의 용융된 상태에서 수행되며, 전기화학적으로 생성된 Li를 이용하여 산화물을 금속으로 전환하는 방법이다. 고온 용융염 전해 환원 공정은 용융염을 전해질로 사용하여 다양한 금속 산화물로부터 고순도 금속을 제조하기 위한 방법이다. 또한 전해환원 공정에서 LiCl과 CaCl₂는 현재 연구되고 있는 대표적인 염으로 각각 실험 온도는 650℃ 및 850℃에서 수행된다[1]. CaCl₂는 고온에서 수행되며, 고온은 열역학적으로 금속산화물이 전기화학적으로 분해될 때 분해전위를 낮출 수 있을 뿐만 아니라 산소 이온의 확산속도 및 전극반응의 속도론 측면에서 긍정적인 영향을 준다. LiCl은 CaCl₂보다 낮은 온도에서 수행되며 일반적인 파이프공정에서는 후속공정인 전해정련공정과 연계를 위해 LiCl염을 사용하여 전해환원 공정을 수행하고 있다[2,3]. 하지만 CaCl₂의 경우에는 Nd₂O₃ 및 몇몇 희토류 산화물들이 염과 자발적 반응에 의하여 REOCl을 형성하고 CaCl₂에 용해되기 때문에 사용후 핵연료 금속 산화물의 용융염 전해 환원에 적합하지 않음을 열역학적 자료와 전해환원 실험을 통해 규명하였다.

2. 본론

희토류 산화물의 전해환원 실험시 사용하는 용융염매질의 열역학적인 특성을 규명하기 위하여 HSC Chemistry를 사용하여 열역학적 자료를 계산하였다. 희토류 산화물이 LiCl 또는 CaCl₂ 염과 만나 REOCl을 생성하는 ΔG 값을 계산하였고, 반응식은 아래와 같다.

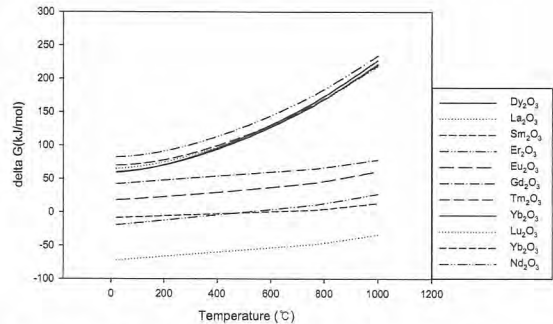


Fig. 1. Gibb's free energy of the formation of REOCl in molten CaCl₂ salt.

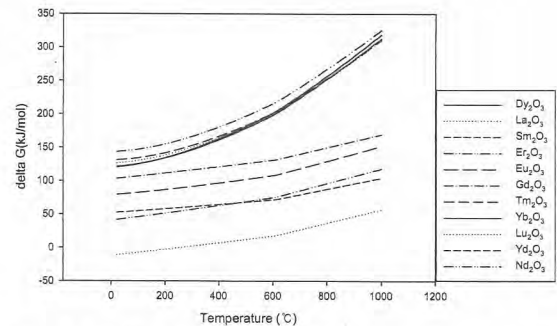


Fig. 2. Gibb's free energy of the formation of REOCl in molten LiCl salt.

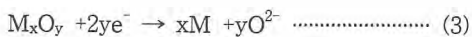
Fig. 1.은 희토류 산화물이 CaCl₂염과 반응하여 REOCl을 생성하는 반응에 대한 ΔG 값을 나타낸 그래프이다. 0℃부터 500℃범위에서 La₂O₃, Nd₂O₃ 및 Yb₂O₃는 CaCl₂염과 반응하여 REOCl을 자발적으로 생성하는 것을 확인할 수 있다. 하지만 CaCl₂와 달리 LiCl에서는 La₂O₃을 제외한 산화물들의 ΔG 값이 양수를 나타내기 때문에 자발적으로 반응이 일어나지 않음을 예측할 수 있다. 그 중에서도 Nd의 경우에는 CaCl₂ 염에서는 ΔG 값이 낮은 온도에서 음수값을 갖지만 LiCl에서는 항상 양의 값을 갖는 것을 확인할 수 있다. 이를 통해 Nd₂O₃은 CaCl₂ 염에서 자발적으로 NdOCl을 생성하는 반면에 LiCl 염에서는 자발적으로

NdOCl을 생성하지 않을 것으로 예측된다.

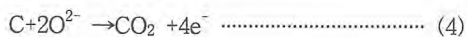
용융염 종류에 따른 REOCl의 생성거동을 파악하기 위해서 각각 CaCl₂ 및 LiCl 염에서 순수 Nd₂O₃과 Nd₂O₃-TiO₂ 혼합물의 전해환원 실험을 수행하였다. 모든 전해환원 실험은 고순도의 글로브박스에서 하였다. 양극은 graphite rod, 음극은 산화물 pellet을 사용하였고, 3.2V의 일정 전압을 가해 주었다. CaCl₂염의 경우에는 850℃, LiCl의 경우에는 750℃에서 전해환원 실험을 하였다.

산화물의 일반적인 전해환원 반응식은 다음과 같다.

음극반응:



양극반응:



반응식 (3)은 음극에서 금속 산화물이 금속으로 전기화학적 환원됨을 설명한다. 그리고 반응식 (4)는 용융염 내에 존재하는 산소이온과 graphite의 탄소입자가 반응하여 CO 및 CO₂가 생성됨을 나타낸다.

Fig. 3.은 Nd₂O₃과 TiO₂이 4:6비율인 혼합물을 CaCl₂에서 전해환원 실험을 한 샘플의 XRD 결과이다. 그림을 살펴보면 혼합물은 Ti 금속피크가 나타났지만 Nd와 관련된 피크는 나타나지 않았다. 이는 전해환원공정에서 Nd산화물이 CaCl₂염과 반응하여 NdOCl이 형성되었으며 염에 용해된 것으로 추측할 수 있다.

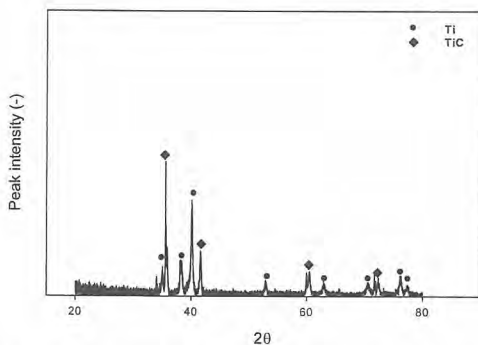


Fig. 3. X-ray diffraction patterns of reduced sample in CaCl₂ molten salt.

또한 순수 Nd₂O₃을 CaCl₂와 LiCl염에서 각각 전해환원 실험한 결과 CaCl₂ 염에서는 Nd₂O₃ 산화물이 용해되어 사라졌지만 LiCl 염에서는 용해되지 않고 pellet 형태를 그대로 유지함을 확인할 수 있었다. 이 결과를 통해 Nd₂O₃가 CaCl₂염에서는 자발적으로 NdOCl을 형성하고, LiCl에서는 자발적으로 NdOCl을 형성하지 않는다는 사실이 이론적인 열역학적 데이터와 일치함을 규명할 수 있다.

3. 결론

사용후 핵연료 전해환원 공정에서 주로 사용되는 LiCl과 CaCl₂염의 REOCl의 생성거동을 파악하기 위해서 순수 Nd₂O₃과 Nd₂O₃-TiO₂ 혼합물의 전해환원 실험을 수행하였다. 실험결과 CaCl₂염에서는 자발적으로 NdOCl을 형성하고, LiCl에서는 자발적으로 NdOCl을 형성하지 않았다. 이는 이론적인 열역학적 데이터와 일치하며 CaCl₂와 반응하여 REOCl이 자발적 생성될 경우 CaCl₂를 전해환원 공정에서 사용하기에는 적당하지 않음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국지질자원 연구원에서 주관하는 기술혁신 사업의 지원으로 수행 되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술대회 논문요약집, p332, 2009.
- [2] Journal of Korean Radioactive Waste Society, Vol.5, No. 4, pp. 283-295, 2007.
- [3] 한국화학공학회지, Vol.50, No. 4, pp. 696-701, 2012.

Li₂O-LiCl 용융염에서 그라파이트 산화전극의 전기화학적 반응 특성

류효열, 지현섭, 정상문

충북대학교, 청주시 흥덕구 내수동로 52

smjeong@chungbuk.ac.kr

1. 서론

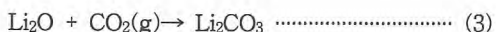
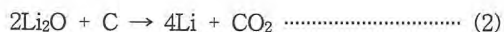
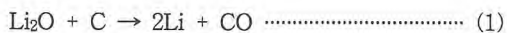
고온 용융염 전해 환원법은 다양한 금속산화물로부터 고순도 금속을 제조하기 위해 적용되고 있다[1]. 특히 산화물 사용후 핵연료의 재활용을 위한 파이로공정에서 산화물 핵연료를 전기화학적으로 금속으로 전환시키기 위한 공정에 관한 연구가 활발히 진행되고 있다.

일반적인 파이로공정에서는 후속공정인 전해정련공정과의 연계를 위해 LiCl 염을 사용하여 전해 환원공정을 수행하고 있다[2]. 산화물에서 발생하는 Li₂O로 인한 산소이온이 용융염매질 내에 존재하게 된다. 산소이온이 포함된 염에서 용융염 전해시 그라파이트 전극을 산화전극으로 사용할 경우 용융염에 탄소입자가 쌓이게 되거나 또는 카보네이트의 형성으로 인해 부적합한 것으로 알려져 있다[3].

따라서 본 연구에서는 산소이온이 포함된 LiCl 용융염 계에서 그라파이트 산화전극을 사용할 경우 발생하는 카보네이트 염에 관하여 열역학적, 전기화학적 특성에 대해서 규명하고자 한다.

2. 본론

산소이온이 포함된 LiCl 용융염계에서 그라파이트 산화전극을 사용할 경우 반응식 (1)과 (2)와 같이 Li₂O와 탄소입자가 반응하여 CO 및 CO₂가 발생하게 된다. 반응식 (3)에서 볼 수 있듯이 용융염 내에 존재하는 Li₂O는 앞에서 발생한 CO₂와 반응하여 카보네이트 염인 Li₂CO₃가 생성된다. 이와 관련한 반응식은 다음과 같이 제안될 수 있다.



Li₂O와 CO₂가 용융염에 미치는 영향을 평가하기

위해 열역학적 계산을 수행하였다. Fig. 1.는 Li₂O와 CO₂(g)가 반응하여 Li₂CO₃가 생성되는 반응에 관해 온도에 따른 Gibb's free energy 값을 나타낸다. 그래프를 보면 온도가 감소하면서 Gibb's free energy도 감소함을 확인할 수 있고, Gibb's free energy의 값이 약 -110 ~ -60kJ이므로 이 반응이 자발적인 화학반응임을 알 수 있다.

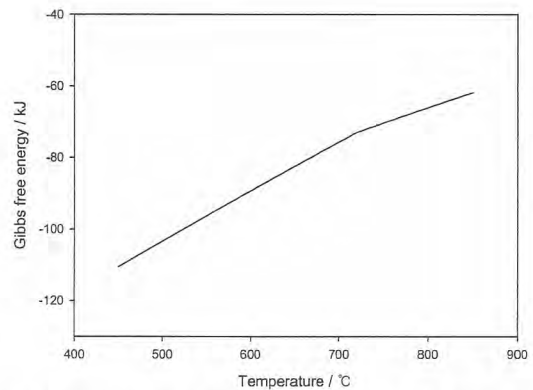
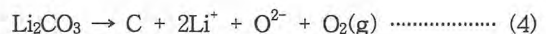


Fig. 1. Gibbs free energy of reaction (3) with the different temperature.

따라서 LiCl 용융염 내에 Li₂O와 같은 산소이온이 존재할 경우 그라파이트 산화전극을 사용하면 자발적으로 카보네이트 염(Li₂CO₃)이 생길 수 있다.

생성된 카보네이트 염(Li₂CO₃)이 금속리튬 추출 전극반응에 대한 영향을 살피기 위해 Li₂CO₃에 대한 이론분해전위 값을 계산하였다. Fig. 2.에서 볼 수 있는 바와 같이 Li₂CO₃는 550℃에서 1.28V의 이론분해전압 값을 가지고 이론분해전압 이상의 전압을 가해주면 탄소와 Li₂O, O₂(g)를 생성된다. 이와 관련한 반응은 다음과 같다.



금속리튬을 추출하기 위해 Li₂O와 같은 산소이온이 존재하는 염을 사용할 경우 3.0V 이상의 전압을 전해 셀에 인가하게 되는데 이 때 금속리튬

과 동시에 환원전극에 카본이 생성될 것이므로, 리튬의 순도가 낮아지게 되며 전류효율도 저하되는 현상이 발생된다. 따라서 그래파이트 전극을 대체하기 위한 inert 전극개발이 시급할 것으로 예상할 수 있다.

Fig. 3은 1wt%의 Li_2O - LiCl 용융염에서 Cathodic 거동을 살펴보기 위해서 전기화학적 기법을 사용한 cyclic voltammetry 그래프이다. Ni wire를 작업전극으로 사용하고 그래파이트 전극을 상대전극으로, Ag/AgCl 전극을 기준전극으로 사용하였다. 본 그래프에서 알 수 있는 바와 같이 -2.1 V에서 리튬금속이 생성되어야 하는데 -1.0 V에서 환원전류가 크게 증가함을 알 수 있다. 이는 상대전극에서 발생하는 CO_2 가 Li_2O 와 반응하여 카보네이트 염(Li_2CO_3)이 되고 -1.0 V에서 다음과 같은 환원반응에 의해 카본이 작업전극에 증착되기 때문이다. 이 결과는 앞서 계산한 이론 분해전위와도 일치함을 알 수 있다.

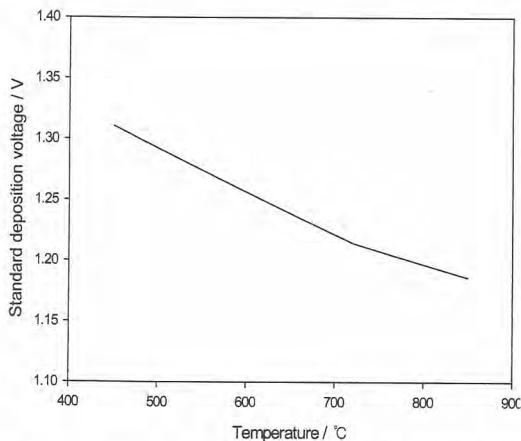


Fig. 2. Standard deposition voltage of reaction (4) with the different temperature.

3. 결론

본 연구에서는 산소이온이 포함된 LiCl 용융염 계에서 그래파이트 산화전극을 사용할 경우 카보네이트 염(Li_2CO_3)이 형성됨을 열역학적, 전기화학적으로 평가하였다. 용융염 내부에 포함된 산소이온이 탄소입자와 반응하여 CO 및 CO_2 가 발생하며 발생한 CO_2 는 Li_2O 와 반응하여 카보네이트 염

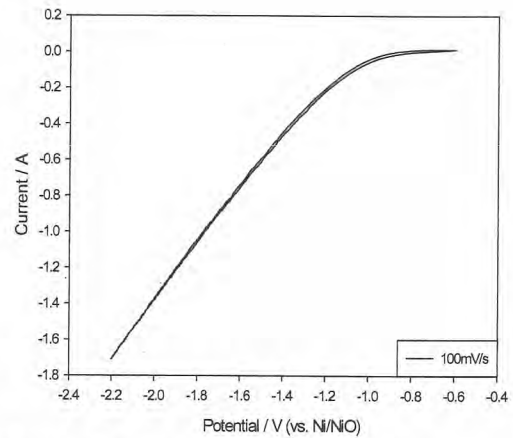


Fig. 3. Cyclic voltammogram of 1wt% Li_2O - LiCl molten salts

(Li_2CO_3)이 자발적으로 생성됨을 확인하였다. 산화물 사용후 핵연료를 전기화학적으로 금속으로 전환시키기는 파이로 공정에서도 용융염 내에 산소이온이 포함되어 있기 때문에 카보네이트 염이 생성되는 문제가 발생할 수 있다. 따라서 그래파이트 전극을 대체하기 위한 inert 전극개발이 시급할 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부에서 주관하는 기술혁신사업의 지원으로 수행되었습니다 (과제번호 2011T00200211).

5. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물학회, Vol.8, pp. 77-84, 2010.
- [2] 한국방사성폐기물학회, Vol.8, pp. 57-63, 2010.
- [3] Journal of Light Metals, Vol.14-18 pp. 881-886, 2004.

공용염(LiCl-KCl)내 희토류 염화물과 Li-SAP의 반응 및 고화특성

조인학, 박환서*, 은희철*, 안수나*, 김인태*, 이영석

충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료의 부피감용과 처분 전처리 대안공정으로 개발되고 있는 건식처리(pyroprocess) 중 전해제련공정은 LiCl-KCl 공용염내에서 전기화학적 방법을 이용하여 잔류하는 U과 TRU 금속을 회수하며, 이때 희토류 핵종 염화물을 함유한 공용염폐기물이 발생한다. 이 희토류 핵종은 고방열성 또는 고방사성을 띠어 공용염폐기물을 고준위폐기물로 분류되며, 이 공용염폐기물의 감량 및 안정적 처리를 위해서는 희토류 염화물을 공용염내 불용성 화합물로 전환 및 침전시킴으로써 희토류 핵종을 공용염으로부터 분리하는 것이 가장 효과적이다. 이를 위해 화학적 첨가제를 이용하여 희토류 염화물을 공용염내 불용성 화합물로 전환 및 침전시킴으로써 희토류 핵종을 공용염으로부터 분리하려는 연구가 많이 수행되었으나 공용염의 조성변화 및 불순물 증가 등의 문제점이 발생되어 폐기물 부피가 증가되는 문제점을 보였다. 현재 한국원자력연구원에서는 공용염 폐기물내에 염화물 형태로 용해되어 있는 희토류핵종을 인산화물을 사용하여 공용염내 희토류를 인산화물 형태로 침전시키고, 잔여의 희토류를 산소분산법을 이용하여 산화물 또는 산염화물(oxychloride) 형태로 침전시켜 침전층과 순수염층으로 분리하고, 침전층만 세라믹 고화매질을 이용하여 고화하는 연구를 수행하고 있다. 이 공정은 부산물 발생없이 재활용이 가능한 공용염을 대부분 회수할 수 있으며, 또한 최종적으로 배출되는 폐기물의 부피를 크게 감량시킬 수 있다는 장점이 있다. 하지만, 분말상의 희토류 산화물로만 구성된 방사성 폐기물에 대한 고화체 제조에 대한 연구는 많이 이루어지지 않고 있으며, 상업적으로 적용되는 유리화 방법은 봉산계 유리를 유도로서 고화 대상 폐기물과 약 1400~1500℃로 용융/분해 후 용융물을 고화 드럼에 부운 후 균열을 방지하기 위한 열 처리 단계를 거쳐 고화체를 제조하게 된다.

본 연구에서는 Li이 포함된 무기합성매질(Li-SAP)을 제조하여 LiCl-KCl 공용염내에 존재하는 희토류 염화물을 인산화물로 전환시켜서 monolithic form으로 고화시키는 방법을 수행하였다. 이 방법은 희토류 염화물 분리공정과 같이 LiCl-KCl 공용염내에서 희토류 염화물을 희토류 산화물로 전환시킨 층과 순수염층으로 분리할 수 있으며, 전환된 희토류 인산화물을 고화매질의 첨가 없이 바로 고화시킬 수 있는 장점이 있다.

2. 본론

2.1 실험방법

무기합성매질인 Li-SAP은 TEOS (tetraethyl orthosilicate, Aldrich, 98%), 염화알루미늄($AlCl_3 \cdot 6H_2O$, Junsei, 98%) 및 인산(H_3PO_4 , Junsei, 85%), 염화리튬(LiCl)을 Si, Al, P 및 Li의 원료로 사용하였다. 각각의 원료에 대해 Si/Al/P의 몰비 1/1/1.25에 따라 일정량을 알코올(EtOH)과 물에 녹인 후 Li 1mol을 첨가하여 상온에서 강하게 5분간 혼합 후, 70℃의 전기오븐에서 젤화시켰다. 70℃에서 약 3일간 숙성, 다시 90℃ 및 110℃에서 약 3일간 서서히 건조시킨 후, 650℃의 전기로에서 약 12시간동안 열처리하여 잔류유기물과 용매를 제거하였다.

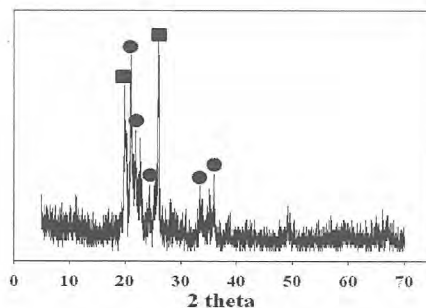


Fig. 1. XRD pattern of Li-SAP (■ : $Li_xAl_xSi_{1-x}O_2$ ● : $AlPO_4$).

열처리 후 분쇄하여 $850\mu\text{m}\sim 2.80\text{mm}$ 정도되는 입자만 수집하였으며, 제조한 무기합성매질을 건조, 열처리를 통해서 얻어진 최종 생성물의 XRD 분석을 Fig. 1에 나타내었다. LiCl-KCl 공용염 내 각각의 희토류 염화물(La, Nd, Ce)의 양을 5%로 고정해서 500°C 에서 완전히 녹인 후, 무기합성매질 1.5g을 투입시켜서 24시간 동안 반응시킨 후, 무기합성매질에 대한 공용염내 안정성 및 희토류 인산화물로 전환되는지를 XRD 분석을 통해 살펴보았다. 또한, 이렇게 전환된 희토류 인산화물을 고화매질의 첨가 없이 바로 고화시키기 위해서 1400°C 에서 열처리를 하였고, 고화체의 XRD 분석을 통해 살펴보았다.

2.2 실험결과

Fig. 1의 XRD 결과에서 알 수 있듯이, 무기합성매질(Li-SAP)내에 존재하는 인산화물은 LiCl-KCl 공용염내에 존재하는 희토류 염화물을 희토류 인산화물(REPO_4)로 전환시킬 수 있다. 또한, Li이 포함되어 있어서 희토류 염화물이 희토류 인산화물로 전환되고 남게되는 Cl와 반응하여 LiCl로 재생성된다. Fig. 2는 LiCl-KCl 공용염 내 각각의 희토류 염화물(La, Nd, Ce)의 농도를 5%로 고정해서 500°C 에서 완전히 녹인 후, 무기합성매질 1.5g을 투입시켜서 24시간 동안 반응시킨 후의 XRD 결과이다.

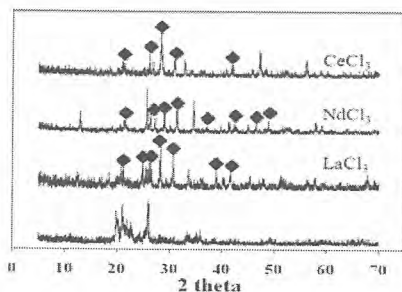


Fig. 2. XRD pattern of Li-SAP after reaction (◆ : REPO_4).

Fig. 2에서, 무기합성매질의 골격내 인산화물이 공용염내에 희토류 염화물과 반응하여 희토류 인산화물(REPO_4)로 전환되었음을 알 수 있다.

고화매질의 첨가 없이 바로 고화되는지를 확인하기 위해 전환된 희토류 인산화물을 1400°C 정도에서 열처리를 하였고, 생성물의 XRD 결과를

Fig. 3에 나타내었다. Fig. 3에서 보듯이, 생성물이 어떠한, 고화매질 없이 열처리를 통해서 안정한 monazite로 전환된 것을 알 수 있다.

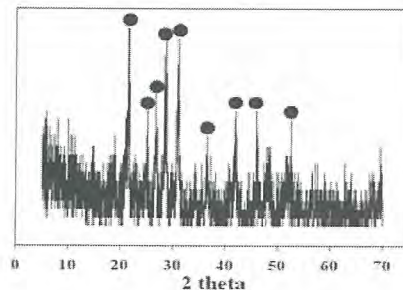


Fig. 3. XRD pattern of waste form (● : Monazite).

3. 결론

본 연구에서는 LiCl-KCl 공용염내 존재하는 희토류 염화물을 희토류 인산화물로 전환시키고자 무기합성매질인 Li-SAP을 제조하였다. 무기합성매질의 골격내 인산화물이 공용염내에 희토류 염화물과 반응하여 희토류 인산화물(REPO_4)로 전환되었음을 알 수 있다. 전환된 희토류 인산화물을 1400°C 정도에서 열처리를 통해서 고화매질의 첨가 없이 바로 고화되는 것도 확인하였다. 추가적인 실험이 필요하지만, 희토류 염화물이 존재하는 공용염내에 무기합성매질(Li-SAP)이 적용 가능성이 충분히 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] 이태교, 조용준, 은희철, 손성모, 김인태, 이한수, 황택성 “사용후핵연료 파이로프로세스 발생 공용염폐기물내 순수 공용염 회수기술에 관한 연구”, 한국방사성폐기물학회 춘계학술대회, 2011.
- [2] B.G Ahn, H.S. Park, I.T. Kim, and H.S. Lee, "Solidification of Ln Oxides Containing Volatile Chlorides form Pyrochemical Process" Nuclear Technology, vol 173, pp 300-309, 2011.

란타나이트 인산화물 폐기물 ZIT 세라믹 고화체 특성

안병길, 박환서, 김환영, 김인태, 박근일

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

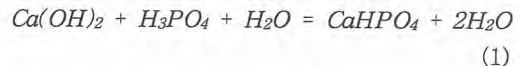
사용 후 핵연료의 재활용 및 처분 부피 절감을 위해서 용융염을 사용하는 건식공정(pyrochemical process 혹은 pyroprocessing)은 2차 방사성폐기물의 발생량이 적고 공정이 간단할 뿐만 아니라, 핵 확산에 대한 저항성이 매우 크다는 장점이 있기 때문에 미래의 핵주기 기술로서 주목받고 있다. 건식 공정 중 전해 정련 공정에서 발생하는 LiCl-KCl 폐 공융염 내에는 방사성 란타나이드 염화물이 존재하며, 이를 제거하여 공융염을 재사용 함으로써 폐기물 양을 크게 줄일 수 있다. 재생 공정에 적용되는 방법으로 폐 용융염에 (Li-K)₃PO₄를 첨가하여 90% 이상의 란타나이드 염화물을 란타나이드 인산화물로 침전 시킨 후 산소 분산 방법에 의해 잔존물을 란타나이드 산화물로 침전시킨다. 그 후 냉각 및 침전 부분을 회수하여 감압 증류에 의해 공융염을 회수한다. 최종적으로 분말상의 란타나이드 인산화물 및 산화물 혼합물이 폐기물로 발생되며, 이들 분말상의 폐기물은 처분 환경에서 장기간 건전성을 유지할 수 있는 안정한 고화체로 제조되어야 한다. 본 연구에서는 제조공정이 단순한 분말 소결 공정에 의해 장기간 건전성을 유지할 수 있는 안정한 고화체를 제조하기 위한 고화매질 연구로부터 Zn₂TiO₄가 주 성분이며 그 외 CaHPO₄, SiO₂, B₂O₃로 구성된 ZIT(Zinc Titanate) 세라믹 고화매질을 개발하였다. 구성 성분 중 CaHPO₄는 란타나이드 산화물을 보다 더 안정한 물질인 란타나이드 모나자이트(monazite)로 치환시키기 위한 반응물로 첨가하였다. 이러한 ZIT 세라믹 고화매질을 이용하여 란타나이드 폐기물 고화체를 제조하여 침출 특성, 밀도, XRD 등 고화체 특성을 고찰하였다.

2. 본론

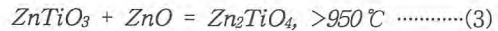
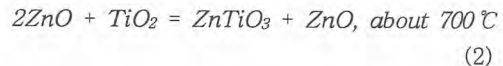
2.1 실험 방법

monazite계 세라믹 고화체 제조를 위해서

phosphate 반응물은 다음의 반응식 (1)에 따라 CaHPO₄ (CHP)를 합성하여 사용하였다. 반응 침전물인 CHP는 여러 번 세척 및 진공여과 후에 건조하여 제조하였으며 XRD분석으로 확인하였다.



Binding matrix의 제조는 ZnO와 TiO₂를 기본물질로 하여 반응식(2)에 따라 혼합 후 약 700℃에서 고상 반응시켜 ZnTiO₃와 ZnO로 구성된 매질을 제조하였으며, 이들 생성물은 최종 고화체 제조 공정인 950℃ 이상에서는 반응식(3)에 의해 내구성이 우수한 Zn₂TiO₄(zinc titanite, ZNT) 세라믹으로 형성된다. 각각의 반응 생성물은 XRD 분석으로 확인하였다.



부가적 binding matrix로는 SiO₂ 및 B₂O₃를 사용하였다. 실험에 사용된 란타나이드 인산화물은 Nd(48.3wt%), Ce(34.0), La(10.) 및 Y(7.7) 인산화물로 구성된다. 실험 조건은 ZIT 고화매질을 이용하여 Ln 폐기물이 50wt% 포함된 고화체를 제조하였으며, 제조 방법은 ZIT 매질/ Ln 폐기물로 구성된 혼합물 1.2kg을 혼합 후 내경 8cm인 graphite 도가니에 넣은 후 질소 분위기에서 10℃/min의 승온 속도로 1100℃에서 4시간 동안 고상 소결(solid phase sintering) 하여 고화체를 제조하였다. 실험에 사용된 ZIT 고화매질 구성 조성(wt%)은 ZNT(66.5), CHP(11.0), SiO₂(10.0) 및 B₂O₃(12.5) 이다.

2.2 실험 결과

실험결과 얻어진 고화체 사진을 그림 1에 나타

내었으며, monolithic한 고화체 임을 확인할 수 있다. 얻어진 고화체는 무게 1.2kg, 직경 8cm이고 밀도가 약 4.2 g/cm^3 이었다. 제조된 고화체에 대한 XRD 분석결과를 그림 2에 나타내었으며, 두

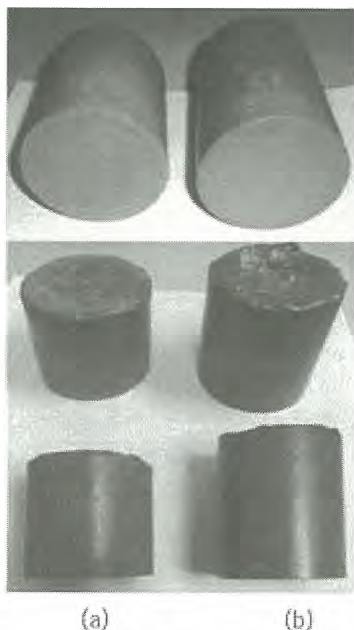


Fig. 1. Photographs of ZIT ceramic waste forms containing 50wt% of Ln waste. Ln waste; (a) $\text{Ln}(\text{PO}_4)$ (b) $\text{Ln}(\text{PO}_4)$ (90wt%)+Ln Oxide (10wt%).

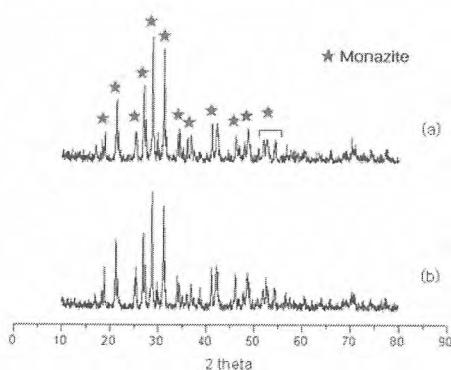


Fig. 2. XRD patterns of ZIT ceramic waste form containing 50wt% of Ln waste. Ln waste; (a) $\text{Ln}(\text{PO}_4)$ (b) $\text{Ln}(\text{PO}_4)$ (90wt%) + Ln Oxide (10wt%).

고화체 모두 란타나이드-모나자이트가 주성분인 고화체임을 알 수 있다. 처분 안정성을 파악하기 위해서 PCT-A 침출 실험방법인 고화체 분말을

증류수에 넣은 후 90°C 항온에서 7일간 방치 후 여액을 채취 및 분석하여 Lanthanide 원소 및 매질 구성물의 침출 특성 등을 분석하였으며, 그 결과를 그림 3에 나타내었다. 이 그림을 보면 란타나이드 원소의 경우 $10^{-5} \text{ g/m}^2 \text{ day}$ 이하의 침출속도를 보임으로서 내침출성이 매우 우수함을 알 수 있다. 평균 침출속도는 $10^{-3} \text{ g/cm}^2 \text{ day}$ 를 나타내었다.

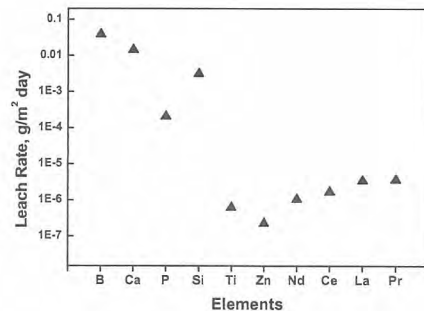


Fig. 3. Leach rate(PCT-A) of component elements of ZIT ceramic waste form.

3. 결론

전해정련 공정에서 발생하는 폐 용융염의 재활용을 위해 미 분말상의 Ln 인산화물 폐기물을 처분 환경에 적합한 고화체로 제조하기 위한 고화매질 및 고화방법에 대한 연구를 수행하였다. 그 결과 $\text{ZnO-TiO}_2\text{-CaO-P}_2\text{O}_5\text{-SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3$ 로 구성된 ZIT 세라믹 고화매질을 개발할 수 있었다. 또한 이러한 고화매질을 이용하여 공정과 장치가 단순한 고상 소결방법에 의해 폐기물 함량이 50wt%로서 매우 높은 1.2kg(직경 8cm) 규모의 monolithic한 고화체를 제조할 수 있었다. 이들 고화체는 란타나이드 모나자이트가 주 성분인 안정된 세라믹 고화체로서 내 침출성이 우수한 고화체를 형성하였다. 또한 밀도가 유리고화체에 비교하여 약 1.8배 큼으로 처분장 활용 면에서 유리한 특성이 있음을 알 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

U-SAP 내 Si, Al 및 P 분율에 따른 LiCl 염폐기물과의 반응특성

안수나, 박환서, 조인학, 김환영, 안병길, 김인태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

snahn@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료내 U 및 TRU의 회수공정으로 연구되고 있는 Pyrochemical process는 일련의 전기화학적 공정으로 이루어져 있다. 각각의 공정에 따라 전해질로서 금속염화물인 LiCl 또는 LiCl-KCl 공융염을 사용하며, U 및 TRU를 회수하는 과정에서 방사성 핵종들이 전해질 내에 남아 방사성 염화물계 폐기물로 발생된다. 금속염화물들은 고온에서 쉽게 휘발하는 특성을 가지며, 금속염화물이 가지는 물리화학적 특성으로 인해, 기존의 유리고화와 같은 매질에 적용하여 고화하기 어려워 새로운 처리방법이 필요하다. 금속염화물을 고화처리하는 방법으로는, Cl을 고정화하는 광물 등을 이용하거나 상용성이 있는 유리매질로 직접고화하는 방법이 존재한다. 미국의 ANL (Argonne National Laboratory)에서는 LiCl-KCl계 폐기물에 대한 고정화매질로 sodalite ($\text{Na}_8\text{Al}_6\text{Si}_6\text{O}_{24}\text{Cl}_2$)를 이용하는 방법을 개발하여 왔으며, 러시아의 RIAR (Research Institute of Atomic Reactors)의 경우에는 NaCl-KCl계에 대하여 상용성이 있는 특정의 인산계 유리매질을 개발하였다. 그러나 광물을 사용할 경우에는 Cl을 고정화 할 수 있는 양이 낮으며, 인산계 유리의 경우에는 상대적으로 내구성이 낮고 장치의 부식 문제 또한 발생된다. 이와 같이 염화폐기물의 Cl로부터 발생되는 고화체 부피증가 및 공정제한의 문제점을 해결하기 위한 방법으로, 본 연구팀에서는 무기합성복합체를 이용하여 금속염화물의 탈염화 반응을 유도하고 열적으로 안정한 생성물로 전환한 후 고화하는 방법을 개발하였다.

본 연구팀에서 개발한 SAP($\text{SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5$) 무기복합체는 붕규산 유리 또는 인산유리의 주성분인 aluminosilicate와 aluminophosphate가 연결되어 있는 구조를 가진다. 본 연구에서는 SAP내 aluminosilicate 또는 aluminophosphate의 성분비에 따른 반응특성을 조사하고, 처분 대상 핵종의 안정화와 생성물의 고형화에 대한 영향 평가를 통하여 적정 고형화 조건을 확인하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

기본물질인 SAP의 조성에 유리매질의 원소를 포함시킨 Universal-SAP (U-SAP, $\text{SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-Fe}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5$)은 졸겔법에 의해 제조되었으며 원료물질로서 tetraethyl orthosilicate (TEOS), aluminium(III) chloride (AlCl_3), phosphoric acid (H_3PO_4), FeCl_3 그리고 boric acid가 사용되었다.

각각의 물질들을 에탄올/증류수에 녹이고 혼합하여 70℃의 전기오븐에서 3일 동안 젤화시켰다. 이후 110℃에서 2일 동안 U-SAP 겔의 용매를 건조시키고, 650℃에서 약 3시간 열처리한다. 모의 염화폐기물은 LiCl 90wt%, CsCl 6.8wt%, SrCl_2 3.2wt% 조성으로 혼합하여 사용하였다. 제조된 U-SAP과 모의 염화폐기물을 클리브 박스에서 완전하게 혼합한 후, 혼합물을 650℃ 산소분위기하에서 반응시켜 탈염소화 시켰다. 탈염소화 반응 후, 반응생성물을 질소분위기에서 1150℃ 4시간 동안 열처리하여 고화체로 제조하였다.

2.2 실험결과

U-SAP의 조성은 각 원소 산화물의 비로 조정하였으며 Table 1에 나타내었다. U-SAP과 모의 염화폐기물의 혼합비를 2로 설정하여 650℃ 산소분위기에서 탈염소화 하였다.

Table 1. Composition of oxides for U-SAPs.

Test No.		SiO ₂	Al ₂ O ₃	P ₂ O ₅	Fe ₂ O ₃	B ₂ O ₃
Si-rich	1	50	15	25	3	7
	2	45	20	25		
	3	45	25	20		
P-rich	4	20	25	45		
	5	25	20	45		
	6	25	15	50		
Half	7	35	35	20		

탈염화반응의 진행을 파악하기 위하여, 반응시간별로 화합물의 무게 감량을 체크하였다. 이론적으로 100% 탈염화반응이 진행되었을 때 감량되는

무게를 기준으로 하여 각 시간별 감량된 무게의 비율로 반응율을 계산하였으며, 반응시간에 따른 반응율의 결과를 Fig. 1에 나타내었다. 시험된 U-SAP/salt의 탈염화가 잘 진행되었으며, 유사한 반응속도로 약 5시간 만에 전환율이 100% 도달되었음을 확인할 수 있다.

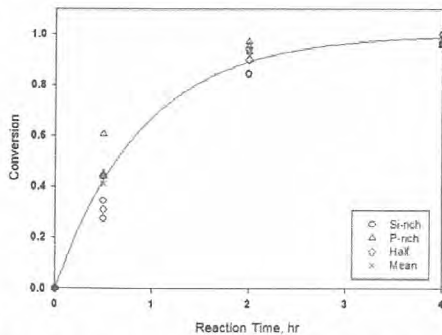


Fig. 1. The conversion of dechlorination with U-SAP/Salt at 650°C.

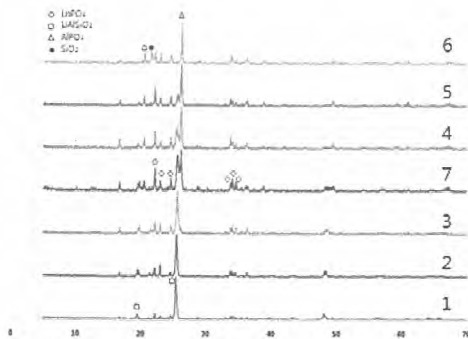


Fig. 2. XRD pattern of products by U-SAP/Salt.

U-SAP과 salt의 탈염화반응 후 생성물의 XRD 패턴을 Fig 2에 나타내었으며, 그림에 나타낸 바와 같이, 주 결정상은 Li_3PO_4 , AlPO_4 , lithium aluminosilicate로서 조성비에 따라 intensity의 차이가 있음을 확인할 수 있다. AlPO_4 는 SAP과 salt와의 반응에서 reaction indicator로서 작용하므로, 그 XRD 피크를 확인함으로써 salt에 대한 해당 SAP의 탈염화 처리능력을 추측할 수 있다. Fig. 3에서 Si-rich인 test 1~3의 경우에는 주결정상은 lithium aluminosilicate이며 AlPO_4 는 salt와의 반응에 대부분 소비되어 피크가 거의 나타나지 않았다. 반면에 P-rich인 test 4~6와 test 7의 경우에는 탈염화반응 후에도 주 피크가 AlPO_4

로 나타남으로써 주어진 salt의 탈염화가 충분히 이루어졌음을 짐작할 수 있다.

기존과 동일한 조건에서 제조된 U-SAP과 염화물의 반응생성물의 고화체 사진을 Fig 4.에 나타내었다. Silicate가 많이 함유된 고화체는 내부에 미세기공이 분포하는 반면, Phosphate가 많은 고화체의 경우에는 육안으로 기공이 확인되지 않는다. Silicate 또는 Phosphate가 가장 많은 함유된 고화체의 경우에는 미세한 상분리가 나타났다. 금속염화물에 대한 U-SAP의 처리능력은 각 고화체의 침출을 평가에 의하여 이루어질 것이다.

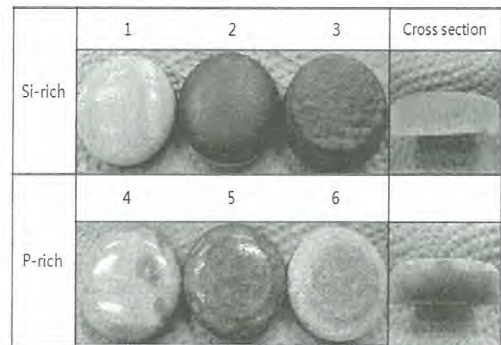


Fig. 3. Photographs of consolidated forms.

3. 결론

본 연구에 사용된 U-SAP과 염화폐기물의 반응결과, 효과적인 탈염화반응을 유도할 수 있었으며 그 양상은 유사하게 나타났다. 그러나 U-SAP의 조성비에 따라 반응생성물의 주결정상이 다르게 나왔으며, 제조된 고화체의 외형에도 그 차이를 확인할 수 있다. 이들 U-SAP의 금속염화물과의 반응양상과 처리능력의 평가를 위하여 추가적인 분석이 진행 중에 있으며, 보다 균질하고 적합성이 높은 고화체 제조를 위한 조건을 조정하는 연구가 진행 중에 있다.

4. 참고문헌

- [1] D. Lexa, L. Leibowitz, and J. Kropf, J. Nucl. Mater., 279(1), 57-64 (2000).
- [2] S. Donze, L. Montagne and G. Palavit, Chemistry of Materials, 12(7), pp. 1921-1925 (2000).
- [3] H. -S. Park, I. -T. Kim, Y. -J. Cho, H. -C. Eun and H. -S. Lee, Environ. Sci. Technol., 42, 9357 (2008).

교반장치 개량을 통한 공용염내 회토류 염화물 인산화 침전특성 평가

김준홍, 은희철, 조용준, 최정훈, 이태교*, 김인태, 박근일
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
 *충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
hong2208@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로프로세싱(Pyroprocessing)은 용융상의 알칼리 염화물내에서 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료로부터 재활용이 가능한 U 및 TRU 금속을 회수하는 친환경적이고 미래 지향적인 공정이다[1-6]. 그러나 이 공정에서 고준위 핵종인 회토류 염화물을 함유한 LiCl-KCl 공용염 폐기물이 상당량 배출되며[7], 고준위폐기물 발생량을 최소화하기 위해서는 공용염 폐기물로부터 회토류 핵종들을 반드시 분리하여야 한다.

이를 위해 공용염내 용해되어 있는 회토류 핵종 염화물을 불용성의 산화물 형태로 전환시켜 분리하기 위한 방법으로서 화학적 첨가제(Li_2O , V_2O_5)를 주입하는 연구가 수행되었으며, 회토류 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 공용염내 불순물이 다량 생성되어 폐기물량이 늘어나는 단점을 보였다. 따라서 LiCl-KCl 공용염내 회토류 핵종 염화물을 불순물 발생 없이 불용성 화합물로 전환시킬 수 있는 방법이 연구되어야 한다.

이상의 문제를 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 산소분산법을 이용하여 회토류염화물을 공용염내 불용성 화합물인 산화물 또는 옥시염화물 형태로 전환한 후 침전/분리함으로써 회토류 핵종을 효과적으로 분리할 수 있고 상당량의 공용염을 재활용할 수 있는 형태로 회수할 수 있는 공정을 개발하였으며, 이 공정의 단점을 개선하기 위해 산소분산법에 인산화 침전법을 적용한 HYBRID 공정을 개발하여 기존의 산소분산법과 비교하여 운전온도와 운전시간을 크게 단축시킬 수 있음을 확인하였다. 특히 이 공정에서 인산화에 의한 회토류 핵종의 침전비율이 크게 차지하고 있다. 이에 따라 회토류 염화물의 인산화에 큰 영향을 미칠 수 있는 교반장치의 중요도는 증가하였으며, 교반장치의 개량을 통해 공용염내 회토

류 염화물의 인산화 침전효율을 증진시킬 수 있을 것으로 판단된다.

본 연구에서는 교반장치 개량을 통해 증류수내 불용성 화합물의 혼합형태를 관찰하고 적절한 교반조건범위를 결정한 후 운전조건에 따른 회토류 염화물의 인산화 침전특성을 평가하였으며, 이 결과를 공용염내 회토류 핵종 침전공정의 효율을 증진시키기 위한 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용된 개량된 교반장치가 설치된 lab-scale 공용염내 회토류 핵종 침전장치의 개략도는 Fig. 1.과 같다. Fig. 1.에서와 같이 회토류 핵종 침전장치는 pitched four blade 형태의 임펠러에 배플(baffle)용 가스분산관으로 구성된 교반장치 설치된 플랜지, 반응용기, 반응기, 전기히터, 전기모터 등으로 구성되어 있다. 교반장치로 설치된 pitched four blade와 배플은 상/하 교반효과를 증가시켜 공용염내 혼합특성을 증진시키기 위해 적용하였다(Fig. 2. 참조).

개량된 교반장치가 설치된 lab-scale 공용염내 회토류 핵종 침전장치를 이용한 공용염내 회토류 염화물의 인산화 실험에 앞서 증류수내 불용성 화합물인 인산화리튬(Li_3PO_4)를 주입하여 개량된 교반장치를 이용한 혼합형태를 살펴보았다. 그 결과 200rpm 이상의 교반속도에서 사각공간(dead space)이 없이 매우 효과적으로 혼합이 진행됨을 확인할 수 있었으며, 이 결과를 바탕으로 회토류 염화물 인산화침전을 위한 최저 교반속도를 200rpm으로 결정하였다.

공용염내 회토류 염화물 인산화침전 실험은 공용염의 온도를 기준으로 400-500℃로 변화시켰고, 침전제거 효율 및 침전생성물의 형태에 대한 명확한 평가를 위해 단일 핵종의 회토류 염화물(NdCl_3)을 사용하였으며, 인산화 침전제로서 Li_3PO_4 와 K_3PO_4 를 반응 당량비 1로 맞추어 주입하였다. 시간에 따른 침전효율을 평가하기 위해

10, 20, 30, 60, 120분마다 시료를 채취하였으며, 시료 채취는 석영관을 이용하였다. 채취한 시료는 0.1M HNO_3 용액 200ml에 일정량(5g 내외)을 용해하여 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류 이온의 농도를 분석하였으며, 본 실험을 통해 발생된 침전물은 회절분석기와 입도분석기를 이용하여 화학적 구조 및 입도분포를 살펴보았다.

개발된 교반장치를 설치한 lab-scale 장치를 이용한 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전실험을 실시한 결과 전체적인 경향은 기존의 연구결과와 유사함을 보였다. 그러나 같은 운전온도에서 기존의 인산화실험결과에 비해 효율이 증가된 것으로 확인되었으며, 효율의 증가는 운전온도가 낮은 조건에서 두드러지게 확인되었다. 침전물의 회절분석 결과 낮은 온도조건에서 인산화 침전실험의 부산물로 발생할 수 있는 Li_3PO_4 가 검출되지 않았으며, 이를 통해 인산화 침전효율이 효과적으로 진행됨을 예상할 수 있었다. 또한 침전물의 입도분포 분석결과 평균입径의 크기가 증가된 것으로 확인되었다.

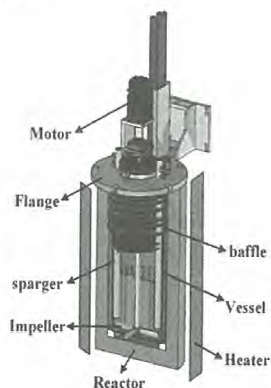


Fig. 1. A schematic diagram of the lab-scale equipment used in this study.

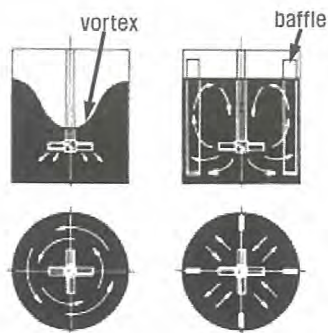


Fig. 2. Flow patterns.

3. 결론

본 연구에서는 교반장치의 개량을 통한 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전특성을 살펴보았으며, 교반장치 개량을 통해 공융염의 혼합특성을 증진시킴으로써 공융염내 희토류 염화물의 인산화 침전효율을 효과적으로 증가시킬 수 있음을 확인하였다. 따라서 이 연구결과는 공융염내 희토류 핵종 침전공정의 효율을 증진시키기 위한 기초자료로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] T. R. Griffiths, V. A. Volkovich, S. M. Yakimov, I. May, C. A. Sharrad, J. M. Charnock, J. Alloy and compound, 418, 116-121, 2006.
- [2] V. A. Volkovich, T.R. Griffiths, R.C. Thied, J. Nucl. Mater., 323, 49-56, 2003.
- [3] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, 329-336, 2005.
- [4] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai and Y. Arai, Anal. Sci., 17, 51-57, 2001.
- [5] J. P. Ackerman, Ind. Eng. Chem. Res., 30, 141, 1991.
- [6] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai, Y. Arai, J. Nucl. Mater., 357, 105-114, 2006.
- [7] H. C. Eun, Y. Z. Cho, H. S. Park, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 408, 110-115, 2011.
- [8] Y. Katayama, R. Hagiwara and Y. Ito, "Precipitation of rare earth compounds in LiCl-KCl eutectic", J. Electrochem. Soc., 142, 2174-2178, 1995.
- [9] D.M. Smith, M.P. Neu, E. Garcia and V R

경막 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서의 공정조건 도출

이태교, 조용준*, 최정훈*, 은희철*, 김인태*, 박근일*, 황택성

충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 산화물 핵연료를 에너지 자원으로 재사용하기 위한 방법으로 한국원자력연구원에서는 파이로프로세싱에 대한 연구를 수행하고 있다. 파이로 프로세싱은 건식기술이며 핵비확산성, 환경친화적 및 경제성이 부과된 기술로서 공정 중 여러 가지 핵분열성 핵종을 포함하고 있는 염폐기물이 발생한다. 전해환원공정은 사용 후 핵연료를 고온용융 LiCl 계에서 산화물 핵연료를 금속으로 전환시킨다. 대부분의 핵종들은 산화물로 전환되지만 I족 및 II족 핵종들은 염화물형태로 염내에 존재하며 전해환원공정이 진행됨에 따라 핵종의 발열로 인해 더 이상 사용이 불가능해지므로 고체가 필요하다. 이때 발생된 LiCl 염폐기물 내 고방성 핵종들만 분리하고 정제된 LiCl염을 전해환원 공정에 재사용하는 기술은 최종 처분되는 고준위 고화체의 양을 최소화 할 수 있을 뿐 아니라 염의 재사용으로 인한 전해환원 공정의 경제성을 증대시킬 수 있다. LiCl 염폐기물 내 포함되어 있는 I족 및 II족 핵종을 효과적으로 분리하기 위하여 한국원자력연구원에서는 경막형 용융결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리에 대한 연구가 진행되고 있다.

본 연구에서는 경막결정화를 이용한 LiCl 염폐기물 처리공정에서 초기 용융염온도와 초기냉각유량을 달리하여 초기 조건에 따른 핵종분리효율과 결정화 공정 중 냉각기체 증가율에 따른 핵종분리 효율을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용된 Lab-scale 경막결정화 장치는 세 개의 결정판이 장착되어 있으며 결정판 내부로 냉각공기를 유입함으로써 결정판 외벽에 LiCl 결정을 성장시켜 용융상태의 염폐기물로부터

고체상의 LiCl로 분리하는 장치이다. 결정화 공정에서 보다 쉬운 모니터링을 위하여 TC의 위치를 달리하여 세군데 설치하였으며 각각의 위치를 Fig. 1에 나타내었다. Crystallizer TC는 결정판에 부착된 TC로서 결정화 공정 동안 결정판의 냉각 정도를 확인할 수 있으며, Center TC는 각 결정판에 성장된 결정의 순도는 결정과 모액의 계면에서 가장 낮으므로 성장된 결정이 결정판사이에서 서로 붙지 않게 하기 위하여 결정판 사이에 설치되었으며 Salt TC는 결정화 공정 동안 염층의 온도를 관찰하기 위하여 설치하였다.

Lab-scale LiCl 결정화 실험은 3kg-batch로 LiCl 내 Ba, Sr, Cs 핵종의 농도는 전해환원공정 2ton 처리 기준의 핵종농도($BaCl_2=2.31\%$, $SrCl_2=1.11\%$, $CsCl=0.03\%$)로 수행하였으며 모든 결정화 실험에서 Center TC의 모니터링으로 결정판사이 결정이 서로 붙지 않게 결정화공정을 종결하였다.

핵종분리 실험에 앞서 초기유량에 따른 TC온도를 살펴보았다. 초기유량설정은 2 step의 유량조건에서 공정초기에 염층의 온도를 결정생성온도 부근으로 빠르게 낮춰 전체공정시간은 줄일 수 있으며 결정생성시간을 길게 주어지게 할 수 있다. 초기유량 설정 실험은 염층과 결정판의 평형온도를 645 °C로 맞추고 각각 7.5, 9.8, 12.9 L/min의 유량을 일정하게 유지시켜 보았으며 그 결과 7.5 L/min의 유량에서는 결정판 TC의 온도가 615 °C에서 평형을 이루었다. 9.8, 12.9 L/min의 일정유량에서는 결정판 TC의 온도가 각각 596, 592 °C 이하로 내려가며 이는 초기 유량에서 이미 결정판에서 결정을 형성함으로 초기유량으로 적합하지 않음을 알 수 있으며 7.5L/min의 유량을 2step 유량 조건에서 초기유량으로 설정하였다.

결정화공정 시작 전 염층과 결정판의 평형온도에 따른 핵종분리 효율의 영향을 살펴 본 결과를 Fig. 2에 나타내었다. 초기 평형온도를 650, 640, 635°C로 변화시켰으며 유량상승률을 0.167 L/min으로 결정화 공정을 수행하였다. 그 결과 초기온

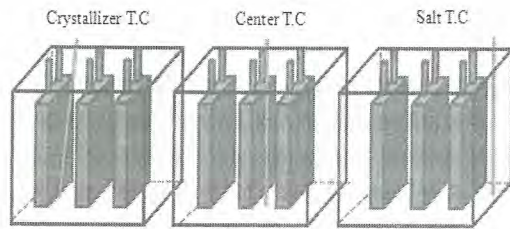


Fig. 1. Thermocouple position for crystallization monitoring.

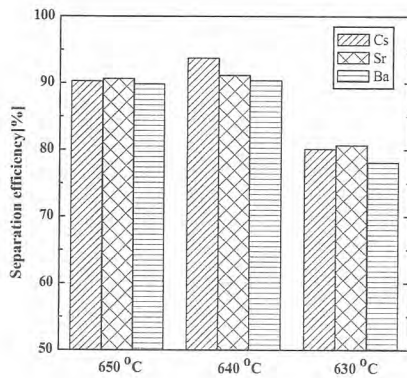


Fig. 2. Comparison the effect of different equilibrium temperature condition.

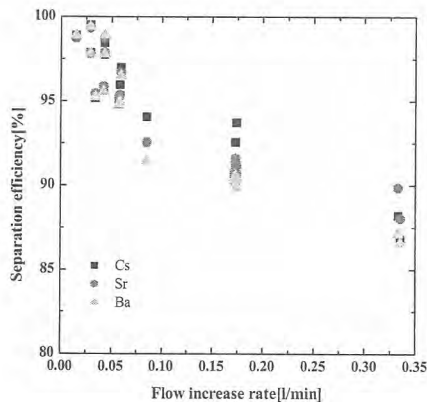


Fig. 3. Comparison the effect of different flow increase rate.

도가 낮아질수록 전체공정시간은 감소하였으나 635℃에서는 분리효율이 낮아짐을 보였다.

초기조건을 7.5L/min의 초기유량과 640℃의 초기 온도로 설정하여 유량증가율을 달리하여 결정화

공정을 수행해 본 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 유량증가율의 변화는 초기유량에서 반응공정시간 동안 상승되는 유량이며 cooling intensity를 의미한다. 0.15L/min 이하의 유량증가를 조건에서 90%이상의 핵중분리 효율을 보였으며 이는 낮은 유량증가조건일수록 낮은 cooling intensity로 인해 결정이 천천히 형성되었음을 알 수 있으며 결정성장속도가 낮을수록 핵중분리 효율이 좋음을 알 수 있다.

3. 결론

정막형 용융결정화 방법을 이용하여 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 핵종을 효율적으로 분리하기 위하여 2step 유량조건에서 초기 조건에 따른 결정성장 특성을 알아보았다. 그 결과 초기결정판과 염층의 평형온도는 640℃가 적합하였으며 초기유량은 7.5L/min이 적합함을 알 수 있었다. 유량증가율이 0.15L/min 이하의 조건에서 핵중분리효율이 90%이상임을 알 수 있었으며 낮은 유량상승조건일수록 결정성장속도가 낮아 더 높은 핵중분리효율을 얻을 수 있었다.

단단계 감압휘발/응축회수장치에서 온도구배 변화에 따른 회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 종류특성

은희철, 김준홍, 조용준, 최정훈, 이태교*, 김인태, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79
ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로프로세싱(Pyroprocessing)은 용융상의 알칼리 염화물내에서 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료로부터 재활용이 가능한 U 및 TRU 금속을 회수하는 친환경적이고 미래 지향적인 공정이다[1-6]. 그러나 이 공정에서 고준위 핵종인 회토류 염화물을 함유한 LiCl-KCl 공융염 폐기물이 상당량 배출되며[7], 고준위폐기물 발생량을 최소화하기 위해서는 공융염 폐기물로부터 회토류 핵종들을 반드시 분리하여야 한다.

이러한 문제점을 해결하기 위해 한국원자력연구원에서는 회토류 핵종 침전/분리공정과 잔류공융염 감압휘발/응축회수공정으로 구성된 공융염 재생시스템을 개발하였으며[7], 이 시스템을 통해 회토류 핵종을 고화처리가 용이한 형태로 분리할 수 있고, 발생된 공융염폐기물의 대부분을 재활용이 가능한 형태로 회수할 수 있음을 확인하였다. 특히 회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 감압휘발/응축회수공정은 감압조건에서 온도구배를 조성하여 회토류 침전물 함유 공융염의 휘발 및 응축을 제어하는 방법으로 lab-scale 단단계 감압휘발/응축회수장치를 통해 공융염 소실없이 거의 대부분의 공융염을 회수할 수 있는 장점을 가지고 있으며[8], 장치 내부온도 분포에 따라 공정효율을 증진시킬 수 있음을 확인하였다[9], 그러나 온도구배 제어를 통해 온도분포를 변화시킴으로써 최적의 공정효율을 얻을 수 있는 운전조건을 결정하기 위한 운전자료는 부족한 실정이다.

따라서, 본 연구에서는 lab-scale 단단계 감압휘발/응축회수장치에서 장치내부 온도구배 조성에 큰 영향을 미치는 응축챔버 상부 전기히터의 운전온도변화를 통해 장치내부의 온도구배를 변화시킴으로써 온도구배 변화에 따른 회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염의 종류특성을 살펴보았으며, 이를 통해 최적의 공정효율을 얻을 수 있는

운전조건을 결정하기 위한 운전자료를 확보하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 종류를 위한 Lab-scale 단단계 감압휘발/응축회수장치의 개략도는 Fig. 1과 같다. 이 장치는 휘발된 공융염의 불필요한 침적을 최소화하고 공융염의 이동경로를 단축시키기 위해 공융염의 휘발부와 응축부를 일체형의 챔버로 제작되었다. 이를 통해 장치를 효과적으로 단순화할 수 있었다. 또한 내부 압력 유지에 의한 진공펌프의 연속가동으로 발생하는 공융염의 소실과 공융염 증기의 불규칙한 응축거동을 방지하고자 공융염의 휘발이 발생되지 않는 일정온도에서부터 단단계 운전이 가능하도록 하였고, 온도구배에 의해 한 곳에서만 휘발된 염이 포집될 수 있도록 하였으며, 이러한 특징으로 인해 응축부에서 회수되지 않은 공융염들이 추후 운전과정에서 다시 회수될 수 있어 휘발된 염을 거의 대부분 회수할 수 있는 장점을 보유하고 있다.

Lab-scale 단단계 감압휘발/응축회수장치의 운전방법은 다음과 같다. 먼저, 휘발부 전기히터 온도를 일정온도까지 가열/유지하면서 일정압력까지 감압하고, 장치내부 압력이 일정압력에 도달하면 장치를 단단계로 전환하며, 이와 함께 각각의 전기히터를 운전온도까지 가열/유지함으로써 회토류 침전물을 함유한 공융염을 휘발/응축시킨다.

회토류 침전물 함유 공융염 시료는 lab-scale 회토류 핵종 침전/분리장치에서 발생된 회토류 침전층으로 80 wt% 이상이 공융염으로 구성되어 있다.

장치내부 온도구배 변화에 따른 회토류 침전물 함유 LiCl-KCl 공융염 종류특성을 살펴보기에 앞서 시료가 없는 조건(blank condition)에서 Heater-1과 2 운전온도를 960℃로 고정된 상태에서

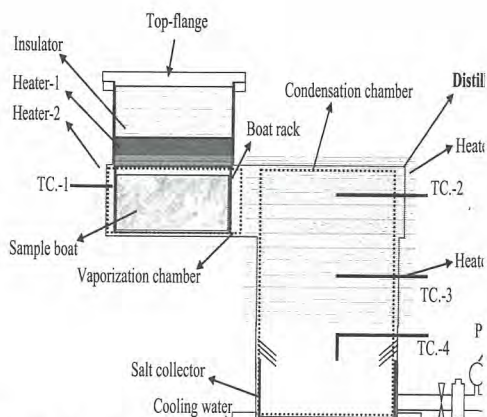


Fig. 1. A schematic diagram of the closed chamber salt distillation equipment.

Table 1. Temperature distributions in the closed distillation chamber at the termination point.

Heater-3 (°C)	TC.-1 (°C)	TC.-2 (°C)	TC.-3 (°C)	TC.-4 (°C)
800	930	733	671	610
775	930	714	656	587
750	928	694	639	570
725	928	675	622	555
700	927	655	605	539
675	926	637	590	525
650	925	618	575	511

응축챔버 상부 Heater-3(Fig.1 참조)의 운전온도 변화(650~800°C)에 따른 운전종료시점에서의 장치 내부 온도분포를 살펴보았으며, 그 결과를 Table 1에 나타내었다. Table 1에 따르면 Heater-3의 운전온도가 감소할수록 응축챔버 내부온도(TC.-2~TC.4, Fig.1 참조) 감소하였고, 온도구배는 점차적으로 증가하였다. 특히 휘발챔버와 응축챔버 상부 사이의 온도구배를 의미하는 TC.-1(Fig. 2 참조)과 TC.-2의 온도차이가 두드러지게 증가하는 것을 알 수 있었다. 이러한 온도구배의 증가는 공융염 증기의 이동속도와 응축속도를 증가시켜 공융염 증기로 인한 챔버내부 압력증가를 감소시킴으로써 공융염의 휘발 및 응축속도를 크게 증가시킬 수 있을 것으로 판단되었으며, Heater-3의 운전온도를 800°C와 700°C로 설정하여 회토류 침전물을 함유한 공융염을 휘발/응축한 결과, 운전온도에서의 운전시간을 약 2시간 감소시킬 수 있음을 알 수 있었다.

3. 결론

Lab-scale 닫힌계 감압휘발/응축회수장치의 특성상 온도구배를 변화시킴에 따라 운전시간을 크게 감소시킬 수 있음을 확인하였으며, 이러한 운전자료를 활용하여 고온의 운전조건에서 운전시간을 크게 단축시킬 수 있는 공정효율을 크게 증진시킬 수 있는 운전조건을 도출할 수 있을 것으로 판단된다.

회토류 침전물내 잔류공융염의 분리 및 회수를 위한 Lab-scale 닫힌계 감압휘발/응축회수장치에서 잔류공융염의 분리 및 회수를 효과적이고 안정적으로 수행하기 위해서는 장치 내부압력이 일정압력(10 Torr) 이하로 조성될 수 있도록 유지하는 것이 필요하였다. 이를 위해 응축부 설정온도 변화를 통해 장치내 온도분포 제어하며 회토류 침전물내 잔류공융염의 휘발/응축시험을 실시하였으며, 그 결과 잔류공융염의 높은 분리 및 회수효율(>99%)을 안정적으로 얻을 수 있었고, 휘발된 잔류공융염의 응축시간을 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, 116-121, 2006.
- [2] V. A. Volkovich, T.R. Griffiths, R.C. Thied, J. Nucl. Mater., 323, 49-56, 2003.
- [3] M. Matsumiya, H. Matsuura, J. Electroanal. Chem., 579, 329-336, 2005.
- [4] O. Shirai, M. Iizuka, T. Iwai and Y. Arai, Anal. Sci., 17, 51-57, 2001.
- [5] J. P. Ackerman, Ind. Eng. Chem. Res., 30, 141, 1991.
- [6] T. Kato, T. Inoue, T. Iwai, Y. Arai, J. Nucl. Mater., 357, 105-114, 2006.
- [7] H. C. Eun, Y. Z. Cho, H. S. Park, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Nucl. Mater., 408, 110-115, 2011.
- [8] H. C. Eun, H. C. Yang, Y. Z. Cho, H. S. Park, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 280(3), 643-649, 2009.
- [9] H. C. Eun, Y. Z. Cho, T. K. Lee, I. T. Kim, K. I. Park, H. S. Lee, J. Radioanal. Nucl. Chem., Online available (05. 24), 2012.

결정화를 이용한 LiCl 염폐기물의 누적핵종분리효율 향상을 위한 Make-up 및 Sweating process에 관한 연구

최정훈, 조용준, 이태교*, 은희철, 김준홍, 김인태, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
*충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99
mrchoijh@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후 핵연료를 이용하는 파이로공정은 고온의 용융염을 전해매질로 사용하는 전해환원, 전해정련 및 전해제련 공정으로 구성되는데, 공정운전을 통해 전해환원 공정에서는 LiCl이 전해정련 및 제련공정에서는 공용염 (LiCl-KCl)이 폐기물로 발생된다. 특히, LiCl 염 폐기물은 고방열성 핵종(^{137}Cs , ^{90}Sr)들을 포함하고 있기 때문에 모두 안정한 형태로 고화처리 되어야 하므로 이로 인한 최종 처분대상 폐기물의 양이 크게 증가하게 된다. 따라서 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 I, II 족 고방열성 핵종을 분리한 후 분리된 고방열성 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 LiCl염은 전해환원 공정에 재사용하는 방법을 사용한다면 최종 처분대상 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다. 하지만 LiCl 염폐기물 내의 I/II족 핵종분리에 관한 연구는 거의 이루어지지 않고 있는 실정이며, 기존의 제올라이트와 같은 이온교환체를 이용할 경우, LiCl의 용융온도인 610 °C에서 구조가 붕괴되는 문제점이 존재하여 실용화에 제한이 되고 있다.

따라서, 한국원자력연구원에서는 경막 결정화 (Layer Melt Crystallization) 방법을 이용하여 고방열성인 I/II족 핵종을 포함하는 LiCl 염폐기물의 재생에 대한 연구를 수행하고 있다[1]. LiCl-CsCl-SrCl₂-BaCl₂계의 상평형도 분석을 통해 LiCl의 결정화를 통한 Cs, Sr 및 Ba의 농축/분리가 가능함을 알 수 있었으며, Lab scale 장치를 이용하여 90% 이상의 높은 핵종분리 효율을 실험적으로 얻을 수 있었다.

공학규모 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE)에 제작/시운전 되고 있는 결정화 장치는 20~25 kg-LiCl/batch 규모로 효율적인 공정운전을 위하여 한번의 결정화 공정을 통하여 회수한 양만큼 반응기에 추가/용융하는 보충 과정 (Make-up process)이 필요하게 된다. 이 경우,

make-up 공정이 진행될수록 각 배치의 초기 핵종농도가 변하게 되며, 효율적인 공정설계를 위하여 이에 따른 누적핵종분리효율 변화를 예상할 필요가 있다.

따라서 본 연구에서는 PRIDE 결정화 공정에서 make-up에 따른 핵종농도의 변화와 누적핵종분리효율의 변화를 예측하는 모델 확립을 통해 적정 운전방법을 도출 하였고, 누적핵종분리효율 90% 이상을 달성하기 위하여 결정화의 post-purification 방법 중의 하나인 sweating 공정의 예비운전특성을 파악하였다.

2. 본론

2.1 Make-up process 모델링

PRIDE 결정화 장치의 용량은 LiCl 염폐기물 20 kg이기 때문에, 염회수율 50%를 가정할 경우, 한 번의 경막결정화를 통하여 회수하는 LiCl 결정은 10 kg에 해당한다. 효율적인 공정을 위하여 20 kg용량 반응기에 추가로 10 kg의 염폐기물을 보충(make-up)하여 결정화공정을 계속 진행하는 것을 make-up process라고 한다. 이때 염폐기물의 초기 핵종농도가 a (wt%)이고, 염회수율을 y ($\times 100\%$), 반응기처리용량 m (kg), 각 결정화과정에서의 핵종분리효율 x ($\times 100\%$)라고 할 경우, 각 make-up 과정에서 추가해야할 염폐기물량은 ym 에 해당하고, 이를 통하여 n 번째 make-up 후 반응기내 핵종농도 ρ_n (wt%)는 식 (1)과 같이 표현된다.

$$\rho_n = \frac{max^n + may \sum_{i=1}^n x^{i-1}}{m} = ax^n + ay \frac{1-x^n}{1-x} \quad (1)$$

이때, n 번째 결정화 후 전체 공정의 효율을 나타내는 누적 핵종분리효율 S_h (%)는 현재까지 투

입한 총 핵종량 대비 결정화를 통하여 회수한 총 핵종량의 비율을 이용하여 식 (2)로 표현된다.

$$S_h = \left[1 - \frac{h \text{ step까지 회수한 총 핵종량}}{h \text{ step까지 투입한 총 핵종량}} \right] \times 100$$

$$= \left[1 - \frac{m(1-x)(a + \sum_{j=1}^{h-1} \rho_n)}{ma + (h-1)may} \right] \times 100$$

$$= \left\{ x^h + \frac{xy}{1-x}(1-x^{h-1}) \right\} / \{1 + (h-1)y\} \times 100 \quad (2)$$

PRIDE 규모 전해환원공정에서 발생하는 400 kg의 LiCl을 50%의 염회수율로 20 kg을 반응기를 이용하여 처리하기 위해서는 총 39번의 결정화 공정을 거쳐야 한다. Fig. 1에 각 결정화 공정의 핵종분리효율 x ($\times 100\%$)이 80%에서 99.5%로 변화할때의 누적핵종분리효율을 식 (2)를 통하여 나타내었으며, make-up 공정을 통하여 90%이상의 누적핵종분리효율을 얻기 위해서는 각 스텝의 핵종분리효율이 높을수록 더 많은 make-up공정을 진행할 수 있는 것을 알 수 있었다.

2.2 Sweating process 실험 및 결과

경막결정화를 이용하여 LiCl를 회수할 경우 핵종분리효율이 90%수준이기 때문에 이를 높이기 위하여 post-purification인 sweating을 수행하였다. sweating은 결정을 용융점 부근에서 가열할 때, 불순물이 먼저 용해되는 것을 이용하여 순도를 높이는 방법을 말한다. 본 연구에서는 경막결정화를 통하여 결정을 성장시킨 후, LiCl의 녹는 점보다 약간 낮은 605 °C에서 30분간 sweating 공정을 수행하였다.

Sweating 전과 후의 LiCl 결정 이미지를 Fig. 2 (a) 및 (b)에 나타내었다. 결정화를 통하여 얻은 90% 수준의 핵종분리효율 또한 sweating을 통하여 98% 정도로 크게 향상된 것을 파악할 수 있었다. (Fig. 2 (c))

3. 결론

LiCl 염폐기물 내의 I/II족 핵종을 효율적으로 분리하기 위한 make-up process의 모델링을 통하여, 누적핵종분리효율 90%를 유지하면서 보다 많은 make-up process를 진행하기 위해서는 각 스텝의 핵종분리효율이 높아야 함을 알 수 있었다. 각 결정화 과정의 핵종분리효율을 증가시키기 위한 방법으로 후처리인 sweating process를

이용하였고, sweating 후 핵종분리효율이 98%수준까지 향상되는 것을 확인할 수 있었으며, 이를 통하여 효율적으로 누적핵종분리효율 90%를 달성할 수 있으리라 사료된다.

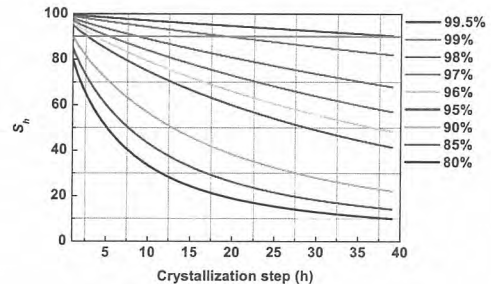


Fig. 1. Accumulative separation efficiency (S_h) for each crystallization step (h) through make-up process with 80~99.5% separation efficiency. (Orange line indicates $S_h=90\%$.)



Fig. 2. (a) LiCl crystal image before sweating, (b) LiCl crystal image after sweating, (c) Separation efficiency of Cs, Sr and Ba from LiCl after crystallization and after sweating process.

4. 참고문헌

- [1] Y. Z. Cho, J. S. Jung, H. S. Lee, I. T. Kim, J. Kor. Rad. Waste Soc., Vol. 8(1), p.71-77, 2010.

레늄 포집량별 칼슘필터의 포집특성 분석

신진명, 박장진, 양재환, 김영자, 백영희, 박근일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jjpark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 재활용하기 위해서는 사용후핵연료 물질을 피복관으로 부터 분리하는 탈피복 공정, 탈피복된 사용후핵연료를 후속공정(습식인 경우 UREX 공정, 건식인 경우 Pyroprocessing 공정)에 적합한 원료물질로 제조하는 동시에 여러 가지 핵분열생성물을 제거하는 전처리 공정이 요구된다. Pyroprocess 공정의 전처리공정으로서 고도 휘발성 산화공정을 도입하면 기존 저온 휘발성 산화공정 채택 시 제거효과가 미미한 Cs, Tc, I, Ru, Te, Mo 등을 제거할 수 있다[1]. 또한, 상기 전처리공정으로부터 휘발되는 기체상 핵분열생성물을 안전하게 포집하는 배기체 처리 기술개발이 요구된다. 고도 휘발성 산화공정 중 휘발되는 핵종 중의 하나인 테크네튬(Tc^{99})은 반감기가 약 2.1×10^5 년인 장수명 핵종이다.

현재 고온 휘발성 산화공정에서 제거된 테크네튬을 안전하게 포집하는 방법으로 칼슘필터를 이용하여 이들을 고온에서 안전하게 화학흡착 하는 연구가 진행되고 있다. 향후 석탄회 필터를 고온 휘발성 산화공정의 배기체 처리에 적용하기 위해서는 열적으로 안정한 형태의 테크네튬 화합물을 형성해야 한다. 또한 배기체 처리장치 운영 및 폐필터 저장 중 발생할 수 있는 화재 등 사고시를 대비하여 반응한 테크네튬의 재휘발 등 테크네튬의 고온 안정성에 대한 검토가 필요하다.

따라서 본 연구에서는 테크네튬의 surrogate인 레늄의 발생량을 변화시켜 칼슘필터에 포집된 레늄의 포집량별로 XRD, TGA로 결정구조 및 열분해 특성 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

Tc는 인공 방사성 원소이기 때문에 surrogate로서 화학적 특성이 비슷한 Re(Aldrich Co. 99.9%)을 기체상 Tc의 공급원으로서 사용하였다. 레늄은 매우 높은 녹는점($>3180^\circ\text{C}$)을 가지며 환

원분위기에서는 안정한 특성이 있다. 반면에 레늄은 많은 refractory metals 처럼 산소와 쉽게 반응을 하여 열열학적으로 안정한 $\text{Re}_2\text{O}_7(\text{g})$, $\text{ReO}_3(\text{g})$ 및 $\text{Re}_2\text{O}_6(\text{g})$ 와 같은 레늄산화물을 형성한다고 알려져 있다[2]. 실험에 사용한 칼슘 필터는 직경이 약 18mm, 두께는 약 10mm, 무게는 대략 1g이었다. 필터는 총 10단을 이용하여 실험에 이용하였다. 그리고 분위기 가스는 공기이었고 포집층의 공탐속도는 10 cm/sec 이었다. 칼슘필터에 포집된 레늄의 포집량은 0.04~0.83 g-Re/g-filter 이었다. 이 중 레늄의 포집량이 0.14, 0.26, 0.51, 0.62, 0.83 g-Re/g-filter인 필터를 선택하여 각각의 필터를 잘 분쇄한 후 XRD 및 TGA로 결정구조 및 열분해 특성분석을 수행하였다.

XRD의 분석조건은 X선은 Cu K α 선이며 주사속도는 $2^\circ/\text{min}$ 이고 2θ 값이 10° 에서 70° 범위에서 측정하였다. 또한 TGA(Cahn TG -171, Cahn Instruments, Inc.)의 분석조건은 시료를 약 1000 mg 취하여 100°C 에서 15분, 150°C 에서 1시간, 800°C 에서 1시간, 1000°C 에서 1시간, 1200°C 에서 1시간 유지시켰고 공기유량은 분당 20cm^3 가 되도록 하였다.

2.2 실험결과

레늄 포집실험 결과 칼슘필터의 레늄 최대 포집량은 0.83(g-Re/g-filter)이었다. 칼슘필터에 포집된 레늄의 포집량 분포는 0.04 ~ 0.83 (g-Re/g-filter) 범위이었다. 레늄이 포집된 칼슘필터의 결정구조를 분석하기 위해서 칼슘 필터의 XRD 분석한 결과 Fig. 1에서 보는 바와 같이 칼슘필터에 포집된 레늄은 포집량 0.04~0.83(g-Re/g-filter)까지 calcium rhenium oxide hydrate ($\text{Ca}(\text{ReO}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$)로 포집되었고 레늄 포집량이 $\text{Ca}(\text{ReO}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ peak이 발달하는 경향을 보였다.

칼슘필터의 레늄 최대 포집량인 0.83(g-Re/g-filter) 으로서 필터의 레늄 함량은 41.3% 이었다. Fig. 2에 상기 시료의 열중량 분석결과를 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 100°C 에서 15

분 및 150℃에서 1시간동안 휘발된 수분의 양은 약 3.8% 이었다. 수분의 휘발량을 제외하고 80 0℃에서 1시간, 1000℃에서 1시간, 1200℃에서 1 시간동안 휘발된 레늄의 휘발량을 분석한 결과 각각 0.8%, 3.1%, 13.5% 로서 온도가 증가할수록 휘발량이 증가하였다.

이는 공기분위기하 calcium rhenium oxide hydrate ($\text{Ca}(\text{ReO}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$) 상이 고온에서 열적으로 불안정하기 때문에 칼슘 필터에 포집된 레늄이 휘발되는 것으로 판단된다.

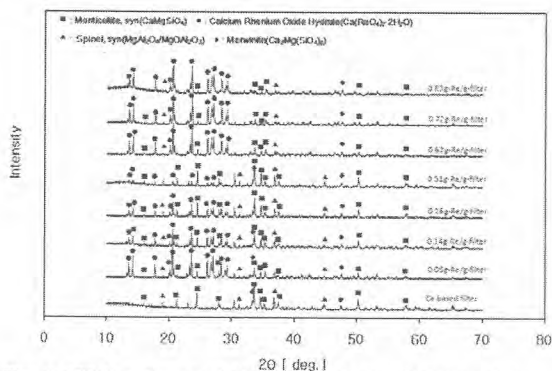


Fig. 1. XRD patterns of Ca-based filters after trapping Re at different Re trapping quantities.

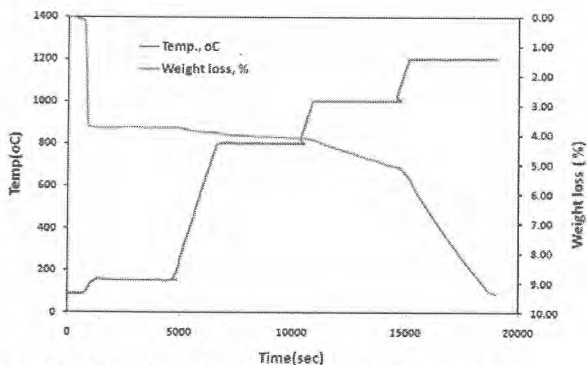


Fig. 2. TGA analysis for Ca-based filter of Re trapping quantity of 0.83g-Re/ g-filter.

3. 결론

이 실험의 결과로서 칼슘필터에 포집되는 레늄의 최대 함량은 41.3% 임을 알 수 있었다. 공기분위기하 칼슘필터에 포집된 레늄 함량 4%~41.3%에서 calcium rhenium oxide hydrate($\text{Ca}(\text{ReO}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$)로 포집됨을 알 수 있었다. 공기분위기하

칼슘필터에 포집된 레늄은 고온에서 열적으로 불안정하기 때문에 레늄(테크네튬) 폐필터를 고화할 경우 분위기 조절 등의 공정조건 검토가 필요한 것을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Lee1, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris(2009).
- [2] N .S. Jacobson, D. L. Myers, D. Zhu, and D. L. Humphery, "Rhenium/Oxygen interactions at elevated temperatures", Oxidation of Metals, 55, 471 (2001).

실험실규모 휘발성배기체처리장치 공정도

박장진, 신진명, 백영희, 김영자, 양재환, 박근일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jipark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원은 경수로 사용후핵연료 파이프 공정에 대하여 연구하고 있다. 파이프 공정은 크게 전처리공정, 전해환원공정, 전해정련공정, 전해제련 공정 등으로 이루어져 있다. 이 중 전처리 공정에서는 전해환원공정에 사용될 원료 입자를 제조하기 위해 경수로 사용후핵연료 집합체를 해체, 인출, 절단, 탈피복, 분말화, 입자제조가 수행된다. 이 과정에서 Cs-137, Tc-99, I-129 등 상온에서 고체상으로 존재하는 준휘발성 핵종(경수로 사용후핵연료의 경우 I은 대부분 CsI 형태로 존재하기 때문에 편의상 준휘발성 핵종으로 분류했음)과 Kr-85, Xe, C-14, H-3 등 휘발성핵종이 방출된다[1, 2]. 본 논문에서는 휘발성핵종 각각에 대해 포집단위공정을 선정하고 각 단위공정이 효율적으로 운전되도록 배기체처리공정을 구성함에 대하여 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 C-14

C-14은 반감기가 5,760년으로 긴 핵종으로 산화탈피복공정에서 CO₂ 형태로 방출이 예상된다. CO₂ 가스의 포집방법에는 흡수법, 상온 Ca(OH)₂ 법, 상온 흡착법 등이 있다. 본 공정에서는 파이프가 건식공정임을 고려, 건식 포집공정을 택했으며, 전처리공정중 휘발되는 Tc, Te, Se 등 핵종과 같이 포집될 수 있도록 칼슘 필터를 이용 약 500℃에서 CaCO₃ 형태로 포집하도록 하였다. 포집된 CaCO₃는 별도의 열처리를 통해 NaOH 용액에 흡수하여 Na₂CO₃ 형태로 만들어 부피를 최소화할 예정이다.

2.2 H-3

삼중수소는 반감기가 12.26년으로 사용후핵연료에서는 HT 형태로 존재하며 사용후핵연료를 산화시켜 분말화하는 voloxidation 공정을 거치면 사용후핵연료내의 삼중수소는 대부분 휘발한다. 그러나, 초기 inventory의 약 50%에 해당하는 지

르칼로이 피복판과 반응한 삼중수소는 별도의 처리과정을 거쳐야만 제거할 수 있다.

휘발한 삼중수소는 처리장치의 금속면을 촉매로 분위기가스 중의 산소와 결합하여 HTO 물분자 형태로 휘발되기도 하나 Ar 가스를 분위기 가스로 사용할 경우 별도의 O₂ 가스를 주입하고 CuO와 같은 촉매하에 HTO 형태로 포집할 필요가 있다. 본 연구에서는 400℃에서 CuO 촉매를 이용하여 HT를 HTO 형태로 전환하도록 설계하였다. HTO 포집은 상온에서 분자체 13X를 이용 포집하도록 설계하였다.

2.3 Kr

Kr-85는 반감기가 10.6년이며, 주로 베타선을 방출한다. Kr은 불활성가스로 Kr 가스형태로 방출되며, 융점은 -157℃, 비점은 -153℃이다. Kr 제거방법으로는 저온증류법, 용매흡수법, 흡착법 등이 있다. 본 연구에서는 미국 FCR&D의 기준 공정인 흡착법을 채택하였다. HZ을 이용하여 Kr을 선별 흡착하고 이를 60℃에서 탈착해서 중간저장조에 저장하고 저장된 Kr gas를 gas booster를 이용하여 고압으로 저장하는 공정으로 구성하고자 한다.

2.4 Xe

Xe은 반감기가 짧은 핵종이다. Xe-133은 5.3일이며, 반감기가 긴 Xe-131m도 12일이다. 방출을 목적으로 할 경우 적정시간 저장했다가 방출한다. Xe도 Kr과 마찬가지로 Xe도 불활성가스로 Xe 형태로 배출된다. 사용후핵연료로부터 방출되는 양은 Kr의 약 10배 정도된다. 본 연구에서는 AgZ를 이용하여 60℃에서 Kr, Ar 등 가스와 선별적 포집을 하며, 포집된 Xe은 250℃에서 탈착하여 중간저장조에 저장후 Kr의 경우와 마찬가지로 고압으로 저장하는 실험을 진행할 예정이다.

2.5 공정도의 구성

CO₂, Kr, Xe, 수소가 포함된 모의 휘발성 배기체가스를 출발물질로 이용하였다. 실제 전처리공

정이 고온에서 운전되므로 여기서 나오는 배기체도 고온이다. 따라서, 에너지 흐름의 효율성을 고려 우선, 500℃ 정도의 고온에서 CO₂를 포집하도록 설계하였다. 다음, 400℃에서 HT를 HTO로 전환시키기위하여 CuO 전환탑을 배치하였고, 상온에서 HTO를 포집하였다. 이는 수분을 미리 제거하여 다음의 Xe, Kr 분리포집에 영향을 최소화하기 위함이다. 60℃에서 AgZ를 이용한 Xe의 분리 포집하도록 하였고, -80℃에서 Kr를 분리 포집하도록 하였다. 분리 포집된 Xe과 Kr은 각각 250℃, 60℃정도에서 탈착이 되도록 설계하였다. 탈착시킨 Xe, Kr은 중간저장조에 모았다가 이를 gas booster를 이용 고압용기에 저장하도록 설계하였다. Fig. 1에 실험실규모 배기체처리장치 공정도를 표시하였다. Table 1에는 각 단위공정에 적용된 방법 및 운전조건을 정리하여 나타내었다.

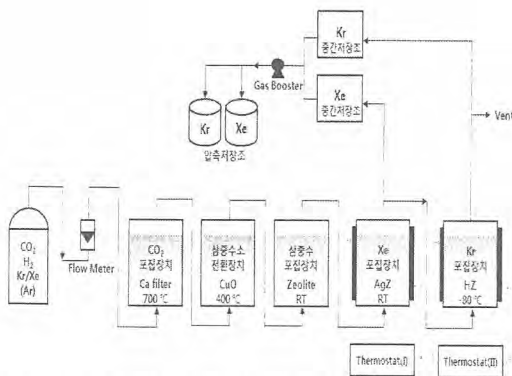


Fig. 1. 실험실규모 휘발성 배기체처리장치의 공정도.

Table 1. 단위공정별 적용방법 및 운전조건.

단위공정	방출 화학종	적용 방법	운전 조건	비고
C-14 포집	CO ₂	CaO흡착제	500℃	-건식공정 -Te, Se 과 동시 포집
H-3 전환	HT	CuO 촉매	400℃	-CuO촉매는 고온에서 도 안전 -SDBC 촉매는 상온에 서 화재위험
H-3 포집	HTO	Molecular sieve 13X	상온	
Xe 포집	Xe	AgZ	60℃	-FCR&D 기준공정
Kr 포집	Kr	HZ	-80℃	-FCR&D 기준공정

3. 결론

본 논문에서는 사용후핵연료 파이로 전처리공정에서 휘발하는 C-14, H-3, Kr, Xe 의 포집특성을 실험할 수 있는 장치의 공정도를 구성하였다. C-14은 칼슘 필터를 이용해서 CaCO₃형태로 H-3은 삼중수소를 CuO 촉매를 이용 삼중수로 전환시킨 후 삼중수를 포집하도록하고, Xe은 AgZ를 이용하여 Kr은 HZ를 이용하여 포집하도록 단위공정을 선택하였으며, 단위공정 배치는 에너지 효율, 핵종 포집시 단위공정간 간섭이 최소화 되도록 단위공정을 구성하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Lee1, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.
- [2] 박장진 등, "사용후핵연료 고도 휘발성 산화공정 기술개발", KAERI/RR-3212/2009, 한국원자력연구원, 2010.

환경 및 방사선안전관리 측면에서의 Iodine 채집을 위한 활성탄소섬유필터 원전 적용성 고찰

김민수, 김희경

(주)엑트알앤티, 대전시 유성구 테크노1로 11-3

lyhkms@nate.com

1. 서론

원자력발전소 및 방사성동위원소를 이용하는 일반 산업체에서는 Pre + Charcoal + HEPA Filter로 구성된 3단 Filter Box를 기체형 방사성 폐기물의 Filtering을 위해 많이 사용 중이다. 그러나 현재 사용 중인 Charcoal Filter내 입상활성탄(Granular Activated Carbon : GAC)는 감용이 되지 않을 뿐더러 조각도 곤란하므로 이를 대체할 수 있는 대체품에 대한 기대치가 높아졌다.(Fig. 1 및 Table 1 참조)

최근 Charcoal 재료를 대체할 수 있는 활성탄소섬유(Activated Carbon Fiber : ACF) 필터가 생산되어 주변 원자력 국가에서 이용 중이며 활성탄소섬유필터의 경우 조각도 가능하고 조각시 이산화탄소 방출도 획기적으로 줄일 수 있어 앞으로 국내 원전에서도 각광 받을 수 있으리라 판단된다. 본 논문은 활성탄소섬유필터에 대한 고찰을 통하여 이산화탄소 방출에 대한 환경 문제 해결(환경적 대응) 및 방사선 관리 측면에서의 폐기물 감용문제에 대한 폐기물 처리문제 해결(방사선 관리적 대응)에 대해 검토 하였다.



Fig. 1. Figure and pore structures of GAC and ACF.

Table 1. Comparison of GAC and ACF.

항 목	입상활성탄	활성탄소섬유
섬유직경	-	13 ~ 20 μm
adsorbable 농도	1.75 mg/m ³	1.75 mg/m ³
투과율	0.0018	< 0.00001
비표면적	900 ~ 1000 m ² /g	1200 ~ 1500 m ² /g

2. 본론

2.1 활성탄소섬유필터 정의

활성탄소섬유필터는 활성탄소섬유를 이용하여 제작된 필터로써 활성탄에는 입상활성탄(야자각, 석탄 등) 이나 활성탄소섬유 형태가 있다. 입상활성탄의 경우 Micro Pore 크기가 크고 많은 공간을 갖는 반면에 활성탄소섬유는 균일하여 조밀한 형태를 갖는 Micro Pore를 갖고 있다. 따라서 활성탄소섬유필터가 기존 Charcoal(활성탄) 보다 성능이 고성능일 수 있는 이유는 인공적 유효흡착구경(10 ~ 20Å)을 갖춰 크고 작은 다양한 Micro Pore를 갖는 활성탄 보다 방사성물질의 흡착율은 높일 수 있기 때문이다. 일반적으로 입상활성탄이 900 ~ 1000 m²/g의 비표면적을 갖는 반면에 활성탄소섬유는 1200 ~ 1500 m²/g의 비표면적을 가지므로 아이오딘화메틸(CH₃I) 등에 대한 포집효율을 최대화할 수 있다.

2.2 활성탄 시험(원자력용)

원자력용 활성탄의 시험방법은 ASTM D 3803에 따르게 되는데 고습도 20시간의 열화시험을 통과토록 요구하고 특히 CH₃¹³¹I에 대한 방사성옥소 채집성능을 97% 이상 요구하고 있다. 활성탄소섬유의 경우 입상(Granular) 50mm 및 면속 15 ~ 20 cm/s 기준 시 99.999% 이상의 채집성능을 보이고 있다(미국 NUCON International, Inc 자료 근거). 참고로 야자각 활성탄의 경우 포집효율은 5cm 총 두께에 대하여 면속 20 cm/s 기준 시 99.82%의 포집효율을 나타낸다고 보고되고 있다(미국 NCS Corp. 자료근거).

대기시험의 경우도 입상활성탄의 경우 총 두께 5cm에 대한 120일 후 98%로 대기조건에서 열화 된다고 보고되고 있으나(2.5cm 총 두께의 경우 120일 후 84%로 대기조건에서 열화) 활성탄소섬유의 경우 365일 동안도 8시간 사용 1일 기준 시 98% 이상의 포집효율을 유지한다고 보고되고 있다(Fig. 2 참조)

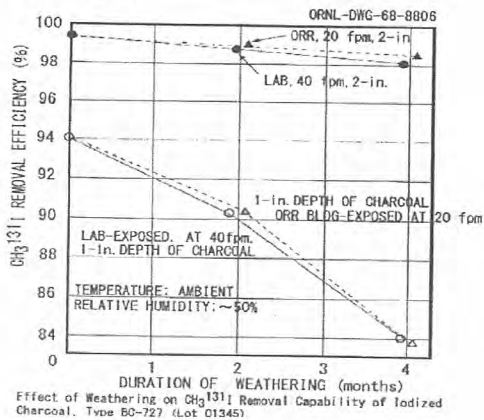


Fig. 2. $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ Removal efficiency of GAC as following Weather.

2.3 활성탄소섬유필터 CO_2 발생량

입상활성탄의 경우 일반적으로 Filter 1대 기준 활성탄이 19kg이 소요되며 제작 시 총 35kg의 무게를 갖는 Filter Box가 제작되나 활성탄소섬유필터의 경우 Filter 1대 기준 섬유가 5kg 소요되며 제작 시 총 9.5kg의 무게를 갖는 Filter Box로 제작된다.(Fig. 3 참조) 입상활성탄은 그 상태로는 소각이 불가능하나 활성탄소섬유의 경우 국내에서 소각을 허용할 경우 소각로에서 자연소각이 가능하며 1/1000 까지 감용이 가능하다(일본 가이시사에서 시험). 따라서 소각 시 입상활성탄을 소각이 가능한 성상으로 만들어 소각할 때 19kg 기준 시 Filter Box 1대 기준 66kg의 CO_2 가 방출되나 활성탄소섬유는 5kg 기준 시 Filter Box 1대 기준 18kg의 CO_2 가 방출된다고 보고되고 있다. 따라서 입상활성탄소보다 70% 이상 CO_2 방출을 삭감하며 Filter Box 1,000개 처리 시는 48 ton의 CO_2 를 삭감하여 탄소세를 줄일 수 있고 환경에 대한 영향도 최소화 할 수 있다.

활성탄소섬유필터의 소각 공정은 필터 분쇄기 → 필터 분쇄(남은 부분은 Glove Box 이동) → 소각로 투입 → 소각의 공정을 거치도록 된다.

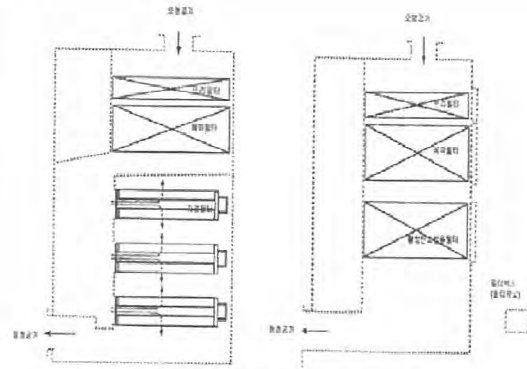


Fig. 3. Structures of GAC and ACF filter.

일본의 경우 활성탄소섬유필터 Box가 중부발전 / 북쪽전력에 공급된 실적이 있고 기타 병원/ 연구기관/ 대학 등에 많이 납품된 바 있다.

3. 결론

활성탄소섬유필터는 적은 CO_2 방출과 큰 I-131의 포집 효과에 따라 기존의 입상활성탄필터 보다 우월하게 원자력발전소나 RI 이용기관에 사용 가능하며 소각 시 1/1000의 감용비로 1대의 Filter Box가 소요 시 5g의 소각재가 발생하므로 기존 입상활성탄필터 보다 감용 효과에 따른 처분비용을 획기적으로 줄일 수 있다고 판단된다. 뿐만 아니라 향후 소각 시에 발생이 예측되는 CO_2 가스의 경우도 기존 입상활성탄 보다 70% 이상 감축할 수 있으므로 경제적 이익을 창출할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] Journal of the Korean Nuclear Society, Vol 28, No. 1, pp. 44-55, 1996.
- [2] Journal of Occupational and Environmental Hygiene, 8, pp. 573-579, 2011.
- [3] the Graduate School of Clemson University, In Partial Fulfillment of the Requirements for the Degree Master of Science Environmental Engineering and Earth Sciences, The effects of physical factors on the adsorption of synthetic organic compounds by activated carbons and activated carbon fibers, 2010.
- [4] Water Res. vol 45, No. 3, pp 1378-1386, 2010.
- [5] 한국폐기물학회지, vol 15, No. 5, pp 409-416, 1998.

ITER 중준위 금속폐기물(B형 폐기물)을 위한 삼중수소 제거공정의 정성적 위해도 평가

홍대석, 홍권표, 장원혁, 손중식, 주용선, 정기정*, 나병찬**
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*ITER 한국사업단, 대전광역시 유성구 과학로 113

**ITER, Route de Vinon sur Verdon, 13115 Saint Paul lez Durance France
dshong@kaeri.re.kr

1. 서론

ITER(국제핵융합실험로)의 운전기간 동안, Tokamak의 부품들은 방사화되거나 삼중수소에 의해 오염되어 폐기시 방사성폐기물(B형 폐기물)이 된다. 또한 핵융합반응의 연료로 사용되는 삼중수소는 구조물의 내부로 침투되어 폐기물 내 삼중수소의 농도를 높이는 원인이 된다.

삼중수소 제거공정은 Hot Cell에 설치되어 원격으로 운영되며 B형 금속폐기물 내 삼중수소를 제거시킨 뒤 이를 WDS(Water detritiation system)으로 보내게 된다. 또한 삼중수소 제거공정에서는 폐기물의 특성분석을 위한 시료를 채취하게 된다. 고온의 가열로가 설치되며 폭발성을 가진 수소와 삼중수소가 있으므로 삼중수소 제거 공정은 개념설계와 안전성 분석이 병행되어야 한다. 본 연구는 삼중수소 제거공정의 개념설계를 바탕으로 수행한 정성적 위해도 평가에 대해 논의하게 된다.

2. 본론

2.1 삼중수소 제거공정의 배치도

삼중수소 제거공정에는 고온의 진공가열로가 설치되며 이의 운전을 위한 배기체 처리 장치 및 냉각수 공급장치가 설치된다. 또한 분석을 위해 폐기물에서 시료를 채취하게 된다. 개략적인 배치는 그림 1과 같다.

2.2 기기별 운전 조건

2.2.1 진공가열로

진공가열로는 1개의 폐기물 용기를 각각 처리할 수 있는 용량의 고온 진공가열로 2기가 설치되며 각각 독립적으로 운영된다. 가열로의 내부는 800 °C까지 가열되며 진공도는 약 5 Pa로 유지된다.

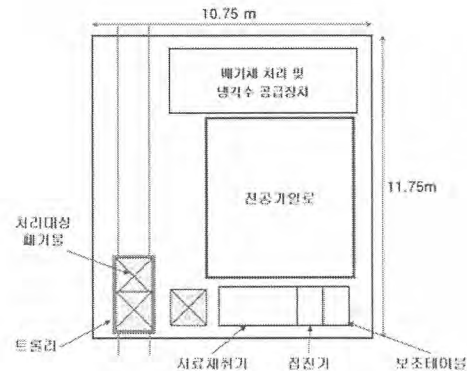


Fig. 1. Layout of TRS station.

진공가열로 내부에는 불활성 기체와 삼중수소의 혼합기체가 순환된다. 발열체와 단열체는 모두 graphite를 이용해 구성하는 것을 고려하고 있다.

2.2.2 배기체 처리 및 냉각수 공급장치

배기체 처리 장치로는 가열로의 진공유지를 위한 시스템, 가열되는 금속폐기물 표면의 산화방지와 가열로 내 수소 농축으로 인한 폭발방지용 protective gas 공급 시스템, 수소-삼중수소간의 동위원소 치환을 위한 수소 공급 시스템, 제거된 삼중수소를 산화시키는 반응기, 삼중수소수를 WDS로 수송하기 전까지 보관하기 위한 저장탱크 등이 설치된다. 또한 진공 가열로의 냉각을 위한 냉각수 공급장치 및 열교환기 등이 배치된다.

2.2.3 시료채취기

시료채취는 드릴을 이용하여 수행하는데 시료의 크기는 지름이 5~10 mm 정도, 두께는 최대 100 mm 정도가 된다. 시료채취시 발생하는 분진은 집진기를 이용해 수집된다.

2.2.4 원격제어기기

원격 제어를 위한 주요 기기로는 폐기물의 운반을 위한 트롤리 및 크레인이 있다. 또한 포장용

기 내 절단된 폐기물의 시료채취를 위하여 이의 취급을 위한 power manipulator가 설치된다.

2.3 정성적 위험도 평가

2.3.1 위험도 평가 방법

위험도 평가는 기본적으로 공정이 정상 운전되고 있는 상태에서 이상이 발생하는 것을 가정하게 된다.

정성적 평가를 위하여 우선 기능을 검토하여 전체 시스템을 여러 Segment로 구분하여 나누게 된다. 구분된 각 Segment에 대하여 Guide Word와 운전 변수를 고려하여 Segment별로 발생할 수 있는 시스템 이상을 평가하게 되며 그에 따른 영향이 발생할 경우 가능한 발생원인과 영향을 평가하게 된다.

향후 공정에 대한 설계가 진행될 경우 그에 따라 대책 및 잔여 위험도까지 평가하게 된다.

2.3.2 삼중수소 제거 공정의 정성적 위험도 평가

삼중수소 제거 공정은 크게 진공가열로(가열로 및 부속기기), 배기체 처리 시스템(배기체 냉각, 진공시스템, 반응기, 전단가열로), 시료채취기(시료 고정기, 드릴, 집진기), 기타(크레인) 등으로 Segment를 구분하였다.

평가결과 발생할 수 있는 주요 위험도는 화재, 폭발, 오염 등이 고려되었다. 화재가 발생할 수 있는 기기로는 가열로, 배기체 냉각기, 삼중수소 산화를 위한 반응기, 시료채취를 위한 드릴 등으로 평가되었고, 폭발이 발생할 수 있는 기기로는 가열로, 배기체 냉각기, 삼중수소 산화를 위한 반응기 등이 고려되었다. 또한 집진기 부품에서 오류가 발생하여 방사성 분진으로 인해 방사성 오염이 발생할 수 있는 것으로 평가되었다. 이러한 평가결과 및 위험도 완화장치로 고려되는 사항들을 그림 2에 나타내었다.

3. 결론

ITER의 삼중수소 제거공정은 고온가열로와 수소 및 삼중수소가 공정에 이용되기 때문에 시설에 대한 위험도 평가가 수행되어야 한다. 현재 상세 개념설계가 진행 중이므로 위험도 평가는 정성적 평가 수준으로 이루어졌으나, 가열로, 삼중수소 반응기, 배기체 냉각시스템, 시료채취기 등

에서 화재, 폭발, 방사성오염 등이 발생할 수 있는 것으로 평가되었다. 평가결과 및 시스템 구성은 설계관련 연구가 진행되면서 바뀔 수 있다.

또한 본 연구에서 도출된 위험도를 완화하기 위하여 수소감지기, 온도계, 유량계, 레벨 게이지, 압력계, 전력 측정기 등의 설치가 필요한 것으로 분석되었다.

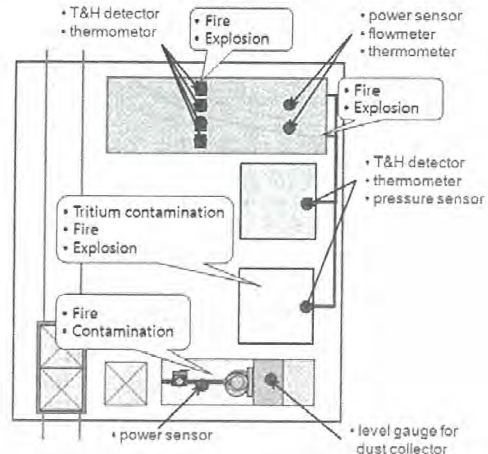


Fig. 2. Hazard analysis results for tritium removal station.

4. 감사의 글

이 연구는 ITER 기구 및 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Current status and critical review of the ITER operational radioactive waste amounts, ITER_D_2NHK7C v1.4, 2009.
- [2] Strategic design of 3H sampling, analysis and inventory determination for Type B and purely tritiated metallic radwaste components, ITER_D_4C2B5F, 2011.
- [3] Conceptual design of Type B radwaste tritium removal station and its development plan (final report), ITER_D_7355NT, 2011.
- [4] Assessment of current tritium removal system status, R&D needs and implementation plan for Type B radwaste treatment, 2010.

페로시안화구리가 고정된 유기 메조포러스 실리카를 이용한 세습 제거

김초롱, 박연진, 최상준

경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370번지

chorong@knu.ac.kr

1. 서론

원자력 발전으로 발생한 저준위 방사성 폐액 내 방사성 핵종을 처리하기 위해서는 침전법, 추출법, 이온교환과 같은 공정이 이용된다. 그 중 이온교환은 다른 방법에 비해 공정이 간단하고 이온교환수지를 재사용할 수 있어 많이 이용되고 있다. 페로시안화구리는 세습에 대해 선택성을 가지고 있는 이온교환물질이며 메조포러스 실리카는 넓은 표면적과 큰 메조포어 부피, 단위면적당 좁은 공극분포를 이루고 있어 흡착제로 가능하다.

본 연구는 실리카 표면에 세습에 대해 선택성을 가지는 페로시안화구리를 고정시킨 복합체를 합성하고 이의 물성평가 및 세습에 대한 흡착능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 페로시안화구리(II)가 고정된 유기 메조포러스 실리카(CuFC-EDA-GlySi)의 합성과정은 다음과 같다. 비이온 계면활성제인 dodecylamine(DDA)을 이용하여 tetraethyl orthosilicate(TEOS)와 에폭시 링을 가지는 3-glycidoxypolytrimethoxysilane (3-GPTMS)을 8 : 2로 넣고 혼합하여 유기 메조포러스 실리카를 제조하였다[1]. 이때 3-GPTMS를 넣지 않고 합성되어진 실리카를 Si로 나타내었고 3-GPTMS가 포함되어진 유기실리카를 GlySi로 나타내었다. 합성된 GlySi를 ethylenediamine(EDA)을 이용하여 에폭시 링을 에틸렌디아민기(NHCH₂CH₂NH₂)로 변환하고 이를 EDA-GlySi라고 나타내었다. 합성되어진 EDA-GlySi에 copper chloride(CuCl₂)와 sodium ferrocyanide(Na₄Fe(CN)₆)를 혼합하여 유기실리카 표면에 페로시안화구리를 형성하였다[2]. CuFC-EDA-GlySi를 형성하기 위해 사용된 실리카 조성은 다음과 같다.(TEOS : H₂O : ethanol : dodecylamine = 1 : 285 : 35 : 0.2).

합성된 CuFC-EDA-GlySi의 물성을 평가하기

위해 적외선 분광광도분석(FT-IR, Spectrum GX&AutoImage, Perkin Elmer, USA), X-선 회절분석(XRD, D/Max-2500, Rigaku, Japan), 원소분석(EA, Flash 2000, ThermoFisher, Italy), 열중량분석(TGA, Q600, TA Instruments, Japan)을 수행하였다.

CuFC-EDA-GlySi의 세습에 대한 최대흡착량을 평가하기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였으며 흡착제의 양은 0.1 g으로 하였다. 방사성 모의 폐액은 CsNO₃(99%, Aldrich Chemical)을 이용하여 제조하였으며 농도는 0.1~5 mM로 하였다. 흡착실험은 15 mL의 코니칼튜브(SPL, Korea)를 이용하여 25℃에서 200 rpm으로 24시간동안 교반하였다. 교반 후, 용액은 20분동안 3000 rpm에서 원심분리하고 상등액은 0.2 μm 실린지 필터(Whatman, cellulose nitrate membrane filter, Ø=25 mm)로 여과하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 세습의 농도를 유도결합 플라즈마 발광광도법(ICP-OES, PerkinElmer, Optima 2100 DV)으로 분석하였다.

2.2 결과

합성한 CuFC-EDA-GlySi의 분자구조와 메조기공의 형태를 알아보기 위해 FT-IR과 XRD 분석을 수행하였다. GlySi와 EDA-GlySi, CuFC-EDA-GlySi를 FT-IR 분석한 결과, 공통적으로 2800~3000 cm⁻¹의 영역에서 사면체의 C-H, 1080~1100 cm⁻¹에서 Si-O-Si의 신축진동(stretching vibration)을 관찰하였으며 1635 cm⁻¹에서 N-H와 1468 cm⁻¹ 영역에서 O-H의 변각진동(bending vibration)이 나타났다. 이때 O-H의 변각진동은 흡착제에 결합되어진 물에 의해 형성되었다. 또한 3350~3450 cm⁻¹의 영역에서도 O-H의 신축진동이 나타나는데 이는 흡착된 H₂O 사이의 수소결합에 의한 것이다. CuFC-EDA-GlySi는 2090~2110 cm⁻¹영역에서 C≡N의 결합이 나타났는데 이를 통해 페로시안화구리가 메조포러스 실리카 표면에 형성되었음을 확인하였다.

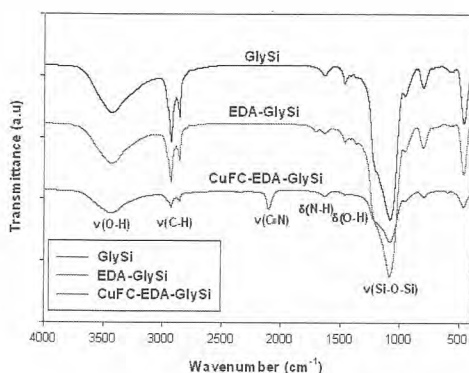


Fig. 1. FT-IR spectra of the synthetic GlySi, EDA-GlySi and CuFC-EDA-GlySi.

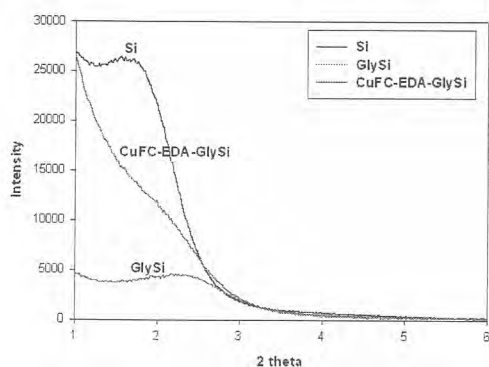


Fig. 2. X-ray powder diffraction patterns of Si, GlySi and CuFC-EDA-GlySi.

Si와 GlySi, CuFC-EDA-GlySi의 XRD 결과를 Fig. 2에 나타내었다. Fig. 2에서 나타난 XRD의 패턴은 주로 비이온계면활성제를 사용하여 메조포러스를 형성하였을 때 나타나는 패턴으로 나선형 관구조를 나타낸다. 육각형의 메조기공(hexagonal mesoporous) 구조의 특징은 XRD 피크가 2.5°에서 나타나는데 합성된 Si의 경우 1.6°에서 나타났고 GlySi의 경우 2.5°에서 나타남으로 본 흡착제는 육각형의 메조기공을 가진다.

CuFC-EDA-GlySi에 세슘을 흡착한 결과를 Table 1에 나타내었다. 이때 최대흡착량(q , mg/g)은 흡착 평형상태에서 흡착제 단위 g당 흡착된 용질의 양이며, 분배계수(distribution coefficient, K_d , mL/g)는 어떤 특정한 수용액상의 용질의 농도에서 고체상의 흡착능을 나타낸다. 제거율(removal ratio, %)은 평형상태에서 제거된 용질의 농도를 초기용질의 농도로 나눈 값으로 용질의 제거된 비율을 나타낸다. 0.1 mM의 세슘을 흡

착한 결과 96%의 세슘이 제거되었고, 1 mM은 57%, 2 mM은 25%, 5 mM은 18%의 세슘이 제거되었다. 세슘의 농도가 증가할수록 CuFC-EDA-GlySi의 흡착능이 감소하였다.

Table 1. Cs sorption onto CuFC-EDA-GlySi.

	0.1 mM	1 mM	2 mM	5 mM
q (mg/g)	3	11	10	18
K_d (mL/g)	4233	218	57	35
Removal ratio (%)	96	57	25	18

3. 결론

본 연구에서는 메조포러스 실리카에 페로시안화구리를 기능화함으로써 세슘에 선택성이 있는 흡착제를 합성하였다. FT-IR 분석을 통해 메조포러스 실리카 표면에 페로시안화 구리가 형성되었음을 확인하였고 XRD 분석을 통해 육각형의 메조기공을 가진 흡착제가 합성되었음을 확인하였다. 이 CuFC-EDA-GlySi은 제거하고자하는 세슘의 농도가 증가할수록 세슘 제거율이 감소하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초연구사업임. (과제번호: 2012R1A2A2A01011447)

5. 참고문헌

- [1] E. DeOliveira, A.G.S. Prado (2007): Ethylenediamine attached to silica as an efficient, reusable nanocatalyst for the addition of nitromethane to cyclopentenone, *Journal of Molecular Catalysis A: Chemical* 271, 63-69.
- [2] Y. Park, W.S. Shin and S.J. Choi : Removal of Co, Sr and Cs from aqueous solution using self-assembled monolayers on mesoporous supports, *Korean J. Chem. Eng.*, DOI: 10.1007/s11814-012-0035-y.

졸-겔화 반응을 이용한 저온 소결 매질 기초 연구

양재환, 신진명, 박장진, 김영자, 백영희, 박근일

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료에 포함된 방사성 아이오딘은 전처리 공정에서 아이오딘 기체로 휘발되는데 1.57×10^7 년에 이르는 장반감기와 인체에 흡수되었을 때의 위해성 등으로 인해 각별한 주의와 관심이 요구되는 핵종이다. 아이오딘 기체는 스크럼 용액을 이용한 습식 처리나 고체 포집제를 통한 건식 처리를 통해 일차적으로 처리된다. 습식이나 건식법을 통해 처리된 아이오딘 폐기물은 물리·화학적 특성 면에서 처분장에 장기간 저장되기 어렵기 때문에 장기적인 침출특성이 향상된 고화체로 제조하여 처분되어야 한다.

방사성 폐기물의 고화매질 중 유리는 기계적 물성 및 물에 대한 내침출성이 우수하고, 다양한 방사성 핵종을 유리구조 속에 고정화시킬 수 있다는 장점 때문에 고준위 폐기물의 고화체 제조에 널리 사용되어 왔다. 그러나 상용화된 유리화 공정에 사용되는 붕규산유리는 열처리 온도가 1,100 - 1,200 °C에 이르기 때문에 녹는점이 183 °C에 불과한 아이오딘 고화에 사용할 수 없다. 이런 연유로 아이오딘 폐기물에 대해서는 유리가 아닌 다른 매질을 통한 고화가 이루어졌으며, 그 대표적인 매질은 시멘트이다. 시멘트를 이용한 반응은 별도의 열처리를 요구하지 않으므로 아이오딘의 휘발을 염려할 필요가 없고, 비용도 저렴하여 경제성이 우수하다. 그러나 시멘트 고화체는 유리 고화체와 달리 폐기물과의 화학반응에 기반하지 않으므로 내침출성이 유리고화체에 비해 대체로 취약하다는 단점이 있다. 지금까지 보고된 바에 의하면 아이오딘 화합물 중 물에 대한 매우 낮은 용해도를 가진 AgI를 이용하여 제조한 시멘트고화체의 경우 $10^{-2} \text{ g/m}^2 \cdot \text{day}$ 정도의 침출률을 가진다고 한다 [1]. 그러나 이 결과도 100 일 정도의 침출률 조사에 그친 것이기 때문에 아이오딘 고화매질로서의 적합성 여부는 검증되지 않았다고 보아야 한다.

아이오딘 폐기물의 고화매질로서 시멘트 이외에도 지오폴리머, 저온 용융 금속, sodalite, 저온

용융 유리 등 저온에서 제조 가능한 다양한 물질이 연구되고 있다. 이 중 일본에서 연구된 AgI-Ag₂O-P₂O₅ 유리는 원래 전해액으로 개발된 것으로서 녹는점이 500 °C 이하로 낮고 AgI가 유리 형성 물질로 작용하기 때문에 아이오딘의 침출특성이 우수할 것으로 기대된다 [2].

본 연구에서는 AgI-Ag₂O-P₂O₅ 유리에 착안하여 내구성을 강화한 고화매질을 졸-겔법을 이용하여 개발하고자 하였다. AgI-Ag₂O-P₂O₅ 유리는 인산 유리에 속하므로 규산염 유리에 비해 내구성이 약한 단점이 있다. 따라서 실리카를 첨가제로 첨가하면 내구성을 강화할 수 있을 것이다. 그러나 인 산화물과 규소 산화물은 서로 잘 섞이지 않는 (incompatible) 특성 때문에 일반적인 열처리를 통해 실리카와 인 산화물을 동시에 함유한 물질을 제조하기는 어렵다. 반면 졸-겔법을 이용하면 이러한 어려움을 피하면서 고순도, 고균질의 물질 제조가 가능하다. 이런 연유로 우리는 졸-겔법을 이용하여 AgI 및 AgX를 고정화하기 위한 Ag₂O-P₂O₅-SiO₂ 물질을 제조하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

졸-겔 반응은 액상에서 일어나는 반응으로서 반드시 물에 녹는 재료를 사용해야만 한다. 이를 감안하여 AgNO₃ (99.0%, Junsei), H₃PO₄ (85%, Showa), TEOS (99%, Tetraethyl Orthosilicate, Sigma-aldrich)를 Ag:P:Si의 몰비 3:4:3의 비율로 준비하였고, AgNO₃는 증류수 100 ml에 녹인 용액을 준비하였다. 세 가지 물질을 섞은 후 에탄올 300 ml을 첨가하여 강하게 혼합함으로써 물질 간의 충분리를 없앴다. 이후 산촉매로서 HNO₃를 20-40 ml 첨가하여 70 °C 온도의 오븐에서 3일간 숙성시켜 겔을 제조하였다. 제조된 겔은 110 °C에서 3일간 건조시킨 후 600 °C에서 열처리하여 완성하였다. 제조된 물질을 100 μm 이하로 분쇄하고 알루미나 도가니에 분쇄물, AgI, 그리고 AgX를 각각 7 g, 1 g, 2 g 씩 섞어 600 - 750 °C

에서 5시간씩 열처리하여 고화체 제조 여부를 판단하고자 하였다.

2.2 실험결과 및 분석

그림 1은 70 °C의 오븐에서 3일간 숙성시켜 제조된 제조된 겔의 형상을 나타낸다. 3일간의 숙성 과정을 거치며 TEOS 내의 Si-OR 결합은 수화반응을 통해 Si-OH 결합으로 변형되고, Si-OH는 에탄올과의 축합반응을 거쳐 Si-O-Si의 3차원 폴리머 구조를 형성하게 되어 겔이 만들어지게 된다. 그림 2는 졸-겔법을 통해 만들어진 물질의 상을 분석하기 위해 X-선 분석을 한 결과를 나타낸다. 가장 특징적인 피크는 은인데, 이는 졸-겔화 반응에 참여하지 않은 AgNO_3 에서 NO_3 가 휘발한 뒤 남은 잔여물로 여겨진다. 은으로부터 나타나는 피크를 제외하고 확연히 드러나는 피크는 나타나지 않고 있으며 이는 졸-겔법을 통해 만들어진 물질이 결정질이 아닌 비결정질로 이루어져 있음을 시사한다. 그림 3은 졸-겔 물질에 AgI와 AgX를 혼합하여 600 °C부터 열처리하여 만든 고화체의 형상을 보여준다. 열처리 온도가 증가할수록 표면의 노란 색깔이 없어지는 것을 확인할 수 있는데, 이는 AgI가 휘발하여 없어지는 현상에 따른 것이다. 육안으로 확인할 수 있듯이 750 °C까지 열처리해도 단단한 잉곳의 형태로 만들어지지 않고 있으며, 이는 AgX에 실리카와 알루미늄 성분 다량 함유되어 있기 때문에 소결을 위해서는 더 높은 온도가 요구됨을 의미한다. 소결온도를 낮추기 위한 방안으로 Na 등의 알칼리 원소를 첨가하거나 졸-겔 물질 생성시 인의 비율을 높이는 방법을 생각해 볼 수 있을 것이다.

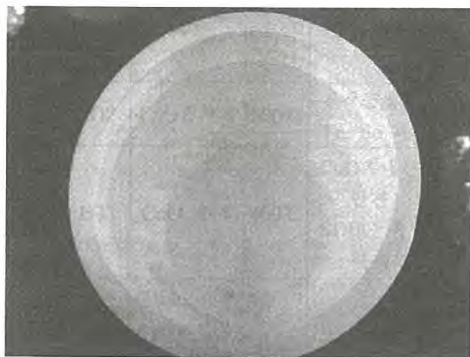


Fig. 1. Gel product after ageing produced by sol-gel route in $\text{Ag}_2\text{O-P}_2\text{O}_5\text{-SiO}_2$ material.

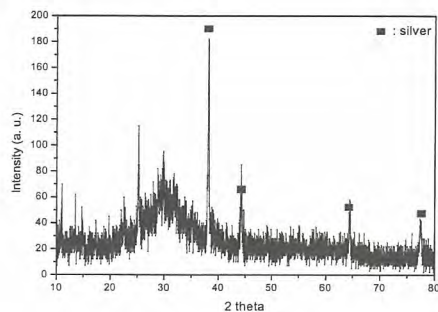


Fig. 2. XRD Pattern of $\text{Ag}_2\text{O-P}_2\text{O}_5\text{-SiO}_2$ material that shows the peak of silver.



Fig. 3. Morphology of AgI/AgX waste forms at 600, 650, and 750 °C using sol-gel product (from left).

3. 참고문헌

- [1] L.L. Burger, R.D. Scheele, and K.D. Wiemers, "Selection of a Form for Fixation of Iodine-129", Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-4045 (1981).
- [2] H. Fujihara, T. Murase, T. Nishi, K. Noshita, T. Yoshida, and M. Matsuda, "Low Temperature Vitrification of Radioiodine Using AgI- $\text{Ag}_2\text{O-P}_2\text{O}_5$ Glass System", Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 556, (1999).

실제규모 폴리머고화체 성능평가

박정수, 이병식, 조동준*

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354

*한국수력원자력(주), 서울시 강남구 영동대로 520

jspark@kepco-enc.com

1. 서론

원전에서 발생하는 고체방사성폐기물은 폐수지, 농축폐액 슬러지와 같은 습식폐기물과 건식폐기물로 분류된다. 특히, 습식폐기물은 운반 및 처분하기 전에 고화하거나 고건전성용기에 포장하여야 한다. 반면에 건식폐기물은 일반적으로 등급 "A"로 안정화 처리를 요구하지 않는다. 습식폐기물 고화처리 방법으로 현재 다양한 고화체와 기술들이 이용되고 있으며, 폴리머를 이용하여 폐기물을 고정화하는 기술이 개발되어 적용되고 있다. 습식폐기물을 처리하기 위하여 폴리머고화설비가 신고리 1,2호기에 최초로 도입된 이후 후속 원전에도 적용되고 있다.

폴리머고화체는 미국 NRC의 고화체에 대한 기술지침 및 국내 방사성폐기물처분장의 인수기준을 만족하여야 한다. 국내 신고리 1,2호기 폴리머고화설비 공급사와 신고리 3,4호기 공급사는 농축폐액 및 폐수지고화체가 성능기준을 만족함을 보여주기 위하여 제3기관을 통해 실험실규모 및 실제규모의 폴리머고화체 성능시험을 수행하였다.

본 논문에서는 폴리머고화설비의 인허가 시험성을 입증하기 위하여 실제규모의 폴리머고화체 성능시험을 추가적으로 수행한 국내 공급사들에 대해 폴리머고화체의 안정성 요건을 만족하는지를 평가하였으며, 그 결과를 제시한다.

2. 본론

2.1 고화체 성능시험 허용기준 및 시험 결과

2.1.1 고화체 성능시험 허용기준

폐기물 고화체의 구조적 안정성을 입증하기 위한 시험은 Table 1과 같이 미국 NRC의 고화체에 대한 Technical Position에 제시된 시험 방법 및 허용기준을 적용하였다.

신고리 1,2호기 및 신고리 3,4호기 폴리머고화설비 공급사는 제3기관을 통해 농축폐액 과립 및 이온교환수지

Table 1. Acceptance Criteria for Test of Waste Form.

시험 종류	시험 규격 (절차)	허용 기준
단순 압축강도	NRC TP (Rev.1) ASTM C39	500 psi 이상
열순환	NRC TP (Rev.1) ASTM B553	육안검사, 열순환 후 압축강도 기준 만족
방사선 조사 (수지 : 10^8 rads) (기타 : 10^9 rads)	NRC TP (Rev.1)	육안검사, 방사선 조사 후 압축강도 기준 만족
미생물	NRC TP (Rev.1) ASTM G21 & G22	육안검사, 미생물 시험 후 압축강도 기준 만족
침출 (90일 침수)	NRC TP (Rev.1) ANS 16.1	침출지수 6 이상
침수 (90일 침수)	NRC TP (Rev.1) ANS 16.1	육안검사, 침수 전 압축강도 75% 이상
유리수	NRC TP (Rev.1) ANS 55.1	고화체 체적의 0.5% 미만
Full Scale (28일 양생)	NRC TP (Rev.1)	압축강도/침수 시험 기준 만족

2.1.2 폴리머고화체 성능시험 결과

Table 2. Test Results of Radwaste Waste Form.

항목	허용기준	SKN 1,2 공급사 (과립/수지)	SKN 3,4 공급사 (과립/수지)	
단순 압축강도	> 500 psi	7,707 psi/ 4,456 psi	7,512 psi/ 3,248 psi	
방사선 조사 (수지: 10 ⁸ rads) (기타: 10 ⁹ rads)	> 500 psi	3,400 psi/ 2,917 psi	3,118 psi/ 4,336 psi	
침출시험 (90일 침수)	침출지수 > 6	Co : 13.8/∞ Cs : 10.2/∞ Sr : ∞/∞	Co : 12.8/15.6 Cs : 11.8/9.8 Sr : 14.4/15.9	
침수시험 (90일 침수)	> 500 psi	6,290 psi/ 4,340 psi	6,135 psi/ 2,818 psi	
열순환시험	> 500 psi	7,014 psi/ 4,346 psi	7,295 psi/ 3,213 psi	
생분해성시험 (G21 : G22)	> 500 psi	5,700 : 5,850 psi/ 3,382 : 3,550 psi	7,290 : 6,628 psi/ 3,084 : 4,022 psi	
실 제 규 모	압축강도	> 500 psi	3,335 psi/ 2,421 psi	3,830 psi/ 3,321 psi
	침수시험	> 500 psi	3,583 psi/ 2,002 psi	3,846 psi/ 3,210 psi
	유리수	0.5% 미만	없음/없음	없음/없음

환수지 고화체 시편으로 실험실 및 실제 규모의 폴리머고화체 성능시험을 수행하였으며, 시험결과 고화체의 미경화 부분, 갈라짐, 박편 및 변형이 없었으며, Table 2에서 보듯이 성능시험 기준을 만족하였다.

2.2 실제규모 농축폐액고화체 성능시험

2.2.1 농축폐액고화체 제작 현황

신고리 1,2호기 및 신고리 3,4호기 폴리머고화설비 공급사는 규제기관의 요청에 따라 인허가 시험성을 입증하기 위해 실제규모의 농축폐액 폴리머고화체 성능시험을 추가적으로 수행하였다. 실제 신고리 1,2호기 역삼투압설비 운영시 발생하는 농축폐액의 성분을 분석하고, 이를 근거로 모사폐액(B:30w%, Ca:19w% 외 7개 원소 포함)을 제조하여 각각 신월성 1,2호기* 및 신고리 3,4호기의 농축폐액처리설비를 이용하여 건조된 과립물을 생산한 후 200리터 드럼에 넣고 신월성 1,2호기* 및 신고리 3,4호기의 폴리머고화설비로 폴리머고화체를 제작하였다.(*관리구역 설정으로 성능시험이 불가능함에 따라 신고리 1,2호기와 동일한 설비이므로 대체 사용됨.)

2.2.2 농축폐액고화체 성능시험 결과

신고리 1,2호기 농축폐액폴리머고화설비 공급사는 28일 경과 후 농축폐액고화체 1드럼에 대해 4곳을 천공, 원기둥 형태(직경 5 cm, 높이 10 cm)의 시편을 만들어 이중 7개와 12개를 선정하여 압축강도 및 침수시험에 사용하였다. 농축폐액고화체의 외관 육안검사 결과 고화상태가 양호하고 균일했으며, 유리수가 측정되지 않았다.

신고리 3,4호기 농축폐액폴리머고화설비 공급사는 28일 경과 후 농축폐액고화체 2드럼에 대해 각각 8곳을 천공하여 총 80개의 시편을 만들어 이중 20개와 10개를 선정하여 압축강도 및 침수시험에 사용하였다. 농축폐액고화체의 외관 육안검사 결과 고화상태가 양호하고 균일했으며, 유리수가 측정되지 않았다.

신고리 1,2호기 및 신고리 3,4호기 농축폐액폴리머고화설비 공급사가 수행한 실제규모 성능시험 결과(평균 값)는 Table 3과 같다.

Table 3. Test Results of R/O Con. Waste Form

종류		유리수	압축강도시험 (각 10개 시편)	침수시험(90일) (각 3개 시편)
1차	양이온 수지	없음	2,448 psi	2,464 psi
	음이온 수지	없음	2,011 psi	1,657 psi
	혼상이온 수지	없음	2,284 psi	2,002 psi
2차	음이온 수지	극미량	1,433 psi	N/A
	혼상이온 수지	없음	2,054 psi	N/A
3차	혼상이온 수지	없음	2,421 psi	N/A

2.3 실제규모 폐수지고화체 성능시험

2.3.1 폐수지고화체 제작 현황

신고리 1,2호기 폐수지폴리머고화설비는 신고리 3,4호기와 공용으로 사용되며, 신고리 1,2호기 공급사는 규제기관의 요청에 따라 실제규모의 폐수지 폴리머고화체 성능시험을 수행하기 위하여 3차에 걸쳐 1,400리터 드럼 6개의 폐수지고화체를 제작하였다.

2.3.2 폐수지고화체 성능시험 결과

폐수지고화체에 대한 1차(각 드럼당 압축강도 시험용 시편 10개, 침수시험용 시편 3개), 2차(각 드럼당 압축강도 시험용 시편 10개) 및 3차(압축강도 시험용 시편 10개) 성능시험 결과(평균값)는 Table 4와 같으며, 변형, 균열 및 파쇄현상 없이 외관 상태는 양호하였다.

Table 4. Test Results of Spent Resin. Waste Form

항목	허용기준	SKN 1,2 공급사 (파립)	SKN 3,4 공급사 (파립)
단순 압축강도	> 500 psi	3,335 psi	3,700 psi
침수시험	> 500 psi	3,341 psi	시험중

3. 결론

폴리머고화설비의 인허가 시험성을 입증하기 위한 실제규모 폴리머고화체 성능시험을 통해 국내 공급사가 폴리머고화체의 안정성 요건을 만족하는지를 평가하였으며, 모두 폴리머고화체의 안정성 요건을 만족하였음을 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] NRC Technical Position on Waste Form, Rev.1, 1991.
- [2] 서울대학교/한국원자력엔지니어링㈜ "폴리머고화체 성능입증 보고서", 2010.
- [3] 군산대학교/㈜아해 "폴리머 고화체 성능입증 보고서", 2010.

Zircaloy-4 피복관의 500 °C 산화특성 연구

최용택, 이유리, 전민구, 이창화, 강권호, 박근일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ytchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료(SNF, spent nuclear fuel)의 재활용 과정에서 연료봉 인출, 절단 및 탈피복 공정에서 폐 피복관(Hull)이 발생한다. 여기서 분리된 폐 피복관은 SNF 원료 물질 대비 약 24 wt.%를 차지할 정도로 많은 비중을 차지한다. 하지만, 전처리 공정에서 발생하는 폐 피복관은 피복관 내부로 침투한 다양한 핵분열 생성물 및 완전히 제거되지 않고 남아있는 잔류 SNF등으로 인해 중저준위 폐기물로 처리가 어렵다. 하지만 최근에 폐 피복관의 Zr을 회수 할 수 있는 기술로 화학적 반응을 이용한 염소화법, 전기화학적 반응을 이용한 전해정련법이 연구되고 있다. 파이로 프로세스와 같은 건식 탈피복 공정에서는 산화 탈피복 공정을 거치게 된다. LOCA 조건에서의 연구는 활발히 보고되고 있는 반면, 저온에서 Zircaloy-4의 산화특성에 대해서는 자료가 충분하지 않다[1-3].

본 연구에서는 사용후핵연료를 재활용하기 위한 과정에서의 폐 피복관에 관한 연구를 위하여 일정한 조건하에서 산화시간이 Zircaloy-4의 산화에 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 질량변화를 시간에 따라 측정하였다. Hull은 외경 10.65mm, 내경 9.45mm, 길이 약 50mm에 질량 약 6.46 ~ 6.51g 으로 준비하였고, 온도 500°C에서 5, 10, 24, 72, 168, 336시간까지 질량변화를 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

산화 실험 전/후의 피복관의 형상 변화를 그림 1에 나타내었다. 5, 10, 24시간 산화한 피복관의 경우에는 검은색을 띄었으며 산화시간이 증가할수록 광택이 사라지는 것을 관찰 할 수 있었다. 하지만 72시간이상 산화한 피복관의 경우에는 산화 시간이 길어질수록 갈색으로 변화하는 것을 확인 할 수 있었다.

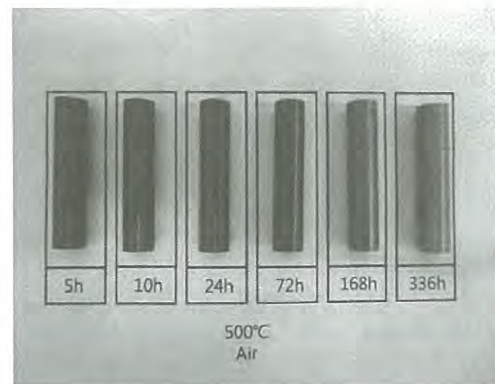


Fig. 1. Surface appearances of Zircaloy-4 hulls after oxidation testings at 500°C.

산화시간별 피복관의 질량 변화량과 SEM을 이용하여 측정한 산화시간 변화에 따른 산화층 두께의 변화를 그림 2에 나타내었다.

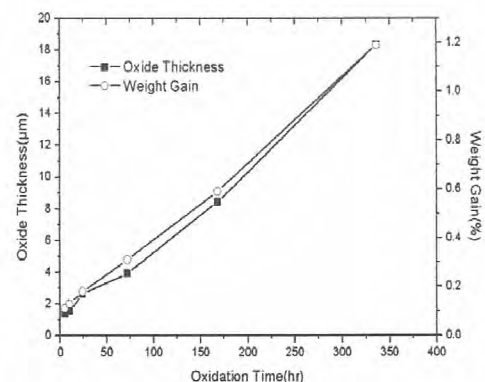


Fig. 2. Comparison of oxide thickness and weight gain as a function of oxidation time.

그림 2에서 볼 수 있듯이, 산화 시간이 증가함에 따라 질량변화량과 산화막의 두께가 각각 선형적으로 증가함을 알 수 있었고, 산화시간에 따른 산화막의 두께는 산화되어 증가한 피복판의 질량변화량과 관계있음을 확인 할 수 있었다.

그림 3에는 질량변화량과 산화막의 두께의 관계를 나타내었다. 그림 3에서의 Zircaloy-4 피복판의 산화막 두께와 산화 후 질량변화량의 그래프를 보면 선형관계인 둘 사이의 기울기 통하여 질량변화량을 알면 산화막의 두께를 예측 할 수 있음을 알 수 있다.

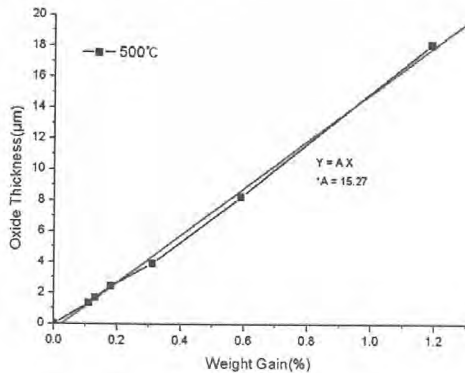


Fig. 3. Weight gain versus Oxide thickness of Zircaloy-4 hulls oxidized in air at 500°C.

앞의 그림 2,3의 산화막의 두께와 질량변화량의 관계와 기울기를 통하여 아래와 같은 식으로 나타낼 수 있다.

$$\text{Weight gain}(\%) = \frac{\Delta W}{W_0} \times 100 \dots\dots\dots (1)$$

$$\text{Oxide thickness}(\mu\text{m}) = \alpha \times \text{Weight gain}(\%) \quad (2)$$

$$* \alpha = 15.27$$

3. 결론

산화시간이 Zircaloy-4 피복판의 산화막 두께에 미치는 영향에 대한 연구를 수행하여, 산화시간-산화막 두께-질량변화량의 상관관계를 구하였으며, 이를 통하여

$$\text{Oxide thickness}(\mu\text{m}) = 15.27 \times \text{Weight gain}(\%)$$

의 상관관계를 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.

50 g 규모 염소화 공정을 통한 Zircaloy-4로부터 Zr 추출

전민구, 최용택, 이유리, 이창화, 강권호, 박근일
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
minku@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 회자되고 있는 국내 사용후핵연료의 포화 문제의 해결책으로 제시되고 있는 pyro-process는 기존의 습식 재처리 공정에서 이용되는 화학적 반응 대신 전기화학적 반응을 통해 사용후핵연료로부터 U 및 TRU를 핵비확산성을 유지하면서 회수하는 방법이다 [1]. Pyro-process를 이용한 사용후핵연료의 처리 공정에서는 염폐기물, 휘발성 핵분열 생성물 등 다양한 방사성 폐기물이 발생하는데, 이 중 큰 비중을 차지하는 것이 금속 폐기물이다.

Pyro-process의 금속 폐기물은 주로 폐 피복판과 구조재로 나누어지며, 각각이 차지하는 비중이 핵연료 물질의 25 wt.%, 10 wt.% 정도로 전체 폐기물에서 차지하는 양이 매우 크다고 할 수 있다. 기존의 문헌에 따르면 폐 피복판의 경우 피복판 내벽으로 침투한 핵분열 생성물, 완벽히 제거되지 않은 채 피복판 외벽에 남아있는 잔류 사용후핵연료, 노심내 연소 중 생성된 방사화 핵종 등으로 인해 중저준위 폐기물로 분류가 어려운 상황이다. 따라서, pyro-process에서도 금속 폐기물이 전체 고준위 폐기물에서 차지하는 비중이 매우 클 것으로 예상되고 있다.

본 연구에서는 pyro-process 금속 폐기물 중 폐 피복판으로부터 Zr을 회수하는 방법 중 하나인 염소화 공정을 통한 고준위 폐기물 감량 가능성을 타진하였다. 염소화 공정은 폐 피복판 구성 물질의 약 98 wt.%를 차지하는 Zr을 선택적으로 Cl_2 기체와 반응시켜 휘발성이 좋은 ZrCl_4 형태로 변환하여 분리/회수하는 기술로 Zr의 높은 염화 반응성 및 ZrCl_4 의 낮은 비점을 이용한 방법이다. KAERI에서는 그 동안 HSC chemistry code를 이용한 열역학적 계산 및 기초 실험을 통한 자료 확보를 수행해 왔다 [2-5]. 기존 실험에서는 주로 10 g 규모로 부분적인 Zr 회수 실험만을 보고한 바 있으나, Zircaloy-4로부터 완전히 염소화를 진행한 경우의 연구에 대해서는 잘 알려져 있지 않다. 본 연구에서는 석영 반응기를 이용하여 50 g

규모의 Zircaloy-4 피복판의 염소화 공정을 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

본 연구에서는 기존에 보고된 바 있는 석영 반응기 시스템을 이용하여 반응 실험을 수행하였다 (Fig. 1) [5]. 염소화 반응은 70 cc/min Ar + 70 cc/min Cl_2 기체를 이용하여 380 °C에서 4 시간 씩 2 번을 반복하여 수행하였다. 산화 탈피복에 대한 효과를 고려하기 위해 염소화 반응 전에 Zircaloy-4 피복판을 5 cm 길이로 절단한 뒤, 500 °C에서 10 시간 동안 공기 분위기하에서 산화시켰다. 회수된 ZrCl_4 는 ICP-AES 및 IC 분석을 통해 조성을 확인하였고, 반응 잔류물은 SEM-EDS를 이용해 구성 성분을 확인하였다.

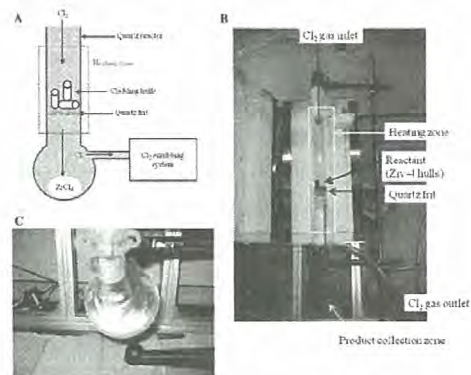


Fig. 1. Schematic diagram (A) and a picture of the quartz reactor set-up (B). Picture of the product collection zone during the chlorination reaction is also shown in (C) [5].

2.2 결과 및 논의

아래 Fig. 2에 반응전 피복판과 반응 결과물(회수된 ZrCl_4)의 사진을 나타내었다. Zircaloy-4 피복판의 무게는 51.7 g에서 4시간 반응 후 16.8 g으로 감소하였고, 이 때 회수된 반응 생성물은 83.5 g 이었다. 추가로 진행된 4시간 반응 후 얻

어진 반응 생성물은 38.2 g이었다. 각각의 생성물 내 Zr의 순도는 99.90, 99.59 wt.%로, 전체 회수물 내의 Zr 순도는 99.80 wt.%로 확인되었다. 조성 분석 결과를 토대로 계산된 Zr의 회수율은 산화로 인한 영향을 고려했을 때 97.48%로, 매우 높은 값을 확인하였다.

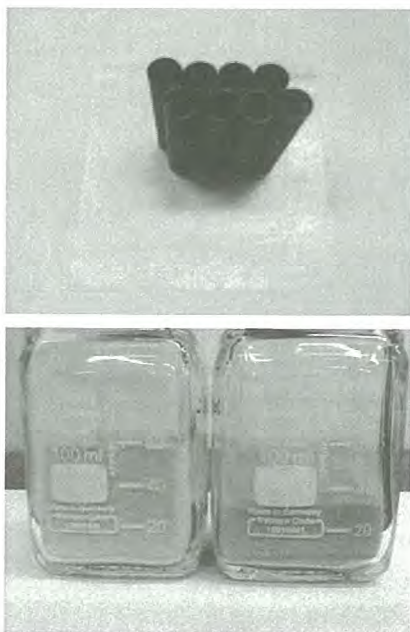


Fig. 2. Pictures of reactants (upper) and reaction products of the first (down, left) and second (down, right) reactions.

3. 결론

Zircaloy-4로부터 염소화 공정을 이용한 Zr회수 기술을 50 g/batch 규모에서 성공적으로 수행하였다. 회수된 Zr의 순도는 99.80 wt.%, Zr의 회수율은 97.48%로 확인되었다.

4. 참고문헌

- [1] H. Lee, G.-I. Park, K.-H. Kang, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho, and E. H. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol.43, pp.317-328, 2011.
- [2] M. K. Jeon, J. W. Lee, K. H. Kang, G. I. Park, C. H. Lee, J. H. Yang, and C. M. Heo, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol.289, pp.417-422, 2011.

- [3] M. K. Jeon, K. H. Kang, G. I. Park, and C. H. Lee, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol.292, pp.285-291, 2012.
- [4] M. K. Jeon, K. H. Kang, C. M. Heo, J. H. Yang, C. H. Lee, and G. I. Park, Journal of Nuclear Materials, Vol. 424, pp.153-157, 2012.
- [5] M. K. Jeon, K. H. Kang, G. I. Park, and Y. S. Lee, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol.292, pp. 513-517, 2012.

LiCl-KCl 용융염내에서의 ZrCl₄ 농도에 따른 Zr 전착물 형성 특성 연구

이창화, 이유리, 전민구, 강권호, 박근일

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

chwalee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 재활용하기 위한 건식처리 방법인 파이로 공정은 용융염에서 전기화학을 이용하여 미사용된 우라늄을 회수하고, 미회수 U와 Pu를 포함한 TRU(transuranic) 원소들을 분리없이 회수하여 4세대 원자로인 SFR 핵연료로 재활용할 수 있는 비핵확산성 처리기술이다 [1,2]. 현재 발전소 부지 내에 보관중인 사용후핵연료의 누적량과 저장고의 포화시기를 고려할 때, 파이로 공정을 이용한 사용후핵연료의 처리 및 재활용 기술은 발생하는 폐기물의 양을 획기적으로 줄임으로써, 안전한 사용후핵연료 관리와 폐기물 발생량을 근본적으로 해결할 수 있는 방법이라고 할 수 있다. 한국원자력연구원에서 개발 중인 파이로 공정에서는 사용후핵연료의 처리 및 재활용을 위해 핵연료집합체를 해체하고, 사용후핵연료를 피복관으로부터 분리, 원료물질을 제조하는 전처리 과정을 거친다. 이 때, Zr합금 물질로 구성된 피복관이 폐기물로 발생하는 데, 이는 사용후핵연료 10톤당 약 2.5톤의 양으로, 피복관 내면으로 침투된 방사성 핵종 및 잔류할 수 있는 극미량의 사용후핵연료 때문에 전량 고준위 폐기물로 분류된다 [3, 4]. 따라서, 피복관과 같이 사용후핵연료 처리 시 추가적으로 발생하는 고준위 폐기물의 처리에 대한 연구가 필요하다.

Zr 계열의 피복관은 약 98 wt.% 이상이 Zr으로 구성되어 있기 때문에 폐 피복관으로부터 Zr만 회수하여 중저준위로 처분 또는 재활용할 경우, 고준위 폐기물의 양과 부피를 효과적으로 줄일 수 있다. 대표적인 Zr회수 기술 중 하나인 전해정련은 Zr을 고순도로 분리해 낼 수 있다는 장점이 있으나, 일반적으로 사용되는 LiCl-KCl 용융염 내에서 산화/환원 반응이 복잡하고 얻어진 전착물 내 염의 포함량이 높아 회수 속도가 느리다는 단점이 있다.

본 논문에서는 Zr의 전해정련을 위해 사용되는 LiCl-KCl 용융염에 첨가되는 개시제인 ZrCl₄의 농도 변화가 Zr의 전기화학적 거동 및 회수 전착물의 특성에 어떠한 영향을 미치는 지에 대해 연구를 수행하였다.

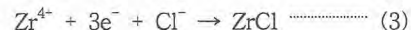
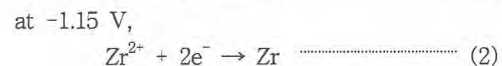
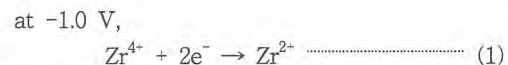
2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에서는 99.9 % 순도의 LiCl과 KCl을 각각 250도의 가열로에서 약 10시간 동안 수분을 제거한 뒤, 44:56의 wt.% 비로 혼합한 용융염을 사용하였다. 모든 실험은 수분과 산소를 ppm단위로 조절할 수 있는 Ar분위기의 glove box내에서 수행하였다. 개시제로 ZrCl₄의 농도를 0.5 wt.%, 1 wt.%, 4 wt.%로 조절하였으며, 전해액의 온도는 500℃로 유지하였다. 작업전극(WE)은 W wire 또는 stainless steel (SS) wire를 사용하였으며, 상대전극(CE)과 기준전극(RE)으로는 각각 Zr rod와 Ag/AgCl을 사용하였다. Cyclic voltammetry와 chrono- amperometry와 같은 전기화학측정을 위해 BioLogics사의 Model SP-150 potentiostat/galvanostat 장치를 이용하였다.

2.2 실험결과

ZrCl₄의 농도에 따른 Zr의 전기화학 거동을 살펴보기 위해 cyclic voltammetry를 측정하였다. 그림 1은 ZrCl₄농도를 0.5 ~ 4.0 wt.%로 변화시켰을 때의 voltammogram을 나타낸다. Ag/AgCl 기준전극 대비 약 -1.0 V와 -1.15 V에서 나타나는 peak은 각각 다음과 같은 반응이 일어나는 것으로 예상된다 [5].



Zr의 환원반응에 대한 peak 위치는 ZrCl₄의 농도에 따라 큰 영향이 없는 것으로 나타난 반면, 산화 반응에 있어서는 큰 차이를 보였다. 특히, 산화반응에서 나타나는 두 개의 peak 위치와 크기의 비율이 ZrCl₄가 증가함에 따라 변화하는 것으로 나타났다. 약 ZrCl₄가 0.5 wt.% 일 때, -0.9

V에서 나타나는 peak의 크기가 -0.8 V의 위치에 나타나는 산화 peak에 대해 상대적으로 증가하는 경향을 보였다.

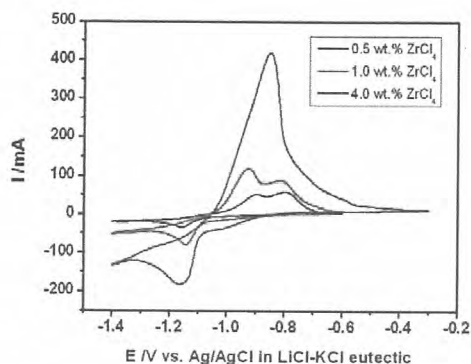


Fig. 1. Cyclic voltammograms for W working electrodes in 500 °C LiCl-KCl molten salts with various concentrations of $ZrCl_4$.

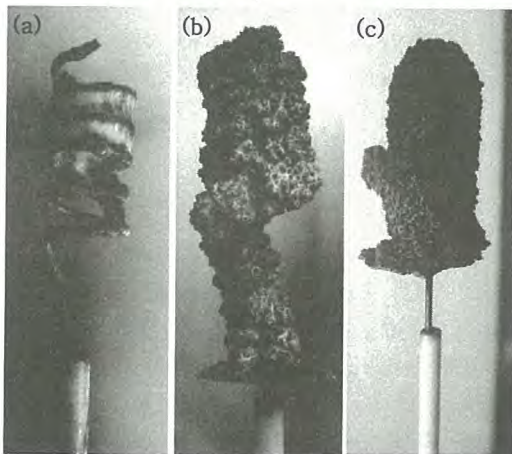


Fig. 2. Deposited Zr on working electrodes at various concentrations of $ZrCl_4$; (a) 0.5 wt.% $ZrCl_4$ (-1.1 V for 4 hrs), (b) 1.0 wt.% $ZrCl_4$ (-1.1 V for 2 hrs), and (c) 4.0 wt.% $ZrCl_4$ (-1.15 V for 1 hr).

그림 2는 Ag/AgCl 기준전극 대비 -1.1 V 혹은 -1.15 V에서 전착시킨 음극 사진이다. $ZrCl_4$ 의 농도에 따라 전착속도가 달라지는 것을 확인할 수 있으며, 이에 따라 전착물 내에 포함되는 염의 양이 달라짐을 알 수 있다. 또한, 그림 3과 같이 $ZrCl_4$ 의 농도가 상대적으로 낮은 조건에서 전착 전위를 음의 방향으로 낮추어 전착속도를 낮춘 결과, 전착물 내에 포함되는 염의 양을 줄일 수 있었다.



Fig. 3. Deposited Zr on SS working electrode at -1.02 V in the presence of 1.0 wt.% $ZrCl_4$. Deposition was performed for 4 hrs.

3. 결론

LiCl-KCl 공용염에서 Zr 전해정련 시, 개시제로 첨가되는 $ZrCl_4$ 의 농도와 전착 전위에 따라 음극에 회수되는 전착물의 형상이 변화함을 확인하였다. 특히, 전착물 내에 포함되는 염의 함량을 줄이기 위해서는 개시제의 농도와 전착 조건의 최적화가 선행되어야 한다.

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] T. Inoue, Prog. Nucl. Energ., 40, 547 (2002).
- [3] T. S. Rudisill, J. Nucl. Mater., 385, 193 (2009).
- [4] 중·저준위 방사성폐기물 처분시설 인도규정, 과기부고시 제01-32호 (2009).
- [5] C. H. Lee, K. H. Kang, M. K. Jeon, C. M. Heo, and Y. L. Lee, J. Electrochem. Soc., 159, D463 (2012).

유도가열저온용융로를 이용한 필터의 유리화 타당성 연구

조현제, 김천우

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

cho@khnp.co.kr

1. 서론

최근 국내의적으로 후쿠시마 원전 사고 이후 방사성폐기물에 대한 관리 요건이 엄격하게 강화되고 있으며, 부피를 감소시키면서 처분 요건을 충족할 수 있는 폐기물 처리 연구가 활발하게 진행되고 있다. 일반적으로 폐필터 알루미늄 금속은 드럼포장 후 압축하여 보관처리 되고 있으나, 일본에서는 드럼저장 상태의 처분 부적합 연구내용으로 인해 필터 여과재를 안정적으로 처리하는 방안이 대두 되었다. 미국, 일본 등은 사용후 필터를 폐기물 조밀성을 위해 압축 또는 드럼에 포장하거나, 시멘트 및 아스팔트 등의 첨가제를 활용하여 고화·처리하고 있으나 처분요건을 만족하지 못하는 것으로 평가되었다[1]. 본 연구는 원전 및 방사선관련 설비에서 발생하는 필터에 대한 유리조성을 개발하고 생성 유리의 특성분석 등을 통해 유리화 타당성을 도출하는데 목적이 있다. 이를 위해, 필터를 용융로에서 산화시켜 유리 구성원소인 SiO_2 등으로 만들기 위해 일정한 조성을 갖는 붕규산 유리프릿(frit)과 혼합하여 사용하였다. 사용 후 필터의 유리화용 유리조성 개발에는 첨가제로 B_2O_3 , Na_2O 등을 이용하였다. 이를 통해 필터의 유리조성 개발로부터 점도, 전기전도도 등 최적 용융로 운전 인자 도출과 적절한 폐기물 투입률을 통해 고품질의 최종 유리고화체를 확보하는데 있다.

2. 본론

2.1 유리조성 개발

본 연구에 사용된 사용 후 필터는 비산재(fly ash) 필터, Ca 필터, AgX 필터로 이루어져 있다. 비산재 필터의 경우 주요 구성성분은 Al_2O_3 와 SiO_2 가 90 wt% 이상, Ca/AgX 필터의 경우 Al_2O_3 와 SiO_2 가 70 wt% 이상 분포되어 있다. 사용 후 필터의 유리화용 유리조성 개발에 첨가제로 B_2O_3 , Na_2O 등을 이용하여 최적의 유리조성과 일정 온도영역에서 적절한 점도 분포를 이루도록

하였다. 주요조성은 Fly Ash의 경우 대부분 SiO_2 에 Al_2O_3 및 Na_2O 로 구성되어 있고, Ca/AgX의 경우 대부분 SiO_2 및 P_2O_5 로 구성되어 있다. 사용 후 필터에 대한 유리조성 2종에 대한 산화물 분포는 Table 1과 같으며, 후보 유리에 대한 물리·화학적 특성은 Table 2에 나타내었다. Fly Ash 필터의 경우 폐기물 투입량은 70 wt% 내에서 최적의 용융 조건을 확보할 수 있었으며, 유리고화체의 침출률도 기준유리에 비해 양호한 것으로 나타났다. Ca/AgX 혼합 필터는 폐기물 투입량이 50 wt% 정도에서 고품질의 유리고화체가 생성되었다.

Table 1. Compositions of Candidate Glass for Spent Filter.

Glass	Fly Ash	Ca/AgX
Oxide Compound	Content at WL 70 wt%	Content at WL 50 wt%
SiO_2	42.7	14.1
Al_2O_3	17.0	6.7
Li_2O	5.3	0
Na_2O	15.0	3.0
CaO	0	17.0
P_2O_5	0	50.0
Others	20.0	9.2

*) WL means waste loading

Table 2. Physical Properties of Candidate Glass for Spent Filter.

Characteristics	Fly Ash	Ca/AgX
7-Day PCT* (g/m^2)	Li	0.7
	B	0.7
	Na	0.8
	Si	0.4
Viscosity (poise)†	24	73
Conductivity(S/cm)†	0.9	0.2
Density (g/cm^3)	2.5	2.8
Waste Loading (%)	70	50

†) 1,150℃ at CCIM

*) Values were calculated by using GlassForm program.

2.2 유리특성 시험

CCIM을 이용한 1,150 °C 환경에서 고품질의 최종 유리고화체를 생성할 수 있는지를 평가하기 위해, 먼저 폐기물을 조성유리인 프리트(frit)과 혼합 후 점토 도가니(clay crucible)에 옮겨 담아 MoSi₂ 발열체 전기를 이용하여 1,150 °C에서 1~2시간 동안 가열한 다음 유리고화체를 제조하였다[2]. 컴퓨터분석에서는 사용 후 필터에 대한 유리조성체 점도에서 비산재 필터가 Ca/AgX 혼합필터 보다 낮게 나타났는데, 실제로 유리를 용융시켜 흑연 몰드에 부었을 때 비산재 필터의 유리고화체는 쉽게 배출되는 반면 Ca/AgX 혼합 필터의 유리고화체는 배출이 쉽지 않았다. Fly ash 70 % 이상을 함유한 유리고화체의 전기전도도 측정을 위해서 알루미늄 도가니에 전기전도도를 측정하고자 하는 유리를 넣고 측정온도까지 온도를 맞추어 15 mm 간격으로 고정된 두개의 백금(Pt) 전극을 유리용탕 10 mm 깊이까지 삽입하였다. 여기에 주파수 1 kHz로 고정된 LCR meter를 이용하여 용융유리의 저항을 측정하였고 이 값을 전기전도도로 환산하였다. 온도 871~1,165 °C 범위에서 측정된 전기전도도 값을 이용하여 900~1300 °C 온도범위에서 전기전도도 값으로 계산한 결과, 유리는 측정온도 구간에서 유리의 용융상태의 전기전도도 요구치(0.1~1.0 S/cm)를 만족하였다.

3. 결론

유리조성 개발 결과 Fly ash 필터를 붕규산 유리에 20 wt% 투입한 결과, 점도와 전기전도도 및 PCT는 기준유리의 기준값 이하로 양호하게 나왔다. 이것은 컴퓨터 프로그램(Glass Form)으로 계산된 값과 실험실에서 수행한 결과가 일치 하는 것으로 확인 되었다. Waste loading을 높이기 위해 첨가제로 B₂O₃와 Na₂O에 사용 후 필터를 45 wt%로 하였으나 높은 점도(212 poise)로 인해 배출이 원활하지 못했다. 그러나 PCT 결과는 매우 양호한 결과를 보였다. 폐기물 감용효과 향상과 저 점도를 위해 Fly ash 사용 후 필터에 다수의 첨가제(B₂O₃+Na₂O+Li₂O)를 혼합 한 결과는 다음과 같다. Fly ash 70 % 이상을 함유한 유리고화체의 점도와 전기전도도 측정값은 용융로 운전온도 범위에서 100 poise 이하 및 1.0 S/cm 이하를 보여주었다. 또한 유리의 액상 온도를 측정하기 위해 gradient furnace에서 열처리된 시편을 편광

현미경을 이용하여 결정 생성에 대한 분석결과 사용 후 필터 유리의 액상온도(T_l) 947.6 °C 이상에서는 결정이 없이 균질한 상태를 유지하는 것으로 나타났다. 따라서 사용 후 필터의 경우 폐기물내 무기물 함량을 기준으로 유리고화체 내에 처리(loading) 할 수 있는 폐기물 양을 시험한 결과, fly ash 필터의 경우 70 % 정도이고 Ca/AgX 혼합필터의 경우 50 %가 적절한 것으로 나타났다. 유리고화체 2종에 대한 침출시험 결과는 Table 3과 같다. 침출용액을 ICP-AES로 분석 한 후 침출률을 계산한 결과 각 원소에 대한 침출률은 기준유리에 비해 현저히 낮은 것으로 분석되었다. 따라서 본 연구로부터 개발된 유리조성을 이용하여 유리화 할 경우 고품질의 유리고화체가 생성됨을 확인하였다.

Table 3. Comparison of leaching test results for candidate glass and standard glass.

Class	Ash	Ca/AgX	SRL-EA
Experimental Duration(day)	7	7	-
Oven Temperature(°C)	90	90	-
Leachate(pH)	10.7	11.8	-
Si (g/m ²)	0.31	0.09	< 2.24
Li (g/m ²)	0.67	-	< 4.93
B (g/m ²)	0.71	0.13	< 9.94
Na (g/m ²)	0.75	0.15	< 7.43

4. 참고문헌

- [1] Charles Jensen, EPRI International Low-Level Waste Conference, "The Role of Advanced Polymer Solidification in a Comprehensive Plan for Handling, Storing and Disposing of Class B & C Resins and Filters, June 24-26, 2008.
- [2] KHNP 기술보고서, "붕산농축폐액 유리화 타당성 연구보고서", TR-E08NS27-S2009-85, 2009.

APR+ 원전 방사성폐기물 유리화설비 개념설계

박윤규, 김천우, 박종길

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70

pyka@khnp.co.kr

1. 서론

울진 원자력발전소 방사성폐기물 유리화설비가 2009년 상업운전을 시작하고 있으나, 울진 원전에만 한정이 되어 있다. 따라서 타 원전부지에서 발생되는 방사성폐기물을 유리화 할 필요성이 대두되어, 향후 원자로 모형인 APR+ 원전에 유리화설비 건설이 포함되었다. 울진 유리화설비의 운전경험과 유지보수를 토대로 하여 유리화설비를 개념설계하였다. 본 논문의 개념 설계 자료들은 APR+ 원전 유리화설비의 기본설계 및 상세설계, 기자재 제작에 기본 자료로 활용될 예정이다.

2. 본론

2.1 APR+ 유리화 대상폐기물 발생량 분석

유리화 대상폐기물은 가연성 잡고체폐기물, 농축폐액, 폐수지이며, 폐기물에 대한 감용비는 잡고체폐기물 82, 농축폐액은 1.5, 폐수지는 29이다.

APR+ 원전 고체방사성폐기물 예상발생량인 운전기대치는 유리화설비를 도입함으로써 폐필터, 비가연성폐기물을 제외한 유리화 대상폐기물에서는 연간 484드럼에서 83드럼으로 감소된다.[표 1]

Table 1. Estimated Solid Waste after Vitrification.
(Drum/yr, for one Unit)

유리화 대상폐기물	유리화 처리전	유리화 처리후
	발생량(드럼)	발생량(드럼)
가연성잡고체	342	4
폐수지	35	1
농축폐액	107	71
유리화설비 2차 폐기물	0	7
계	484	83

2.2 유리화설비 개념설계

대상폐기물을 유리화하기 위하여 유리화설비의 개념설계를 수행하였다. APR+ 원전에 유리화설

비가 도입됨으로써 기존의 폴리머고화설비는 제외하였다. 폐기물 전처리 계통은 잡고체 폐기물, 농축폐액 및 저방사성 폐수지 등 유리화 대상폐기물을 각 폐기물별 인수기준 및 저온용융로의 투입조건에 적합하도록 폐기물을 처리하는 전처리 설비와 각 대상폐기물을 투입장치로 이송하는 공급계통으로 구성되어 있다. 폐기물 및 유리조성체 공급계통은 폐기물 전처리 계통으로부터 이송된 처리 대상폐기물과 유리조성체를 저온용융로에 일정량씩 정량적으로 공급하는 기능을 수행한다. 공급설비는 울진 유리화설비의 운전 및 정비 경험을 반영하여 단순화하였다.

저온용융로는 폐기물을 저온용융로 내에서 열분해 및 용융방법에 의하여, 폐기물 내의 유기성분은 제거하고 중금속 및 방사성 핵종들과 같은 무기 성분들은 산화시켜 유리로 만드는 기능을 갖는다.

저온용융계통은 크게 저온용융로와 저온용융로 가열장치 및 저온용융로 냉각장치로 되어 있다. 저온용융로 상부는 폐기물 공급배관과 배기체 처리계통 연결배관이 설치되었으며, 저온용융로는 바닥에는 용융물 배출밸브와 버블러(Bubbler) 등이 설치되었다. 유리용융 후 유리용탕은 배출밸브를 통하여 용기(mold)에 부어져 저장된다.

배기체 처리계통은 입자상 물질을 제거하는 1차 처리계통과 기체상 물질을 제거하는 2차 처리계통으로 구성되었다. 1차 처리계통은 저온용융로부터 발생된 배기체에 포함되어 있는 입자상 방사성물질을 최대한 제거하기 위하여 2개의 고온필터가 병렬로, 2개의 고온 HEPA필터가 연결되어 있다. 2차 배기체 처리계통은 입자상 방사성 오염이 제거된 배기체내의 탄화수소류와 산성오염물, 질산화물, 방사성 옥소 등을 제거한 후 깨끗한 배기체를 대기로 방출하는 계통이다. 계통 구성은 후단연소기와 배기체 냉각기, 황화물 제거를 위한 습식세정기, 활성탄/HEPA필터, 배기팬 및 최후단에는 질소산화물 제거를 위한 선택적 촉매환원 반응탑의 순으로 배치되었다.

유리화설비 공정의 제어 및 감시는 APR+ 원전

복합건물 내에 위치한 유리화설비 제어실에서 원격으로 이루어진다. 유리화설비 제어계통은 설비의 제어 및 감시를 보다 안전하고 신뢰성 높게 수행할 수 있도록 하기 위해 울진 유리화설비의 운전경험을 토대로 구성되었다.

2.3 유리화설비 기기배치도 작성

작업자의 피폭을 최소화하기 위하여 차폐 셀(cell)을 설치하고 그 내부에 저온용융로와 고온필터를 배치하였으며, 차폐 셀에는 원격조종기를 설치하여 원격운전 및 유지보수가 가능하도록 하였다. 차폐 셀은 유리화구역의 중앙에 배치하여 폐기물 및 유리고화체 용기의 이송경로를 단축하였다. 폐기물 투입계통의 기기를 차폐 셀 상부에 설치하여 작업자의 피폭을 최소화하였다. 또한 울진 유리화설비의 공간부족 현상을 보완하여 APR+ 원전 복합건물의 유리화구역은 기존 울진 유리화설비 구역보다 증가하여 설계하였다.

APR+ 원전 복합건물의 구조영향을 최소화할 수 있도록 증량물인 차폐 셀을 최대한 하부 수직벽체에 일치하여 배치하였다. 공정기기들의 배치는 처리공정의 순서에 따라 배치하였으며, 각 기기의 반출입 통로 및 유지보수공간과 작업자의 접근이 용이하도록 작업자 통로를 최대한 확보하였다.

APR+ 유리화설비의 3차원 배치도를 그림 1에 나타내었다.

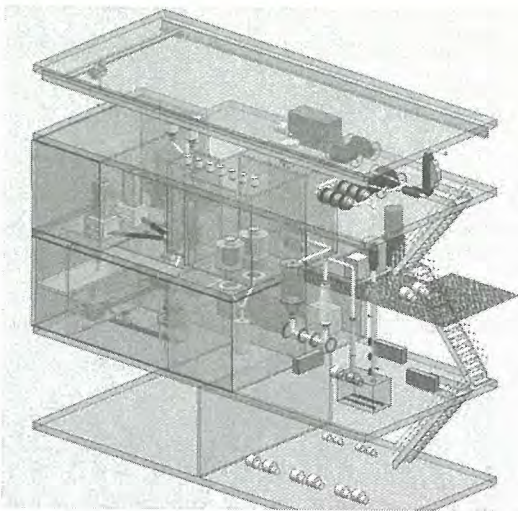


Fig. 1. 3-Dimension View of APR+ Vitrification Facility.

2.4 울진유리화설비 대비 개선사항

APR+ 원전 유리화설비는 울진 유리화설비의 운전 및 유지보수 경험을 토대로 설계되었다. 울진 유리화설비 대비 개선 사항을 표 2에 나타내었다.

Table 2. Improvement of APR+ Vitrification Facility Compare to Ulchin Vitrification Facility.

개선 항목	APR+ 유리화설비	울진 유리화설비
시설 면적	약 392m ² (118평)	약 232m ² (40평)
냉각수	원전에서 공급	자체공급(냉각탑)
스팀	원전에서 공급	자체공급(보일러)
냉동기	옥내 설치	옥외 설치
디젤 비상전원	전량공급(230kW)	일부공급(10kW)
저온용융로	직경 85cm	직경 55cm
고온필터	병렬	직렬

3. 결론

APR+ 원전 유리화 대상폐기물 발생량을 분석한 결과 폐기물별 감용비를 적용하여 연간 484드럼에서 83드럼으로 감소했다. 유리화설비 개념설계를 위하여 기존 울진 유리화설비의 운전 경험을 바탕으로 각 설비별 공정을 분석하고 설비를 개선하였다. 유리화설비 기기배치도에서는 기존 울진 유리화설비의 공간문제를 해소하여 기존 보다 약 3배 넓은 공간에 기기를 배치하고 고온필터를 병렬로 배치하는 등 공정을 개선함으로써 운전 및 유지보수 편의성을 향상하였다.

APR+ 원전 부지에 유리화설비가 설치됨으로써 부지내에서 발생하는 폐기물을 안정적으로 처리 가능해졌다. 또한 최종생성물인 유리고화체의 경우 시멘트 등 다른 물질에 비해 물리·화학적 견고성이 우수하여 APR+ 원전에 안전하고 효율적인 방사성폐기물 관리에 크게 기여할 전망이다.

4. 참고문헌

- [1] 한국수력원자력(주), “APR+ 설계기본요건 (TTR) 개발”, 2011.
- [2] 한국수력원자력(주), “APR+ Standard Safety Analysis Report(SSAR)”, pp 11.4.1 - 11.4.17, 2012.

분말형 폐기물의 유리화 특성시험 평가

이상우, 조현제

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70

sang@khnp.co.kr

1. 서론

원전 발생 부산농축폐액건조물에 대한 유리화 용융 시험을 위해 모의 분말을 이용하여 유리화 시험을 수행하였다. 유리화 기술은 중금속 및 방사성 핵종들과 같은 유해한 물질들을 유리 구조에 가둬 환경에 누출되지 않도록 영구적으로 격리시키는 기술로서, 시멘트 고화나 폴리머 고화 기술이 방사성 핵종들을 물리적으로 가두어 두는 기술인데 반해 유리화는 원자들간의 상호 화학적 결합을 이루도록 하는 기술이다. 따라서 유리화는 우수한 물리·화학적 내구성을 제공하게 되며, 폐기물의 높은 감용 효과도 얻을 수 있다[1]. 폐기물을 유리화하기 위한 최적의 유리조성은 유리첨가제(유리조성제) 선정, 폐기물 특성평가, 유리화 실증시험 단계를 거쳐 결정된다. 유리화 실증시험에서는 시험 편의상 원전 발생 폐기물과 동일한 화학조성의 모의 부산폐기물(이하 분말)을 제조하여 고형 정제화 하지 않은 상태로 투입하였으며, 분말을 단독으로 유리화 하는 경우와 W1(가연성잡고체+레진) 폐기물과 혼합하여 유리화를 하는 경우를 위해 본 연구에서 개발된 용융유리와 첨가유리를 사용하였다[2]. W1 폐기물과 분말의 혼합처리를 위해 개발된 유리조성체는 W1과 분말 투입비율을 고려하여 개발하였다. 본 논문에서는 분말형 폐기물 및 W1+분말 폐기물 유리화를 통해 배출된 유리 특성 등을 실증시험을 통해 확인하였다.

2. 시료특성

원전 발생 부산농축폐액을 건조할 경우 대표적으로 붕소 및 나트륨 산화물이 수분과 착화합물을 형성하기 시작하여 붕산($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$) 등으로 석출된다고 알려져 있다. 또한 부산건조물에 의해 최종 유리 조성이 어떻게 변화할지를 예측하기 위해서는 모의시료에 어느 정도의 수분이 함유되어 있는지를 알아야 한다. 그래서 시료에 흡수되어 있는 수분의 양과 붕소화합물과 수화물

을 이루고 있는 결정수의 양을 측정한 결과 약 25 wt.%로 나타났다. 즉 1회 시험 기간 중 10 kg 정도의 시료가 투입되면 이 중 약 2.5 kg은 수증기가 되어 배기체로 유입되고 나머지는 배기체로 휘발되지 않는 것만 유리 조성에 영향을 미치는 것으로 나타났다.

3. 결과 및 고찰

유리화 실증시험을 위해 저온용융로(Cold Crucible Induction Melter; CCIM) 내부에 최종 유리고화체로 발생되는 성분과 동일한 유리를 장입 후 점화용 Ti-링을 놓고 그 위에 다시 유리를 추가 장입하였다. 원활한 폐기물 투입을 위해 폐기물 저장호퍼에 가연성잡고체(DAW)와 수지를 시험 중 충분히 사용할 만큼 채웠으며, 분말 유리조성용 유리프릿과 W1+분말용 유리프릿을 투입량별로 준비하였다. 분말 단독 또는 혼합폐기물과 유리프릿에 대한 투입비는 유기물 변환율과 산화물 전환율을 고려하여 계산하였다. 분말을 단독으로 투입시, 유리고화체는 유리프릿과 폐기물 무기성분 투입 비율을 산화물 조성에 따라 약 2배로 하여 유리프릿 양을 정하였다. 혼합으로 투입하는 경우 W1과 분말의 비를 산화물 조성과 무기물 함량에 따라 정하였다. 단독 투입운전 조건은 분말 시료와 유리프릿을 3대1 비율로 일정하게 증가시켰으며, 혼합 투입운전은 W1과 분말의 투입비율을 변경하면서 그에 적합한 비율의 유리프릿을 투입하였다.

3.1 점화특성

고주파 발생기의 점화운전은 출력을 일정하게 유지한 후 점화가 지속되도록 출력을 조절하였으며, 점화 직후 Ti-링 산화를 촉진하기 위하여 버블러를 통하여 산소를 공급하고, CCIM 내부 상황에 따라 출력을 제어하여 충전된 유리가 충분히 용융되어 안정된 유리 용탕이 생성될 수 있도록 하였다. 모든 시험에서 CCIM 내부 상태는 점화 직후 Ti-링이 놓여진 위치 주변을 중심으로 중심

원으로 유리가 부풀어 오르고 중심 부분의 유리는 녹지 않은 상태로 상당기간 유지되는 현상을 보였으며, 육안관측 결과 유리 점도가 높은 것으로 나타났다.

3.2 공정특성

분말 시료에는 유해가스를 생성시킬 수 있는 물질이 함유되어 있지 않기 때문에 SOx, CO 등의 발생농도는 무시할 정도로 낮았다. 배기팬 전단의 DeNOx 및 stack 에서의 NOx, SOx는 검출되지 않았고, CO 및 CO₂의 값은 낮게 유지되고 있음을 확인하였다(Fig. 1). 초기 폐기물 투입전 후단연소기(Post Combustion Chamber; PCC) 기동시와 최종 폐기물 중단 후에는 배기체 농도가 운전 중일 때에 비해 일시적으로 높게 나타나는 경향을 보였다.

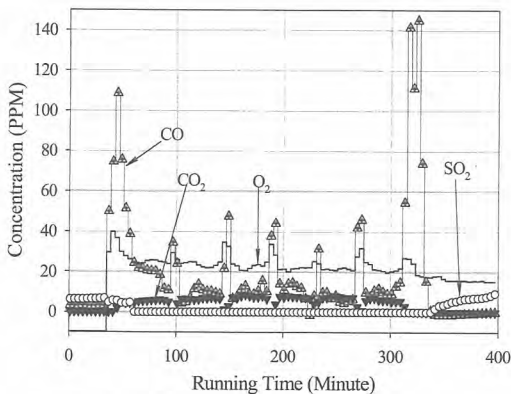


Fig. 1. Concentration of Gases at Stack.

4. 결론

분말에 대한 유리화 시험에서 투입을 달리하여 시험한 결과, CCIM 투입구에서의 비산 및 막힘이 없이 투입과 동시에 용융됨을 확인하였다. 각 주기별 시료를 채취하여 유도결합 플라즈마방출분광법(ICP-AES) 및 주사전자현미경(SEM) 분석을 수행하였다(Fig. 2). 각 유리시료에 대해 성분분석을 한 결과 Si 및 B가 대부분을 차지하는 붕규산 유리로 나타났다. Table 1은 유리화로부터 최종 생성된 유리고화체 시료에 대한 ICP-AES 분석결과를 보여주고 있다. 여기서 B₂O₃가 약 24~40% 정도 그리고 SiO₂가 32~45% 기타 Li₂O 및 Al₂O₃가 각각 10% 내외를 함유하고 있음을 보여주고 있다. 이것의 비율은 일반적인 붕규산 유리(SiO₂

와 B₂O₃가 70%이상[3])의 함량과 유사한 비율로서, 붕산폐기물을 유리화 할 경우 고품질의 유리가 생성됨을 보여준다.

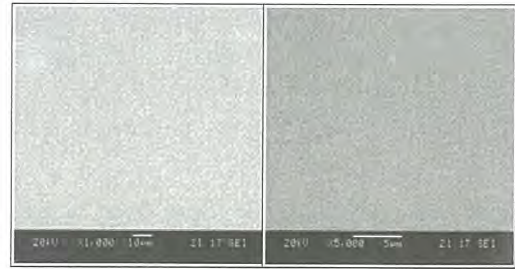


Fig. 2. SEM Images of Glass Products (left: Borate waste, right: Mixed waste).

Table 1. Chemical Composition of Final Products.

(unit : wt%)

Chemical components	Borate waste	Mixed waste
B ₂ O ₃	25.2±1.2	38.3±1.8
Na ₂ O	7.5±0.4	9.5±0.1
SiO ₂	44.8±0.4	33.3±1.2
Li ₂ O	9.3±0.4	7.2±0.5
Al ₂ O ₃	11.8±1.1	10.5±0.5
기타	1.4±0.1	1.2±0.1

*) a±b, a=mean value, b=standard deviation

5. 참고문헌

- [1] J. K. Park and M. J. Song, J. Waste Management Vol.18, pp157-167 (1998).
- [2] S.H. Shin, Y.K. Park, H.M. Oh, H.J. Cho and D.M. Kim, Feasibility Study on the Vitrification of Concentrated Boric Acid Wastes, NETEC Report (TR-E08NS27-S2009-85) (2009).
- [3] Henry D. Schreiber, J. American Ceramic Society, Vol.70(No.8) pp581-594 (1987).

HVAC 필터 유리화를 위한 전처리 방안 연구

김영일, 조현제

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

kvi0705@khnp.co.kr

1. 서론

최근 원전발생 방사성폐기물의 부피를 감소시키면서 처분 요건을 충족할 수 있는 고화처리 기술의 일환으로 유도가열식 저온용융로(Cold Crucible Induction Melter : CCIM) 및 플라즈마 토치용융로(Plasma Torch Melter : PTM)를 이용한 유리화(Vitrification) 연구가 활발하게 진행되고 있다. 한수원(주) 중앙연구원(주)은 2009년부터 울진 원전에 유리화 상용설비를 운영하고 있으며, 상기 설비를 통해 가연성잡고체 및 폐수지를 처리하고 있고, 한수원 중앙연구원 유리화 실증시험설비에 구축된 CCIM 및 PTM 실증설비를 통해서도 가연성 및 비가연성 폐기물에 대한 유리화 연구를 수행하고 있다.[1] 원전발생 중·저준위 방사성폐기물(Low-and Intermediate-Level Radioactive Waste : LILW) 중에는 작업종사자가 사용한 작업복 등의 가연성잡고체(Dry Active Waste : DAW)가 대부분을 차지하고 있으며, 액체처리계통에서 발생된 저방사성폐수지와 농축폐액 및 공기조화계통(HVAC)에서 발생된 사용후 필터 등이 있다. 일반적으로 필터는 압축하여 드럼 포장되어 어려워 최근에는 필터 여과재에 대한 고화처리 연구가 검토되고 있다.

원전의 공기조화계통에서 발생하는 사용후 필터는 유리섬유와 separator(알루미늄 금속)로 구성되어 있으며, 이들은 배기체를 흡착하기 때문에 방사성폐기물로 관리 운영되고 있다. 사용후 필터를 유리화하기 위해서는 유리섬유와 알루미늄을 CCIM에 투입하기에 적절하도록 전처리가 선행되어야 하며 이를 위해 본 연구는 전처리 방안을 도출하는데 목적이 있다.

2. 실험

본 연구에 사용된 사용후 필터는 유리섬유와 알루미늄 호일이 중량비로 약 1대 1.5로 구성되어 있으며, 원전 발생 사용후 필터의 발생비 평균으로 이용하였다. 전처리 방안으로는 분쇄를 통한 필터의 상

태, 압축에 의한 조형성 및 필터의 펠렛화 타당성을 다각도로 검토 하였다. 필터 분쇄를 위해서 별도의 분쇄기를 그림 1과 같이 제작하여 사용하였으며, 압축성형에서는 필터를 최대 60cm 정도 놓은 후 그림 2와 같이 12톤 프레스를 사용하여 압축 성형을 시도 하였다. 또다른 전처리 방법으로는 필터의 펠렛화를 위해 그림 3과 같이 기존 제약품 제조기기의 성형기를 이용하여 펠렛화 검증 실험을 수행하였다.

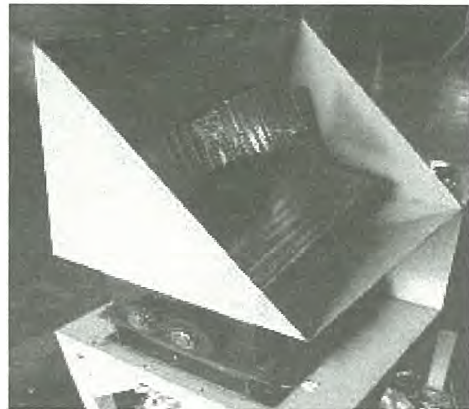


Fig. 1. Filter crusher.



Fig. 2. Compression for moulding.

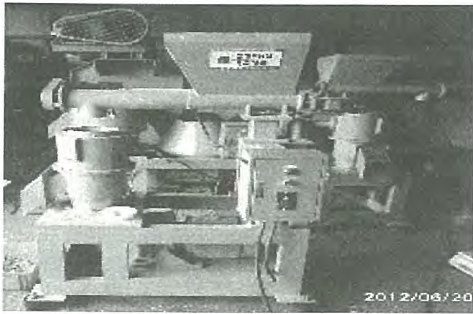


Fig. 3. Pellet moulding machine.

3. 결론 및 논의

HVAC 필터를 처리하기 위해 먼저 알루미늄과 유리섬유로 구성된 여재를 분쇄가 가능한지를 실험한 결과 그림 4와 같이 필터 여재가 양호하게 분쇄되었다. 필터 실험에서는 필터 여재인 알루미늄과 유리섬유를 압축하여 뭉쳐지는지를 12톤 프레스를 사용하여 실험하였는데 압축 전 두께가 60cm에서 압축 후 두께는 9cm로 압축되었지만 유리섬유와 알루미늄간에 상호 뭉쳐지는 않는 것으로 확인되었다. 따라서 표 1과 같이 압축에 의한 필터 전처리는 불가능한 것으로 판단되었다. 펠렛화 실험에서는 펠렛화가 크기별로 다양하게 되는 것을 그림 5와 같이 확인하였고 필터를 펠렛으로 전처리하는 것이 가능하다는 것을 검증하였다. 그리고 펠렛사이즈에 따른 펠렛과손율과 강도를 확인한 결과 표 2와 같이 나타났으며 펠렛 성형기의 내경사이즈가 클수록 많은 양이 압축되어 단단하게 펠렛으로 가공됨을 확인하였다.

Table 1. Test results of the filter preprocessing.

구 분	분 쇠	압 축	뭉 치	펠 렛
유리섬유	양호	미흡	불량	양호
알루미늄	양호	양호	양호	양호
혼 합	양호	미흡	불량	양호



Fig. 4. Crushed HVAC filter media.

Table 2. Results of the pellet moulding.

펠렛 사이즈	펠렛화율 (%)	가루발생율 (%)	펠렛 강도
7mm	68	16	양호
10mm	55	24	양호
15mm	40	35	미흡

울진 원자력발전소에서 발생한 HVAC 필터로 사용된 HEPA 및 MEDIUM 필터는 유리화하기 위해 별도의 전처리 과정이 필요하며, 이 경우 유리섬유와 알루미늄의 혼합 가능성이 중요한 변수가 된다. 분쇄의 경우 알루미늄과 유리섬유가 균등하게 골고루 분쇄가 잘되지만 입자 크기 조절이 중요하다. 그러나 알루미늄과 유리섬유를 압축/절단하여 폐기물 투입계통을 통해 저온용융로에 공급 가능한지를 확인하였는데 원하는 대로 두가지(유리섬유, 알루미늄) 재료가 혼합되어 압축되지 않는 것으로 나타났다. 따라서 분쇄된 알루미늄과 유리섬유를 펠렛성형기를 사용하여 펠렛화를 할 경우 유리화를 위해 저온용융로에 투입이 가능함을 확인하였다.



Fig. 5. Final product from pellet moulding machine.

4. 참고문헌

- [1] 조현제, 김득만, 박종길 “농축폐기물 유리화 위한 전처리 방안연구” 한국방사성폐기물학회 Vol. 8(3), pp.221~227, 2010.

현장 적용성 향상을 위한 silicotitanate의 입자화

김초롱, 박연진, 최상준

경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370번지

chorong@knu.ac.kr

1. 서론

Texas A&M 대학과 Sandia 국립 연구소, UOP사의 공동 개발에 의해 hydrous crystalline silicotitanate가 합성되었다. 이는 세슘에 대해 선택성이 높은 물질로 알려져 있으며, 미국 현지에서는 UOP사를 통해 IONSIV IE-910(파우더 형태) 또는 IE-911(입자 형태)라는 상품명으로 니오븀(Nb)이 포함된 silicotitanate를 합성하고 이를 zirconium hydroxide를 지지체로 결합하여 합성하는 특허를 출원하고 판매하고 있다. 또한 이 물질은 화학적, 열적, 방사성 안정성이 뛰어난 뿐만 아니라 Hanford와 Savannah River와 같은 많은 미국 내 DOE(Department of Energy of the U.S.A) 사이트에 저장된 방사성 폐수 내 방사성 세슘을 제거하기 위해 적용되고 있다 [1]. 현재 국내에서는 한반도 비핵화 선언에 의해 상업화된 silicotitanate의 수입이 금지된 상태이다. 그러나 제올라이트보다 향상된 세슘 선택성을 보이는 silicotitanate는 특정 방사성 폐액으로부터의 방사성 세슘 제거 후 2차 폐기물의 발생량을 대폭 감소시켜 처리비용의 감축에 상당한 기여를 한다. 그러므로 국내에서도 세슘에 대한 높은 선택성을 가지는 silicotitanate의 개발이 중요하다. 또한 UOP사와 같이 이를 현장에 적용하기 위해서는 파우더 형태보다는 입자형태가 반응동력 및 입자 회수 등에 훨씬 유리하다. 그러므로 본 연구에서는 silicotitanate를 합성하고 이를 알지네이트를 이용하여 입자화하는 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

본 연구에 사용된 silicotitanate는 sodium silicotitanate로서 $Ti : Si : Na : H_2O = 1 : 1 : 8 : 146$ 의 비율로 수열합성하여 제조하였다 [2]. 합성된 silicotitanate의 입자화 과정은 다음과 같으며 이는 Charkhi et al. (2012) [3]의 제올라이트 입자화 합성 과정을 변형하여 도출하였다.

Silicotitanate와 천연 점토, 초순수를 초음파를 이용하여 혼합한 후 교반된 혼합물에 충분한 양의 2 wt%의 sodium alginate를 혼합하였다. 슬러리 상태의 혼합물을 균등한 혼합물로 만들기 위해 혼합하고 1시간 이상 혼합물 내의 공기방울을 제거하기 위해 aging 시켰다. 혼합된 슬러리를 고화시키기 위해 정량펌프와 이중 노즐을 이용하여 0.1 M $CaCl_2$ 용액에 떨어뜨렸다. 형성된 구형 입자를 0.1 M $CaCl_2$ 용액에서 2시간 이상 교반시킨 후 초순수로 수회 세척하여 비반응성 물질을 제거하였다. 이어서 아세톤을 이용하여 입자 내에 있는 물을 건조하면서 추출하였다. 이 후 구형 입자를 24시간동안 건조하면 silicotitanate-sodium alginate 비드가 형성된다. 대부분의 다른 연구에서는 이러한 방법으로 반응성 물질-알지네이트 비드를 합성하고 이를 직접 환경적 유해물질 제거를 위한 흡착제로 적용하였다. 그러나 원자력 발전소에서 발생하는 중저준위 고체 방사성 폐기물은 시멘트 및 콘크리트 등과 혼합 고정화하여 중저준위 방사성폐기물처분장에서 방사성 핵종의 방사능이 소멸될 때까지 보관한다. 그러나, 유기물이 함유된 폐기물의 경우 장시간 보관하는 동안 유기물의 변성에 따른 가스 및 수분의 발생으로 인한 콘크리트 혼합물의 크랙(crack) 생성으로 장기간의 보관 안정성에 문제가 되고 있다. 그러므로 방사성 폐액 내 방사성 핵종의 제거를 위한 흡착제 또는 이온교환제는 무기성이 선호되며 본 연구에서 적용한 알지네이트 성분 역시 천연 고분자 물질로 유기성이다. 이러한 이유로 본 연구에서는 silicotitanate-sodium alginate 비드 내 알지네이트 성분을 제거하기 위해 유기물이 이산화탄소와 수분으로 변환되는 600℃에서 48시간 이상동안 합성된 비드를 소결시켰다. Silicotitanate의 입자화를 위한 도식적인 구성도는 다음의 Fig. 1과 같다.

파우더 형태와 입자형태의 silicotitanate의 기본 물성 평가를 위해 X선 회절 분석(XRD)과 열중량 분석(TGA)을 수행하였다. 파우더 형태와 입자형태의 silicotitanate의 세슘과 스트론튬에 대한

최대흡착량을 평가하기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였으며 흡착제의 양은 0.1 g으로 하였고, 방사성 모의 폐액은 $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$, CsNO_3 (Aldrich)을 이용하여 제조하였으며 농도는 1~20 mM로 하였다. 흡착실험은 15 mL conical tube (SPL, Korea)을 이용해 25°C에서 200 rpm으로 24 시간동안 교반하였다. 흡착처리 후 상등액 내의 코발트, 스트론튬, 세슘의 농도를 ICP-OES (PerkinElmer, Optima 2100 DV)로 분석하였다.

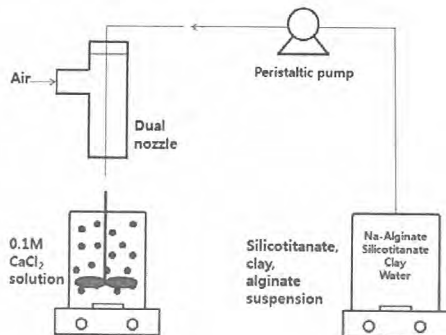


Fig. 1. The schematic diagram for granulation process of silicotitanate.



(a) UOP사의 silicotitanate(IONSIV IE-911)



(b) Our results

Fig. 2. Photographs of silicotitanate (a) IONSIV IE-911 and (b) our results.

2.2 결과

UOP사의 silicotitanate와 80%의 silicotitanate가 함유된 입자화된 silicotitanate의 사진이 다음 Fig. 2에 나타내었다. UOP사에서 제조된 silicotitanate는 지름이 0.2 mm이다. 본 연구에서 합성된 입자 형태의 silicotitanate는 2 mm 크기이다. 합성 입자의 크기는 air 노즐로 조절할 수 있으므로 본 연구에서도 반응성을 높이기 위해서 0.2 mm 사이즈로 합성이 가능할 것으로 판단된다.

3. 결론

Silicotitanate-sodium alginate 비드를 합성하고 이를 고온에서 소결하여 무기물질로만 이루어진 입자형태의 silicotitanate를 합성하였다. 이는 높은 현장 적용성, 빠른 반응성 및 방사성폐기물 처분장에서의 우수한 보관성 등의 장점을 가지는 복합체이다..

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 기초연구사업임. (과제번호: 2012R1A2A2A01011447)

5. 참고문헌

- [1] Z. Zheng, R.G. Anthony, J.E. Miller (1997): Modeling multicomponent ion exchange equilibrium utilizing hydrous crystalline silicotitanates by a multiple interactive ion exchange site model, Ind. Eng. Chem. Res. 36, 2427-2434.
- [2] A. Clearfield, A. Tripathi, D. Medvedev, A.J. Celestian, J.B. Parise (2006): In situ type study of hydrothermally prepared titanates and silicotitanate, J. Mater. Sci. 41, 1325-1333.
- [3] A. Charkhi, M. Kazemeini, S.J. Ahmadi, H. Kazemian, Fabrication of granulated NaY zeolite nanoparticles using a new method and study the adsorption properties, Powder Technology, doi:10.1016/j.powtec.2012.06.041

방사성 소각재 폐기물의 고화체 제조 및 특성평가

이윤지, 황두성, 이기원, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

yj1024@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설에서 발생하는 방사성 고체 폐기물을 소각처리 할 경우, 감용율이 높고 물리·화학적 으로 안정한 형태로 전환시킬 수 있다. 그러나 소각과정에서 방사성 폐기물은 반응성이 작은 소각재(Ash)의 형태로 전환되며, 소각재는 크게 배기체 처리장치에 포집되는 비산재(fly ash)와 연소실 바닥재(bottom ash)로 구분된다. 이들 소각재는 분산성이 크고 취급이 불편하며 소각 특유의 고감용 효과로 인해 유해중금속이나 방사성 핵종이 농축되어 있으므로 처분에 적합한 고품·안정화 처리가 필연적으로 수반되어야 한다.[1] 이에 본 연구에서는 포틀랜드 시멘트를 적용하여 소각재, 물, 시멘트의 고품화를 위한 최적비율을 찾고 처분장 폐기물 인수기준에 준하기 위한 압축강도 시험으로 고화체의 적합성을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

고화체의 제조에 사용된 소각재는 방사성 폐기물의 소각시설에서 배출되었으며, 포틀랜드 시멘트는 사용 제품을 사용하였다. 일반적으로 200 μ m미만[1] 크기의 비산재와 다르게 바닥재는 다양한 크기의 잔류물을 가지고 있으므로, 입도분포에서 약 80 %를 구성하는 9.4 mm미만의 크기로 체 거름하였다. 실험은 바닥재만이 함유한 고화체, 바닥재와 비산재를 혼합한 고화체의 제조 및 특성파악의 순서로 진행하였고, 소각재, 물, 시멘트의 혼합비는 다양하게 조정하였다. 이때 KS L 5109에 의해 혼합은 5 L의 물탈혼합기를 이용하여 140 ± 5 RPM으로 30초 동안 회전 혼합하고 15초간 정지한 후, 다시 285 ± 10 RPM으로 60초간 회전 혼합시켰다. 이후 고화체의 성형작업성과 분리도에 대한 저항성을 판단하기 위한 작업도(Workability)의 평가는 한국 공업규격 KS L 5111에 준하여 플로우데이블에 20초 간 25회 상하충격을 주어 퍼짐정도를 평가하였다. 고화체 성

형에는 플라스틱 몰드($\phi 5$ cm * H10 cm)를 사용하였고, 반죽을 채워 다짐봉($\phi 3.5$ cm * H3.5 cm * L17 cm)으로 균일하게 다지는 작업을 충분히 시행하여 고화체 상부를 비닐로 밀봉하여 수밀성을 유지하였다. 28일 양생 후, 제조한 고화체가 압축강도 규정의 준수 여부를 판단하기 위해 KS F2405에 따라 자동식 콘크리트 압축강도 시험기에 $5 \pm 2\%/min$ 의 속도로 힘을 가하여 측정했다.

2.2 결과

2.2.1 소각재 특성

MCA(Multi-Channel Analyzer)를 이용하여 방사선량을 산출한 결과, 비산재는 Co-60, Cs-137, U은 각각 $1.23E-002$, $2.21E+000$, $7.67E-001$ Bq/g로 나타났다. 바닥재의 경우, Co-60은 $2.85E-003$ Bq/g, Cs-137은 $9.77E-002$ Bq/g, U은 $2.14E+002$ Bq/g로 비산재에 비해 선량이 높다.

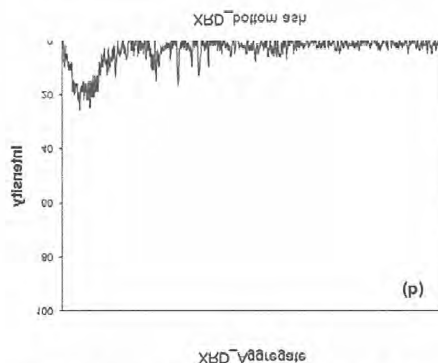
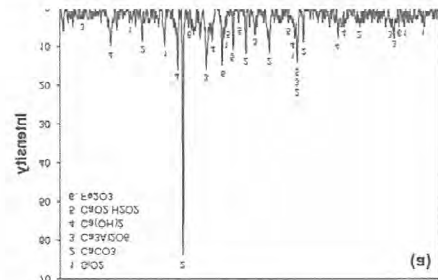


Fig. 1. XRD results of (a)bottom ash and (b)fly ash.

Fig. 1의 고분해능 X-선회절기(D5000, SIEMENS, Germany)분석결과, 비산재는 peak에 의한 특성파악을 할 수 없었고, 바닥재는 SiO_2 , CaCO_3 , $\text{Ca}_2\text{Al}_2\text{O}_6$, $\text{Ca}(\text{OH})_2$, $\text{CaO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$, Fe_2O_3 의 형태로 나타났다.

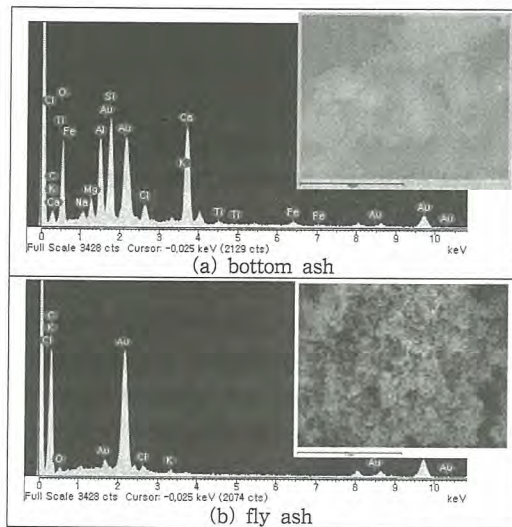


Fig. 2. SEM image and SEM-EDS results of ash.

바닥재는 O, Mg, Al, Si, Ca, C, Fe, 비산재는 O, Cl, Ca, C를 포함하고 있는 것을 Fig. 2의 SEM(JSM-6300, JEOL, Japan)사진과 EDS peak를 통해 확인하였고, 이를 바탕으로 조성을 임의 계산하였다. 바닥재는 SiO_2 21wt%, Al_2O_3 11wt%, Fe_2O_3 2wt%, CaO 8wt%, MgO 4wt%, CaCO_3 41wt%, Na_2O 3wt%, K_2O 0.6wt%, TiO_2 0.9wt%, CaCl_2 9wt%로 구성되어 시멘트 수화에 주로 참여하는 SiO_2 , Al_2O_3 , CaO , CaCO_3 의 존재를 확인하였다. 그러나 비산재는 분석오차로 계산이 불가하였고, 추가 분석이 요구된다.

2.2.2 작업도 및 고화체의 특성

고화체 제조는 바닥재를 함유한 것, 바닥재와 비산재를 혼합한 것으로 나누어 진행하였다. Table 1은 바닥재를 적용한 혼합비율에 따른 작업도, 압축강도 결과를 나타내었으며, 퍼짐 상태의 직경은 18 ~ 25 cm를 본 실험의 작업도 범위로 하였다. 그리고 경질 고화체는 압축강도 3.44 MPa (500psig)이상을 만족하여야 한다.[1]

바닥재를 많이 함유할수록 시멘트보다는 물이 더 많이 필요함을 작업도결과를 통해 알 수 있다. 현장에는 경제성을 고려하여 바닥재의 비율(60%)이 높고, 시멘트의 혼합량(W/C=300%)이 적은

것이 적합하다고 사료된다.

Table 1. Workability of mixture paste and compressive strength for waste forms.

바닥재 (BA)	혼합비 (wt %)			작업도 (cm)	강도 (MPa)
	물 (W)	시멘트 (C)	물/ 시멘트		
60	30	10	300	22	4.12
	25	15	166	↓	8.35
	20	20	100	↓	X
	15	25	60	↓	X
50	30	20	150	↑	6.18
	25	25	100	22	13.13
	20	30	66	↓	X
	15	35	42	↓	X
40	40	20	200	↑	X
	30	30	100	↑	4.71
	25	35	71	21	5.25
	20	40	50	↓	X
30	35	35	100	↑	X
	30	40	75	↑	19.13
	25	45	55	21.5	12.61
	20	50	40	↓	18.03
20	40	40	100	↑	X
	30	50	60	↑	8.82
	25	55	45	24	8.55

또한 비산재와 바닥재를 혼합한 고화체의 경우 팽창현상을 나타내었다. 이는 소각재 내 함유된 Na_2O 와 K_2O 가 물과 반응하면서 수소가스가 발생한 것으로 판단된다. 향후 특수시멘트 및 첨가제 등을 사용하여 비산재 시멘트고화체의 안정성을 평가할 것이다.

3. 결론

본 연구에서는 방사성 폐기물의 소각시설에서 발생하는 소각재의 안정성을 확보하기 위해 바닥재와 비산재를 적용하여 시멘트 고화체를 제조하였다. 그 과정에서 성형작업성의 적합성을 판단하고, 방사성 폐기물 처분장의 인수기준에 준하는 압축강도 시험을 수행하였다. 이는 향후 가연성 폐기물 처리 후 발생하는 최종폐기물의 안정화 공정에 기초 자료로 활용 될 수 있으며, 추후 방사선 조사, 침출, 열순환 실험을 추가하여 최적의 고화조건을 찾을 계획이다.

4. 참고문헌

- [1] 고화처리한 유해 및 방사성폐기물 소각재의 물성 및 침출특성연구, 김인태, 2002.

화학제염 기술 개발을 위한 모의 부식 산화막 제조

정준영, 박상윤, 원휘준, 최왕규, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jjy87@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 유지보수 및 해체 시에 작업자의 피폭을 저감하고 안전성을 제고하기 위하여 방사능이 높은 1차 계통에 효과적인 제염공정을 개발하는 것이 요구된다. 이를 위해 대상 재질에 맞는 제염효과가 크고 방사성 폐기물의 발생량을 최소화하는 제염제를 개발하는 것이 필요하다. 이러한 연구를 하기 위해서는 제염의 대상이 되는 부식 산화막이 요구되는데 실제 부식 산화막의 경우 방사능의 오염에 의해 취급이 까다롭고 시편을 얻기가 어렵기 때문에 모의 산화막 시편을 제작하여 연구에 이용되도록 하는 것이 필요하다[1]. 이를 위해서 1차 계통의 실제 부식 산화막과 유사한 모의 산화막을 제작하기 위한 semi-loop를 제작하였고, 이를 이용하여 여러 조건에서 모의 부식 산화막을 제조하였다. 제작된 semi-loop는 부식용액내의 용존산소농도를 원하는 수치로 간편하게 조절하여 실제 1차 계통내부의 용액수준과 유사한 환경에서 산화막이 제조될 수 있도록 하였다. 제조한 부식 산화막 시편을 SEM을 통해 분석하여 제조환경에 따른 부식 산화막의 차이를 알아보고자 하였다.

2. 본론

2.1 Semi-loop를 이용한 모의 산화막 제조

실험을 위해 제작된 semi-loop는 실험 시에 사용되는 부식용액이 실제의 가압경수로의 수질조건과 비슷하게 갖추도록 하기 위해서 제작되었으며 이를 통해 모의 산화막이 원전의 실제오염 산화막과 비슷한 조건에서 제조될 수 있도록 하였다. 부식용액은 실제 1차 계통 가압경수로의 일반적인 수질 조건과 유사하도록 LiOH 2.2 ppm과 H_3BO_3 650 ppm를 첨가한 증류수를 사용하였다[2]. 모의 산화막 시편은 1차 계통에서 많이 쓰이는 Inconel-600과 304 Stainless steel을 약 20 mm × 20 mm × 2 mm의 크기로 가공하여 사용하였다. 또한 시편의 모든 면을 #1200의 사포로

polishing 한 후에 사용하였다. Semi-loop는 산화막 제조가 수행될 autoclave와 초기의 부식 용액이 담긴 chemical mixing tank를 Fig. 1과 같이 설치하여 chemical mixing tank 내부의 N_2 purge 통해 부식실험 전에 부식용액의 용존산소농도를 조절할 수 있도록 하였고 N_2 purge에 따른 부식용액내의 산소 농도 변화를 관찰할 수 있도록 DO meter를 장치하였다. 부식용액은 semi-loop 내에서 Fig. 1의 Step 1의 방향으로 흐르는 상태에서 chemical mixing tank 내부를 N_2 purge 하여 용존산소농도를 원하는 값으로 조절하였고 이 용액을 Step 2의 방향으로 바꾸어 흐르게 하여 autoclave에 채워지도록 하였다. 용액의 충전이 완료된 후에는 autoclave의 온도를 350 °C까지 올렸으며 이 때의 내부 압력은 실제 1차 계통의 압력보다 약간 높은 2500 psi로 유지하였다. 이러한 방법으로 autoclave의 가동시간과 용액 내의 용존산소농도를 조절하여 실험을 진행하였다. 부식 환경은 압력과 온도의 경우 부식실험 동안 일정하게 유지 되었고, 용존산소농도의 경우에는 부식 전과 후의 값의 변동이 크지 않았다.

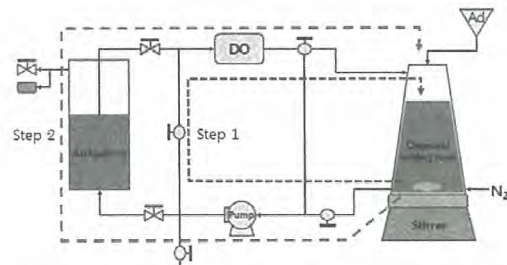


Fig. 1. 모의 산화막을 제조하기 위한 Semi-Loop장치.

Table 1. 가동한 실험 조건.

시편 재료	Inconel-600		304 Stainless steel
시편명	I-1	I-2	S-1
DO(bbp)	210	8.7	8.7
온도(°C)	350	350	350
압력(psi)	2500	2500	2500
부식기간(일)	2	4	4

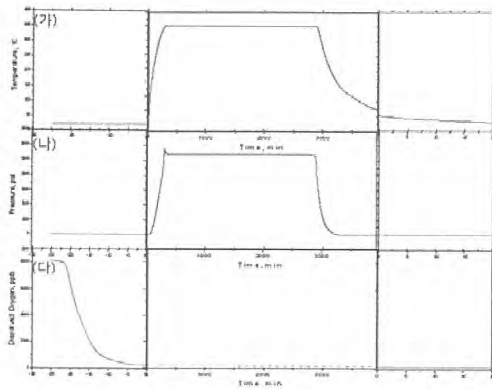


Fig. 2. 시간에 따른 autoclave 내부 환경의 변화 (가) 온도 (나) 압력 (다) 용존산소농도.

2.2 제조된 산화막 분석

산화된 시편의 표면에 형성된 산화막의 형태를 확인하기 위해 SEM을 이용하였다.

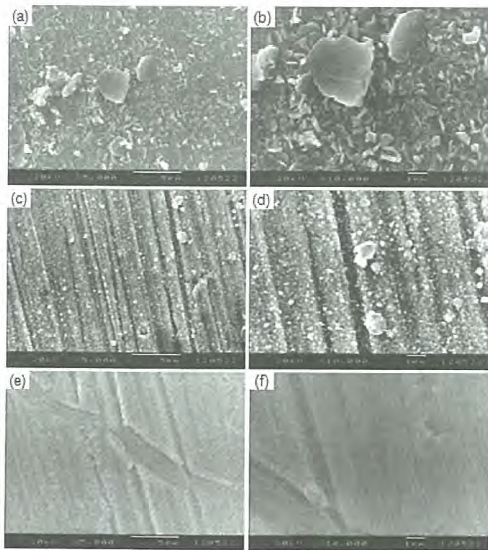


Fig. 3. 부식 시편 표면의 SEM 이미지 (a) I-1 (5,000배) (b) I-1 (10,000배) (c) I-2 (5,000배) (d) I-2 (10,000배) (e) S-1 (5,000배) (f) S-1 (10,000배).

Fig. 3은 5,000배, 10,000배로 관찰한 부식 시편의 표면 이미지를 나타낸 것인데 부식용액의 용존산소농도가 높은 I-1의 경우 생성된 deposited oxide의 크기가 4 μm 에서 1 μm 이하까지 다양했으며 넓적한 판 모양으로 형성된 것이 관찰되었다. 이에 비해 용존산소농도가 낮은 I-2의 표면에서는 deposited oxide의 크기가 1 μm 이하의 정도로 매우 작고 그 수도 적어 표면에 부식 전

polishing에 의해 생긴 다수의 scratch들이 뚜렷하게 관찰되었다. S-1의 SEM사진에서는 deposited oxide가 관찰되지 않았지만 표면이 매끈하고 polishing에 의한 scratch가 거의 보이지 않은 것으로 보아 산화막이 형성된 것으로 보인다.

3. 결론

용액의 용존산소농도 제어가 가능한 semi-loop를 제작하여 모의 부식 산화막을 제조하여 제조된 산화막을 분석한 결과 Inconel-600의 경우 부식용액의 용존산소농도가 높을수록 산화막 표면의 deposited oxide가 많이 생성되는 것을 확인하였다. 또한 같은 부식환경일때 304 Stainless steel이 Inconel-600에 비해서 두터운 산화막을 형성하는 것을 알 수 있었다. 본 연구의 부식실험 동안 autoclave 시스템의 온도와 압력이 장시간 안정적으로 일정하게 유지되고 또한 실험전후의 용존산소농도 또한 부식실험동안 일정하게 유지된 것으로 보아 제작한 semi-loop가 안정적이고 간편하게 용존산소농도를 제어했기 때문에 앞으로 다른 조건의 실험을 통해서도 semi-loop가 부식 산화막을 간편하고 유용하게 제조할 수 있는 공정으로 활용될 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 강덕원, 김진길, 김경숙, “원전 화학제염을 위한 모의크러드 제조방법 연구”, 방사성폐기물학회지, 8(2), pp.91-97, 2010.
- [2] F. Carrette, M. C. Lafont, G. Chatainer, L. Guinard, B. Pieraggi, “Analysis and TEM examination of corrosion scales grown on Alloy 690 exposed to pressurized water at 325 $^{\circ}\text{C}$ ”, Surface And Interface Analysis, 34, 135-138, 2002.
- [3] Wenjun Kuang, En-Hou Han, Xinqiang Wu, Jiancum Rao, “Microstructural characteristics of the oxide scale formed on 304 stainless steel in oxygenated high temperature water”, Corrosion Science, 52, 3654-3660, 2010.

우라늄 함유 열처리 슬러지의 용해 및 침전 거동

이일희, 소지양, 박민성, 백예지, 이근영, 김광욱, 정동용, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄 함유 열처리 슬러지 (uranium-bearing thermal decomposed sludge: UTDS)은 Fe_2O_3 , CaO , $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 등이 함께 공존하는 $\text{Na}_2\text{O}-2\text{UO}_3$ 의 형태로 즉, U 이외에 다른 금속물질 (산화물 등)이나 무기성 물질 등과 혼합된 우라늄 혼합물 형태로 존재하고 있다. 본 연구는 UTDS를 대상으로 하여 각각 질산 용액 및 탄산염 용액에서의 각 원소의 용해 거동을 파악하고 U과 공존 불순물원소와의 공용해능을 평가한다. 그런 다음 U과 함께 용해된 다양한 성분의 불순물 원소가 함유된 용액으로부터 알칼리화에 의한 불순물의 침전 제거능을 비교하고, 산성화에 의한 U의 선택적 침전능을 각각 고찰한다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1. 우라늄 함유 열분해 슬러지(UTDS)

우라늄 함유 열분해 슬러지 내 우라늄과 공존 불순물의 성분 및 조성은 XRF에 의해 측정된 UTDS 내 Na에서 U까지 측정된 농도 중에서 U의 함량과 MCA에 의해 측정된 UTDS 내 우라늄 (^{235}U , 185.7 KeV)의 함량을 서로 표준화하여 얻었다. 특징은 상당량의 U(13.9 wt%)에 Ca(12.1 wt%), Fe(4.7wt%), Si(3.3wt%), Na(3.2 wt%) 등이 함유되어 있으며, 방사성폐기물의 부피 감용차원이나 향후 처분을 위한 기준을 만족시키기 위해서 U의 제거나 또는 회수가 필요하다.

2.1.2. 실험 방법

모든 실험은 $25 \pm 1^\circ\text{C}$, 400 rpm에서 회분식으로 수행하였다. 용해는 UTDS 2 g (325 mesh로 sieving)을 정확히 화학저울로 칭량하여 각 실험 조건에 맞추어 준비한 질산 및 탄산염 용액 30 mL에 첨가한 후 온도, 교반속도 및 시간 조절이 가능한 다중교반기를 이용하여 각각 4시간 동안 용해하였다. 한편 알칼리화 침전은 1 M 질산 용해액을, 산성화 침전은 알칼리화 용액을 대상으로

다중교반기를 이용하여 각각의 침전 실험 조건에서 2시간 동안 수행하였다. 그리고 각 원소의 용해 농도 및 침전율은 용해 및 침전이 종료된 후 원심분리기로 고-액 분리하여 용해액 및 침전 상등액 내 존재하는 금속이온의 농도를 분석하여 측정하였다.

2.1.3. 분석

질산 용해액이나 탄산염 용해액, 그리고 알칼리화 침전 상등액 및 산성화 침전 상등액에 함유되어 있는 U과 Al, Ca, Cr, Fe, Mg, Mo, Na, Ni, P, Si, Zn 등의 농도 분석은 Na (AAS로 측정)를 제외하고는 모두 ICP-AES를 이용하여 수행하였다. 용액의 pH는 pH meter, US 내 우라늄의 방사능 측정은 MCA로 각각 측정하였다.

2.2 결과 및 토의

그림 1은 질산 농도에 따른 USSW (초기 방사능 : 4,743 Bq/g) 각 원소의 용해농도이다. 질산농도 증가에 따라 증가하고 있으며, 약 1M 이상에서는 각각 U은 8500~9000 mg/L, Al은 750~770 mg/L, Ca은 8100~8500 mg/L, Cr은 20~30 mg/L Fe는 1750~1900 mg/L, Mg는 70~85 mg/L, Na은 1400~1500 mg/L, P는 450~470 mg/L, Si는 24~28 mg/L, Zn는 40~56 mg/L 범위로 거의 비슷하게 용해되었다. 그리고 Mo, Ni 등은 8 M 질산 용해에서도 10 mg/L 이하로 거의 용해되지 않고 있다.

그림 2는 0.5M Na_2CO_3 -x M H_2O_2 계에서 H_2O_2 의 농도에 따른 각 원소의 용해 농도이다. 용해원소로는 질산 용해와는 다르게 U과 P만의 용해되고, 기타 Al, Ca, Fe, Mg, Zn 등은 Mg (약 2 mg/L)를 제외하고는 1 mg/L 이하로 거의 용해되지 않았으며, 이외에도 Cr, Ni, Mo도 모두 1 mg/L 이하로 거의 용해되지 않았다. U의 경우 H_2O_2 농도 증가에 따라 증가하다가 0.5M 이상에서는 약 1500~1800 mg/L 거의 일정하게 용해되었으며, 이는 질산 용해농도의 약 18~21% 수준이다. 반면에 P는 H_2O_2 농도에 따라 다소 증가하는 경향이나 증가 폭은 크지 않았다.

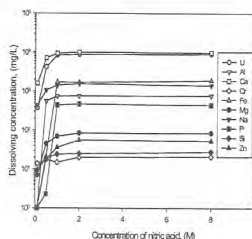


Fig. 1. 질산 용해.

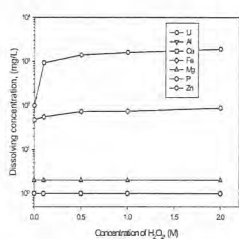
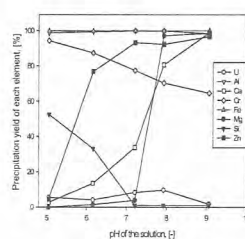
Fig. 2. $\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 용해.

Fig. 3. 알칼리화 침전.

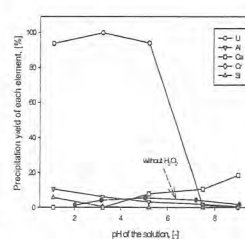


Fig. 4. 산성화 침전.

한편 질산 용해 시 질산 농도 및 m/V 비 (=UTDS의 량/용액의 부피)에 따른 UTDS의 용해율 및 UTDS 내 함유된 U의 용해율을 보면 본 연구에서는 그림으로 나타내지 않았으나 질산 농도 1M까지는 UTDS의 용해율 및 U의 용해율이 급격히 증가하나 1M 이상에서는 U의 용해율은 99% 이상, UTDS 용해율 70% 이상으로 거의 일정하였다. 반면에 m/V 비의 영향은 약 m/V=0.08까지는 거의 일정 (U의 용해율 99% 이상, UTDS의 용해율 70 wt % 이상) 하다가 이후 급격히 감소하고 있다. 따라서 UTDS의 질산용해는 1M 질산, m/V 비는 약 0.067 (2g/30mL)에서 수행하였다.

그림 3은 UTDS 질산(1M) 용해액에 Na_2CO_3 를 첨가하여 알칼리화할 경우 용액 내 pH 변화에 따른 각 원소의 침전율이다. pH 증가에 따라 침전율이 감소하는 U과 Cr, Si를 제외한 Al, Fe 등은 pH에 영향 없이 99% 정도 침전되며, Ca, Mg, Zn 등은 pH 증가에 따라 침전율이 급격히 증가하고 있다. 특히 pH 9 이상에서는 Al, Ca, Fe, Mg, Zn 등이 96%~99% 침전되고 있는 데 반하여 U과 Si는 1% 이하, Cr은 약 65%가 침전되었다.

그림 4는 알칼리화 용액을 대상으로 0.5M H_2O_2 를 첨가한 후 질산으로 산성화할 경우 용액 내 pH 변화에 따른 U 및 Al, Ca, Cr, Si의 침전율이다. U의 경우 pH 약 5까지는 94~99% 침전되다가 이 이상에서는 급격히 감소하여 pH 9 이상에서는 거의 침전이 일어나지 않고 있다. 기타 Al, Ca, Cr, Si 등은 Ca를 제외하고는 pH가 증가함에 따라 거의 침전이 일어나지 않으며, pH 3.2에서 Al은 약 6%, Ca, Cr, Si 등은 1% 이하로 침전되어 U (99% 침전)과의 분리가 가능하다. 그러나 H_2O_2 를 첨가하지 않은 경우에는 pH에 무관하게 우라늄이 거의 침전되지 않았다.

3. 결론

우라늄 함유 열분해 슬러지의 용해는 질산용해가 탄산염 산화용해 보다 효과적이었으며, 1M 질산 용해의 경우 UTDS는 약 30 wt%가 불용해되었고, UTDS 내 함유된 우라늄은 99% 이상이 용해되었다. 이때 U 이외에도 상당량의 Al, Ca, Fe, Zn 등이 함께 용해되었다. Na_2CO_3 에 의한 알칼리화는 pH 9에서 대부분의 공용해 불순물 (Al, Ca, Fe, Zn 등)이 침전 제거되었다. 산성화 침전의 경우 알칼리화 용액에 과산화수소를 첨가하지 않을 경우 U의 침전 제거가 안 되므로, 산성화 침전 전에 과산화수소의 첨가가 요구되며, pH 3에서 99% 이상의 U을 UO_4 로 침전 회수할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

- [1] D.Y. Chung, H.S. Seo, J.W. Lee, H.B. Yang, E.H. Lee and K.W. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem., 284, pp 123-129(2010).
- [2] K.W. Kim, Y.H. Kim, E.H. Lee, K. Song, and K.C. Song, Ind. Eng. Chem. Res., 49, pp. 2085-2092 (2009).
- [3] E.H. Lee, J.G. Lim, D.Y. Chung, H.B. Yang and K.W. Kim, J. Korean Radioactive Waste Soc., 7(2), pp. 93-100 (2009).
- [4] R. Djogic, V. Cuculic, M. Branica, Croatica Chimica Acta, 78(4), pp. 575-580 (2005).

실제규모 동전기토양제염장치에 의한 우라늄오염토양 제염 실증실험

박옥량, 김계남, 김승수, 박해민, 김완석, 권혁주*, 류오하*, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*선광원자력안전(주), 서울시 구로구 구로동 106-4

uks@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 주변의 토양은 원자력시설의 가동, 해체, 그리고 사고로 인하여 방사성 핵종으로 오염될 가능성이 크다. 한국원자력연구원 내에는 가동 중지되어 해체된 우라늄변환시설에서 발생한 우라늄 오염토양을 다량 보관 중이다. 이 오염토양을 방사성폐기물처분장에 처분 시 처분비용이 매우 고가이므로 제염 가능한 토양에 대해서 제염시켜 처분비용을 절감하는 것이 필요하다.

이를 위해 한국원자력연구원에서 보관 중인 우라늄 오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 부지특성에 적합한 파일럿규모의 동전기토양제염장치를 개발하였다. 하지만 이 동전기토양제염장치는 많은 양의 우라늄오염토양을 단기간에 처리하기에 다소 작은 단점을 가지고 있어 개선할 필요가 있다.

따라서 본 연구에서는 800L규모의 동전기토양제염장치를 제작하여 보다 많은 양의 우라늄오염토양을 처리하고 그 제염효율을 실증하기 위한 실험을 수행하였다.

Table 1은 실험에 사용된 우라늄오염토양의 수리파라미터를 측정된 값으로 수리전도도가 작고 토양의 pH는 5.6이었다.

Table 1. Hydraulic parameter of a soil contaminated with uranium.

Parameter	Value
Bulk density(g/cm ³)	1.52
Porosity(%)	42.3
Hydraulic conductivity(cm/sec)	4.2×10^{-5}
Water content(%)	22.2
pH	5.8

2. 본론

동전기적 제염방법은 오염물질을 용출시키는

시간이 많이 걸린다는 단점이 있어 이를 보완하기 위해 짧은 시간에 오염물질을 제거할 수 있는 제염방법인 토양 세척 기술(Soil washing)을 전처리공정으로 사용하였다. 제염 대상 우라늄오염토양의 초기농도는 10~40Bq/g이었으며, 실제규모 크기로 제작된 800L규모의 동전기토양제염장치의 제염효율을 알아보기 위해 초기농도가 다른 오염토양으로 전처리공정을 거친 후 제염장치에 넣고 시간에 따른 제염효율을 알아보았다. 우라늄 농도 측정은 CANBERRA사의 MCA(Multi Channel Analysis)기기를 사용하였고, 오염토양의 잔류우라늄농도는 자체처분기준농도인 0.4Bq/g 이하가 될 때까지 반응시켰다.



Fig. 1. 800L electrokinetic decontamination equipment.

Fig. 1은 실제규모 크기로 제작된 800L규모의 동전기토양제염장치로 동전기토양셀(120×120×24cm), 양극실(120×120×24cm), 음극실(120×120×24cm), 세정제 저장조(120×120×24cm), 장치지지대, 금속산화물 여과기, pH조절조, Power Supply 등으로 구성되어있다.

Table 2. Uranium removal efficiency by washing.

Nuclide	Initial concentration	Washing decontamination
U-238	11.2 Bq/g	2.8 Bq/g(75.3%)
U-238	21.7 Bq/g	5.1 Bq/g(76.3%)
U-238	38.7 Bq/g	7.2 Bq/g(81.3%)

Table 2는 초기농도가 다른 우라늄오염토양의 전처리 후 결과로, 초기농도가 각각 11.2Bq/g, 21.7 Bq/g, 38.7Bq/g 일 때 전처리공정을 거친 후 각각 75.3%(2.8Bq/g), 78.3%(5.1Bq/g), 81.3%(7.2 Bq/g)의 우라늄 제거효율을 나타냈다.

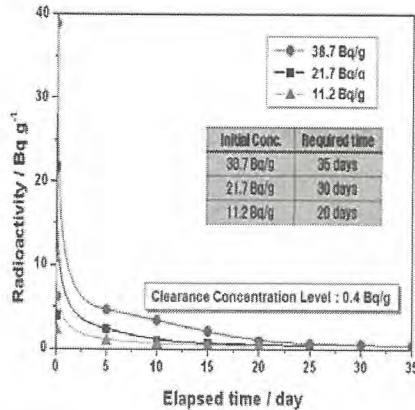


Fig. 2. Demonstration Results for Uranium Soil.

전처리공정을 거친 우라늄오염토양을 실제규모 크기로 제작된 800L규모의 동전기토양제염장치에 넣고 제염하였으며 그 결과를 Fig 2에 나타냈다. 초기농도가 각각 2.8Bq/g, 5.1Bq/g, 7.2Bq/g인 우라늄오염토양의 자체처분기준인 0.4Bq/g 이하로 제염하기 위해 필요한 시간은 각각 20days, 30days, 35days 정도로 초기농도가 높을수록 제염기간이 길어짐을 알 수 있었다.

Table 3. Removal efficiency over time.

	Anode (Bq/g)	Cathode (Bq/g)	Voltage (V)	Current (A)	Injection (ml/min)	Soil (Bq/g)
Initial con	-	-	-	-	-	21.7
After washing	pH: 0, washing: 4hrs, repetition time: 2, precipitation time: 2, mixing ratio: 2ml/g					5.1 (78.3%)
5 days	0.24	0.42	24	175	60	
10 days	0.28	0.60	21	195	60	
13 days	0.31	0.73	19	215	80	
17 days	0.29	0.68	18	245	80	
20 days	0.27	0.53	17	255	100	
25 days	0.12	0.36	16	265	100	
27 days	0.06	0.27	15	275	110	
30 days	0.02	0.17	15	250	110	0.18(99%)

이 중 전처리공정 전 초기농도가 21.7Bq/g인 우라늄오염토양을 동전기토양제염장치에 제염 시 시간경과에 따른 토양내의 우라늄 제거효율을 살펴해보았다. 그 결과, Table 3에 나타낸 바와 같이 전처리공정 후 오염토양의 우라늄잔류농도는 5.1Bq/g 이었고 30days 경과 후에는 0.18Bq/g으로 제거효율이 99%임을 알 수 있었다.

3. 결론

실제규모의 800L규모의 동전기토양제염장치를 제작하였고, 초기 우라늄농도 21.7Bq/g 토양을 전처리공정을 거치고 동전기토양제염장치에서 반응시킨 경우 30일 후 평균 우라늄 잔류농도는 0.18Bq/g으로 제거효율은 약 99%로 나타났으며, 초기 우라늄 농도 11.2Bq/g와 38.7Bq/g 토양인 경우 20일과 35일 후 평균 우라늄잔류농도는 0.4Bq/g이하로 제거됨을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] 김계남, 정운호, 이정준, 문제권, 정종현, 정운수, 방사성오염토양 제염을 위한 동전기세정장치 개발, 한국방사성폐기물학회, Vol.6, No. 1, pp. 1-9, 2008.
- [2] 김계남, 손동빈, 박혜민, 김기홍, 박진호, 이기원, 정운수, 동전기토양제염장치 개선 및 효율 실증, 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술대회 논문요약집, pp.71-72, 2010.

탄산염 용액계에서 온도 변화에 따른 uranyl peroxo carbonate 착물의 안정성 및 분해속도 평가

김광욱, 이근영, 이일희, 소지양, 백예지, 박민성, 정동용, 정의창, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 원자력연구원에서는 Fig.1과 같이 우라늄 스크랩과 같은 우라늄 산화물을 처리하기 위한 탄산염 공정을 개발하였다.¹ 이 공정에서는 H_2O_2 를 갖는 탄산염 용액에서 우라늄만을 선택적으로 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물 형태로 용해하고, 이후 이 용액의 pH를 3 정도로 조절하여 우라늄을 UO_4 로 고효율 침전 회수한다. 이때 pH를 조절하기 위해 사용되는 산과 UO_4 침전 시 발생하는 CO_2 가스를 탄산염으로 회수하기 위한 알카리 용액을 UO_4 침전 후 용액으로부터 회수 재순환시킬 수 있으면 Fig.1의 공정은 2차 폐기물이 발생하지 않는 매우 친환경적인 공정이 된다.

$UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물을 구성하는 O_2^{2-} 성분은 가열되는 알칼리 조건에서 그 불안정성 때문에 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물로 부터 O_2^{2-} 가 빠져나가며 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 형태로 변화될 수 있으므로 탄산염 공정에서 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물의 안정성은 조업 시, 우라늄 착물 용액의 처리 시간 및 공정에서 이 용액의 저장 시간 결정에 영향을 주는 중요한 변수가 될 수 있다. 그러나 지금까지 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물의 안정성에 관한 연구가 없어 본 연구에서는 탄산염용액의 온도 및 시간에 따른 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 안정성 평가하고 분해속도를 측정하였다.

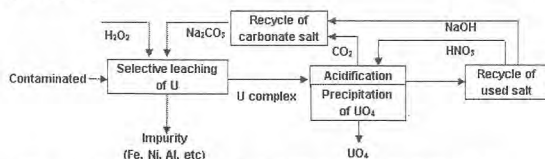


Fig. 1. 우라늄 스크랩을 처리하기 위한 탄산염 공정.

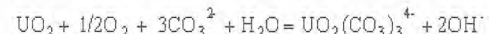
2. 실험

본 연구에서 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 용액은 UO_2 분말을 1 M H_2O_2 를 가진 0.5 M Na_2CO_3 용액에서 용해시켜 제조하였고, 이들 용액을 25, 40, 60, 80°C

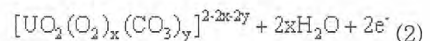
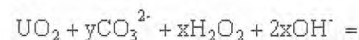
에서 보관시키며, 시간에 따라 용액의 U, H_2O_2 농도를 측정하였다. 우라늄과 O_2^{2-} 성분은 Arsenazo III 발색제를 사용하는 비색분석과 Reflectoquant (Merck RQflex plus 10)를 사용하여 각각 분석을 하였고, 우라늄 착물 용액중의 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 과 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 비율을 Raman 분광기를 사용하여 측정함으로써 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 의 분해속도를 결정하였다.

3. 결과 및 토의

탄산염 용액에서 UO_2 은 식(1)과 같이 용해도가 약 20 g/l 정도인 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 으로 용해되며, 이 탄산염 용액에 H_2O_2 가 존재하면 UO_2 은 식(2)와 같이 용해도가 약 80 g/l인 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 으로 용해된다.



(1)



여기서 $y = 0, 1, 2$, and $x/y = 1/2, 2/1, 3/0$ 이다.

Fig.2에는 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 제조 후 시간에 따른 용액에 존재하는 O_2^{2-} 농도 변화가 나타나 있다. 처음 2시간 내의 급격한 O_2^{2-} 농도 감소는 용액 제조 시 과량으로 공급된 H_2O_2 의 변화에 의한 것이고, 이후 완만한 감소는 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 중 에 존재하는 O_2^{2-} 분해에 의한 것이다. Fig.3에는 농도가 5×10^{-4} M인 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 용액의 시간에 따른 흡광도 변화가 나타나 있다. 초기 용액에는 341 nm에서 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 착물 피크가 뚜렷이 보이고, 이후 시간에 따라 점차 사라지면서 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 으로 변화됨에 따라 약하지만 435, 448, and 462 nm에서 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 의 피크가 관찰된다. 그러나 흡광도 측정 결과만 이용해서는 $UO_2(O_2)_x(CO_3)_y^{-z}$ 와 $UO_2(CO_3)_3^{4-}$ 착물이 공존하는

용액에서 이들 두 우라늄 착물 이온을 정확히 정량화하기 어려워, 순수한 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 와 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 용액을 제조하여 Raman 분광기에 의해 이들 중의 변화를 관찰하였다. 초기에 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 만 존재하는 용액에서 시간이 경과한 후 용액에서 발견되는 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 은 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 로부터 발생된 것이므로 시간경과에 따른 두 착물의 Raman 스펙트럼을 각각 측정함으로써 용액중의 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 와 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 의 농도를 동시에 정량화할 수 있었다. 이를 통해 Table 1에 보이는 것처럼 Fig.2에서 측정된 O_2^{2-} 농도가 용액 중 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 착물 농도를 대변하는 것을 알 수 있어, 이러한 결과와 용액중의 U 농도 값을 이용하여 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 착물의 UO_2^{2+} 와 O_2^{2-} 농도 비가 1:1임이 알 수 있었고, 이를 통하여 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 은 $x/y=1/2$ 인 $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 형태임을 확인하였다.

Table 1. 시간에 따른 탄산염 용액 중 Raman에 의해 측정된 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 농도와 용액에서 직접 측정된 O_2^{2-} 농도.

day	by Raman spectroscopy (M)	by peroxide assay (M)	deviation (%)
4	7.33×10^{-2}	7.61×10^{-2}	3.9
16	6.94×10^{-2}	7.27×10^{-2}	4.7
240	3.59×10^{-2}	3.77×10^{-2}	4.8

Fig.2에서 온도에 따라 측정된 O_2^{2-} 농도 변화값과 식 (3)을 사용하여 $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 의 분해속도를 측정하였다.

$$-r = -dC/dt = k C^n = k_0 \exp(-E/RT) C^n \quad (3)$$

여기서 r , C , k , k_0 , t , E , R , n , T 는 각각 분해속도 (mol/s), 우라늄 착물 농도 (mol/l), 속도상수(s^{-1}), 반응초기 상수, 시간 (s), 활성화 에너지 (JK^{-1}), 가스 상수 ($8.314 \text{Jmol}^{-1}\text{K}^{-1}$), 반응차수, 온도(K)를 나타낸다. Fig.2의 온도에 따른 변화는 Fig.4에서 보듯이 식(3)에서 반응차수가 1차일 때 가장 잘 표현할 수 있었다. 이를 통하여 $\text{UO}_2(\text{O}_2)(\text{CO}_3)_2^{4-}$ 의 분해속도는 활성화 에너지 값 $7.144 \times 10^3 \text{Jmol}^{-1}$ 을 가지며 식(4)와 같이 최종적으로 표현할 수 있었다.

$$-dC/dt = 78.5 \exp(-8.59 \times 10^2/T) C \quad (4)$$

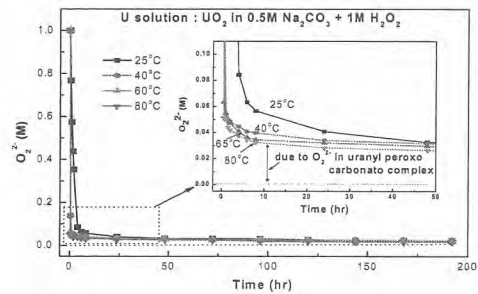


Fig. 2. $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 착물 용액에서 O_2^{2-} 농도변화.

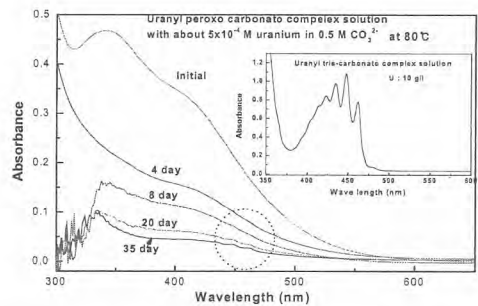


Fig. 3. 시간에 따른 $\text{UO}_2(\text{O}_2)_x(\text{CO}_3)_y^{-z}$ 용액의 흡광도 변화.

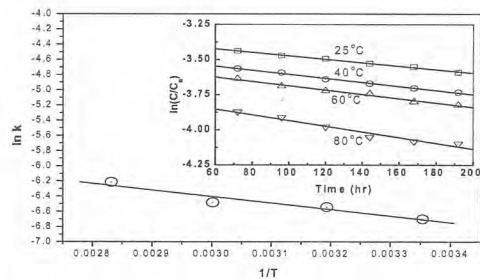


Fig. 4. 정전압 운전 시 각 방에서 이온농도, 전류 및 pH 변화.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중 장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

- [1] K.-W. Kim, et al., Nuclear Technology, **166**,170 (2009).

Block copolymer 비이온 계면활성제의 foam 안정성 연구

김창기, 정중헌, 윤인호, 윤석본, 최왕규, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nchjung@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 물질 취급 시설의 가동 이력이 경과함에 따라 노후화 시설의 유지·보수 및 해체가 필요하며, 이러한 유지·보수 및 해체 시 작업자의 피폭 저감 및 방사성 물질의 확산을 막기 위한 목적으로 제염기술이 개발되었다. 현재 대표적인 제염기술로는 화학적 용해나 산화·환원 반응을 통해 높은 제염 효과를 지닌 화학 제염기술이 사용되어왔다. 그러나 화학제염기술은 다량의 방사성 폐액을 발생시키므로 제염 후 발생하는 방사성 폐액의 양을 저감할 수 있는, 보다 효율적인 제염을 목적으로 90 % 이상 기체로 구성된 foam 제염기술이 개발되었다[1].

foam 제염기술에 사용되는 foam 제염제는, 오염된 표면을 화학적 용해나 산화·환원 반응을 통해 제염할 수 있는 제염제와 이러한 제염제의 사용 양과 최종적으로 발생되는 방사성 폐액의 양을 줄일 수 있는 foam 생성 용액으로 구성된다.

일반적으로 제염은 오염된 표면과 제염제 사이의 접촉시간이 증가함에 따라 제염 효율이 높아진다. 따라서 foam 제염제의 제염효율을 높이기 위해서는 거품을 오랫동안 안정하게 유지시키는 것이 중요한데, co-surfactant와 viscosifier 등의 첨가제를 혼합함으로써 거품의 안정성을 보다 향상시킬 수 있다.

본 연구에서는 거품을 형성시킬 수 있는 여러 가지 물질 중에서 저농도 첨가로도 효과적이며 점도와 같은 기포계의 물리적 성질을 쉽게 변화시킬 수 있을 뿐더러 다양한 종류의 기포계에 적합한 특성을 갖는 block copolymer 비이온 계면활성제를 이용하여, 계면활성제의 종류, 농도, pH 및 거품을 안정화할 수 있는 viscosifier의 종류에 따라 foam 안정화 실험을 수행하였다.

2. 본론

거품을 형성할 수 있는 여러 가지 계면활성제 중 비이온 계면활성제는 화학적으로 안정하며, 온

도 및 pH의 변화에 비교적 영향이 적어 적용 범위가 넓은 장점이 있다. 본 연구에서는 비이온성 block copolymer를 사용하였으며, 용해성과 분자량 및 소수성도 등이 다른 block copolymer의 종류 (4400 Mn, 8400 Mn, 14600 Mn), 농도 (0.1-1 wt.%), pH (0.5-12) 및 foam의 안정화를 증진시킬 수 있는 viscosifier (Xanthan gum, Glycerol, Carboxymethylcellulose sodium salt)를 변화시켜 foam 안정화 실험을 수행하였다.

일정량의 계면활성제를 200 ml의 증류수에 용해시킨 후 viscosifier를 0.5 g 혼합하여 foam을 생성시켰으며, Fig. 1에 나타난 column 실험 장비를 이용하여 시간에 따른 foam의 양을 측정하였다.

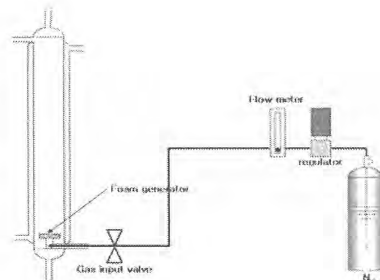


Fig. 1. Columnar equipment for the measurement of foam stability.

분자량과 소수성도가 다른 세 종류 block copolymer의 첨가에 따른 foam의 안정도 측정 결과를 Fig. 2에 표시하였다. 이 그림에서 알 수 있듯이 소수성이 강한 block copolymer인 4400 Mn은 20분 내에 foam이 소멸한 반면, 친수성 block copolymer인 8400 Mn과 14600 Mn은 4400 Mn보다 높은 foam 안정도를 보여주었다. 특히 분자량과 chain length가 긴 14600 Mn이 8400 Mn에 비해 높은 foam 안정도를 나타내어 2 hr 이상 50% 이상의 foam이 유지되었다. 이는 분자크기에 기인한 미셀 형성이 용이하여 foam의 안정화에 기여한 때문으로 사료된다. 또한 block copolymer

의 농도 변화에 따라 foam의 안정도 측정 결과 (Fig. 3) 예상한 대로 농도증가에 따라 foam이 안정되는 것을 알 수 있다.

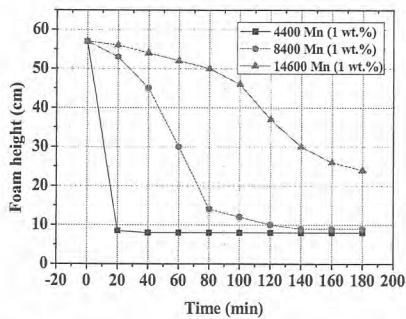


Fig. 2. Foam stability according to the various surfactant.

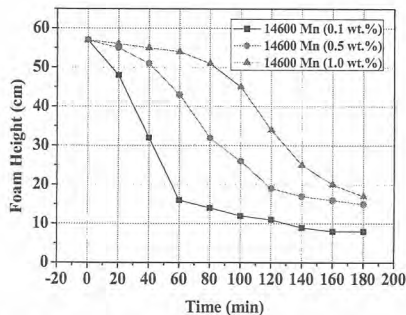


Fig. 3. Foam stability according to the concentration of surfactant.

Fig. 4는 pH의 변화에 따른 foam 안정성 측정 결과로써, 중성>산성>염기성 순으로 안정성이 감소하는 것을 알 수 있다. 이는 전기적 전기기중층 분포와 표면장력 등이 복합적으로 작용한 때문으로 사료된다.

Viscosifier가 foam의 안정성에 미치는 영향을 조사한 결과를 나타낸 Fig. 5에서 알 수 있듯이 Xanthan gum을 첨가한 경우 3 hr 동안 80 % 이상의 foam이 유지되어 가장 안정한 foam을 얻을 수 있었으며, viscosifier의 특성에 따라 foam의 안정성에 미치는 영향이 크게 다를 수 있다.

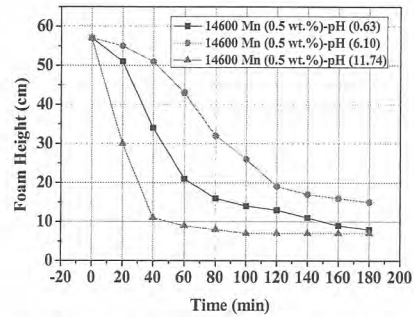


Fig. 4. Foam stability according to the pH.

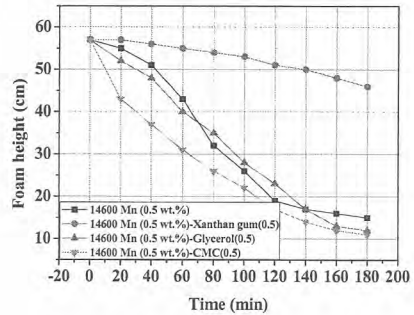


Fig. 5. Foam stability according to the various viscosifier.

3. 결론

기존 화학 제염기술의 단점인 다량의 액체 폐기물 저장을 목적으로 개발된 foam 제염기술의 제염효율을 증가시키기 위하여 foam 안정성 실험을 수행하였다.

1 wt.% 이하의 농도에서 제조된 block copolymer 비이온 계면활성제는 계면활성제의 분자량과 농도가 증가할수록 foam의 안정성이 증가하였으며, 중성 pH 조건에서 가장 안정한 foam이 형성되었다. foam의 안정화를 증가시키기 위해 첨가한 여러 가지 viscosifier 중 Xanthan gum이 보다 우수한 성능을 나타내었다.

4. 참고문헌

- [1] Ohuchi S. et al., Experience of hot cell renovation work in CPF (Chemical Processing Facility), J. of the RANDEC, ISSN 1343-3881, No. 37, pp.25-37 (2008).

용매조성에 따른 나노다공성 실리카 입자의 크기 및 기공 구조 조절

윤석본, 정종현, 윤인호, 김창기, 최왕규, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

sbyoon@kaeri.re.kr

1. 서론

다공성 실리카 물질들은 촉매, 분리 및 정제 공정, 흡착제 등과 같은 다양한 응용에 기인하여 여러 분야에서 많은 연구들이 보고되고 있다 [1]. 특히 규칙적인 기공 구조를 갖는 다양한 나노구조화된 실리카 물질들의 합성은 이들의 독특한 구조 및 특성 때문에 광범위하게 연구되고 있다. 또한, 기공 크기 및 구조와 모양의 조절은 다공성 실리카 물질의 합성에 있어서 가장 집중되고 있는 현안들 중의 하나로, 많은 합성법들이 다양한 기공 크기 및 구조와 모양을 갖는 다공성 실리카를 제조하기 위해 보고되고 있다. 기공 크기는 사용된 계면활성제의 알킬사슬 길이를 바꾸거나 기공 확장 물질을 계면활성제 용액에 첨가함으로써 쉽게 조절될 수 있지만, 기공 구조와 입자 크기 및 모양을 조절하는 것은 쉽지 않다. 단분산된 실리카 입자의 합성은 물, 알코올, 암모니아, 그리고 테트라알콕시실란 계를 도입하여 1968년 Stöber에 의해 처음으로 수행된 이래로 [2], 알킬 아민과 같은 계면활성제를 동일계에 더 첨가하여 Stöber법을 변형함으로써 단분산된 나노다공성 실리카 입자를 합성하기 위한 몇몇의 방법들이 보고되고 있지만 [3], 나노다공성 실리카의 기공 구조와 입자 크기 및 형태 제어 등은 여전히 중요한 현안 중의 하나이다. 본 연구에서는 물과 에탄올로 이루어진 다양한 용매조성에 따른 합성 나노다공성 실리카 입자의 크기 및 기공 구조 변화를 조사하였다.

2. 본론

2.1 나노다공성 실리카 입자의 합성

나노다공성 실리카 입자는 다음의 합성 절차에 따라 수행되었다. 반응용기에 증류수와 에탄올로 구성된 다양한 용매조성 ($\text{DI H}_2\text{O}/\text{EtOH} = v/v$)을 갖는 혼합용매에 NH_4OH (28-30 %, 0.6 ml)와

cetyltrimethylammonium chloride (CTAC) (25 wt.%, 2.0 ml) 용액을 넣고 30 분 동안 교반하였다. 다음으로 tetraethylorthosilicate (TEOS) (98 %, 0.86 ml)을 교반 하에서 계면활성제 용액에 첨가한 후, 30 분 동안 더 교반해주었다. 반응혼합물은 70 °C로 설정해 놓은 반응 오븐에 넣고 12 시간 동안 유지시켰다. 합성된 나노다공성 실리카 입자는 원심분리한 후, 70 °C 건조 오븐에 넣고 12 시간 동안 건조시켰다. 건조된 시료들은 사용된 계면활성제를 제거하기 위해 550 °C에서 5 시간 동안 소성 처리해 주었다.

2.2 나노다공성 실리카 입자의 전자현미경 분석

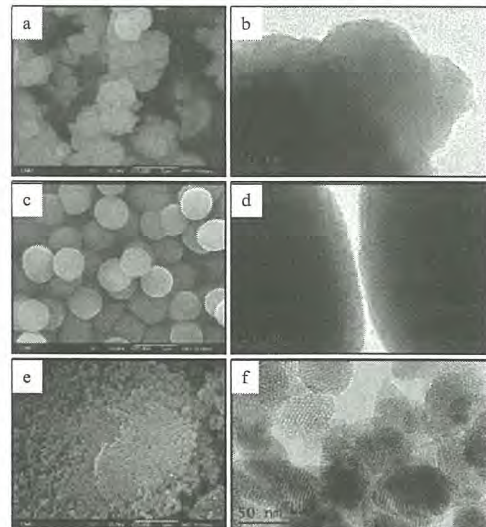


Fig. 1. Representative SEM and TEM images for the nanoporous silica particles synthesized with different ratio of the $\text{DI H}_2\text{O}/\text{EtOH}$ (v/v): (a) and (b) 0/60, (c) and (d) 30/30, and (e) and (f) 60/0, respectively.

Fig. 1은 다양한 용매조성 하에서 합성된 나노다공성 실리카 입자의 대표적인 주사전자현미경 (SEM) 사진과 투과전자현미경 (TEM) 사진을 보여준다. 반응용매로 에탄올만을 사용하여 합성된

실리카는 모양이 매우 불규칙적이고 기공이 거의 형성되지 않았음을 확인할 수 있었다 (Fig. 1a-b). 그러나 증류수와 에탄올을 같은 부피로 사용하여 합성한 경우 (Fig. 1c-d), 약 720 nm의 균일한 크기와 매우 발달된 기공 구조를 갖는 구형의 나노다공성 실리카 입자가 합성되었음을 확인하였다. 반면, 증류수만을 사용한 경우 (Fig. 1e-f), 합성된 나노다공성 실리카 입자는 약 50-100 nm 크기의 타원형 모양을 보여주었고, 증류수와 에탄올의 혼합용매를 사용한 경우와 마찬가지로 매우 발달된 규칙적인 기공 구조를 보였다.

2.3 나노다공성 실리카 입자의 구조적 특성 분석

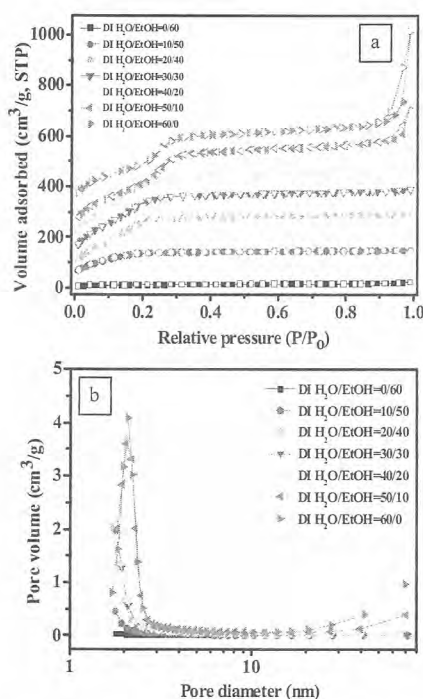


Fig. 2. (a) N_2 sorption isotherms and (b) their corresponding pore size distribution curves for the calcined samples synthesized in this works.

나노다공성 실리카 입자의 비표면적과 기공 부피 및 크기 등과 같은 구조적 특성을 알아보기 위해 BET 장비를 이용하여 질소 흡착/탈착을 통한 등온 곡선 (Fig. 2a) 및 기공 크기 분포 (Fig. 2b)를 측정하였다. 그 결과, 합성된 나노다공성 실리카 입자의

구조적 특성은 사용된 용매조성에 따라 큰 차이를 나타내었다. 반응용매로 에탄올만을 사용하여 합성된 실리카는 기공이 거의 형성되지 않았음을 보여주었고, 반응용매의 증류수 비율이 증가할수록 비표면적과 기공 부피가 증가함을 나타내었다. 또한, 증류수와 에탄올의 부피비가 10/50-40/20 일 때에는 2 nm 미만의 마이크로기공 크기를 보였고, 그 이상에서는 2 nm 이상의 메조기공 크기를 보였다. 합성된 나노다공성 실리카 입자는 439-1219 m^2/g 의 비표면적과 0.23-1.18 cm^3/g 의 기공 부피를 보였다.

3. 결론

본 연구에서는 나노다공성 실리카 입자의 합성에 있어서 증류수와 에탄올로 이루어진 다양한 용매조성에 따른 입자 크기 및 기공 구조 변화를 알아보았다. 나노다공성 실리카 입자는 증류수와 에탄올을 같은 부피로 사용할 때 구형의 균일한 크기로 합성되고, 증류수의 부피가 증가할수록 입자의 크기는 작아지고 발달된 기공 구조를 나타내었다. 또한, 반응용매로 증류수만을 사용한 경우, 나노다공성 실리카 입자는 매우 발달된 규칙적인 기공 구조를 보였다. 결과적으로, 반응용매의 조성을 달리함으로써 나노다공성 실리카 입자의 크기 및 기공 구조를 조절할 수 있었다. 합성된 나노다공성 실리카 입자는 원자력 시설에서 발생될 수 있는 방사성 오염물질의 제거를 위한 화학 젤 제염제나 foam 제염제의 안정화를 위한 새로운 소재로 활용될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Journal of the American Chemical Society, Vol. 129, p. 11022-11023, 2007.
- [2] Journal of Colloid Interface Science, Vol. 26, p. 62-69, 1968.
- [3] Journal of Materials Chemistry, Vol. 17, p. 1758-1761, 2007.

연구로 발생 해체폐기물 관리

황두성, 이윤지, 홍상범, 정경환, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

dshwang@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 1·2호기는 우리나라 최초의 원자로로서 원자력 역사의 시금석이 되었으나 다목적 연구로인 하나로가 정상 가동되면서 1995년 가동을 중지하고 1997년부터 해체사업을 착수하였다. 본 사업은 국내 최초의 원자력시설 해체사업으로서 2009년 4월 1차 사업을 종료하고 추가로 2011년부터 2014년까지 2차 사업을 추진 중에 있다. 연구로 1호기는 국내 최초의 원자로로서 기념관으로 추진하는 과정에서 2009년 8월 원자로의 방사선차폐 역할을 하는 수조수가 누출되어 노심이 공기 중에 들어나게 되었다. 그러나 누출된 수조수의 방사능 농도는 $1.54 \times 10^3 \text{ Bq/m}^3$ 으로 환경에 미치는 영향은 무시할 정도인 것으로 평가되었다. 노심의 누출은 원자로 상부로 일반인들의 접근이 불가능하게 됨을 의미하며 기념관으로서 관람이 용이하지 못하게 되는 것이다. 이로써 부득이 4년에 걸쳐 연구로 1호기의 모든 방사성물질은 모두 제거하고 대신에 차폐수조 콘크리트 내부에 실물과 동일한 모양의 모형을 설치하여 영구 보존하여 안전성을 강화하는 방향으로 기념관 추진방안을 수정하는 2차 사업을 추진하게 되었다.

연구로 2호기 및 주변시설 해체과정에서 발생한 방사성폐기물은 현재 연구로 2호기 원자로실 건물 내에 임시 저장하고 있으며 국가 방사성폐기물처분장(경주) 건설이 2014년 6월 완공 시 처분장으로 이송할 예정이다. 이들 폐기물 및 연구로 1호기를 해체하면서 발생할 폐기물은 방사성폐기물의 처분을 위해 건전성을 확보하고 처분비용 절감 측면에서 폐기물 감용을 위해 토양 및 콘크리트 폐기물을 분류함으로써 방사능 농도가 낮은 폐기물의 자체처분대상폐기물로 전환 작업이 필요하다. 본 연구에서는 이들 해체폐기물의 감용을 위한 분류 작업과 폐기물 처분을 위한 고정화 처리공정을 소개하였다.

2. 본론

연구로 2호기 및 주변시설 해체공사로부터 발

생한 해체폐기물은 모두 2,580톤이다. 해체물 중 자체처분이 가능한 폐기물은 2,185톤이며, 이 중 1,734톤은 도로 건설용 기초 재료로써 재활용되어 자체처분하였다. 방사성폐기물은 총 해체폐기물의 약 15.3%인 395톤이 발생하였다. 이들 방사성폐기물은 4M^3 컨테이너 64개, 200L 드럼 347개, 차폐용기인 'A'형 용기 6개에 나누어 포장되어 연구로 2호기 원자로 건물 내에 저장되어 있다. 이들 폐기물은 중·저준위방사성폐기물 인도규정[1]에 따라 폐기물을 표준화된 포장용기 포장하고 포장물의 구조적 건전성을 입증해야만 한다.

포장용기 중 4M^3 컨테이너는 처분장 반입이 가능하여 제작 사용하였으나 1단계 방폐물 처분장인 동굴처분방식에서는 본 포장용기의 반입이 불가하여 200L 드럼으로 재포장해야 했다. 또한 이들 폐기물의 재포장 및 연구로 1호기에서 발생하는 다양한 종류의 방사성폐기물 중 고정화가 요구되는 폐기물은 콘크리트와 같은 입자성 폐기물을 사용하여 시멘트고화체를 제조하여 혼용 고정화함으로써 폐기물 포장의 효율성을 증대하고 처분 건전성을 확보하고자 하였다. 한편 이 같은 폐기물의 재포장 작업을 수행하면서 토양 및 콘크리트 폐기물의 경우 오염도 측정 등의 분류 작업을 통하여 방사능농도가 0.4Bq/g 이하인 폐기물에 대해서는 자체처분대상폐기물로 분류 전환하여 폐기물을 감용처리 하였다.

2.1 폐기물 감용처리

해체폐기물 중 감용처리 대상 폐기물은 토양 및 콘크리트 폐기물이며, 토양폐기물은 200L 125개와 4M^3 컨테이너 3개에 콘크리트 폐기물은 200L 86개와 4M^3 컨테이너 41개에 포장되어 있다. 폐기물의 분류작업을 위하여 그린하우스를 설치하였으며, 크기는 W6,600 X D5,700 X H500 mm 이고 작업공간 내 분진 제거를 위해 환기설비를 설치하였다. 그린하우스 내에는 드럼 및 4M^3 컨테이너에 포장된 토양폐기물 반입을 위한 W1,740 X D2,900 X H200 mm 크기의 거치대를 설치하였고 토양폐기물 분류 작업을 위한 W3,300

X D2,200 X H1,300 mm 크기의 작업대를 설치하였다.

감마핵종별 비방사능의 총합이 0.4Bq/g 미만일 경우 자체처분대상폐기물로 분류한다. 그린하우스로 반입된 토양폐기물은 먼저 토양폐기물 거치대에 올려진 후 개봉한다. 작업대에 부은 토양폐기물은 동일한 높이가 되도록 평탄 작업을 수행한다. 동적조사(scan survey)를 위해 작업대 위에 펼쳐진 토양폐기물은 16개 구역으로 구분하며, 이를 위해 작업대에 표식을 한다. 동적조사는 α , β 선을 측정할 수 있는 휴대용 오염감시기와 γ 를 측정할 수 있는 휴대용 오염감시기를 병행하여 사용한다. 동적조사를 수행 후 gross gamma (CPS)가 600 CPS 이상이거나 표면오염도가 35cps 이상인 경우 HoT-Spot으로 간주하여 방사성폐기물로 분류하고 그 미만일 경우 자체처분대상 폐기물로 분류한다. 방사성폐기물 및 자체처분대상 폐기물로 분류된 폐기물은 드럼 포장 전에 일정량의 시료를 고르게 2kg 이상 채취하여 핵종농도를 분석하고 측정 결과에 따라 방사성폐기물과 자체처분대상폐기물로 분류하고 드럼에 포장하여 저장장소로 이동한다.

콘크리트 폐기물은 덩어리 형태와 입자 형태의 폐기물로 분류하여 총 200L 정도를 작업대에 분는다. 덩어리 형태의 폐기물은 각 덩어리의 전면 및 동적조사(scan survey)를 수행하고 입자형태의 폐기물은 작업대 위에 펼쳐고 콘크리트폐기물을 16개 구역으로 구분하며, 이를 위해 작업대에 표식을 한 후 동적조사를 수행한다. 그 외의 분류 방법은 토양폐기물 분류와 동일한 방법으로 수행하였다.

이 같은 분류작업을 통하여 토양폐기물은 200L 드럼으로 58개, 콘크리트폐기물은 259개를 자체처분대상폐기물로 전환하였다.

2.2 폐기물 혼용 고정화처리

폐필터 및 잡고체와 같은 비균질폐기물 중 반감기가 5년 이상인 핵종의 총 방사능 농도가 74,000Bq/g 이상인 폐기물 포장물의 경우에는 내용물을 고정화해야 한다. 또한 직경 0.01mm 이하 1% 이상이고 0.2mm 이하 15% 이상인 입자성물질을 포함하는 폐기물은 비분산성이 되도록 고정화해야 한다. 그리고 고건전성 용기(HIC)를 제외한 모든 포장물은 폐기물 내 빈 공간 및 폐기물과 용기사이 공간이 가능한 한 최소가 되어야 하며,

채움율은 용기 부피의 85% 이상이고 용기상부 빈 공간 15% 이하이어야 한다. 이와 같은 폐기물의 인수기준을 만족하기 위하여 콘크리트 폐기물 중 입자성 폐기물을 시멘트와 혼합하여 콘크리트 몰탈을 제조하여 폐기물을 효율적으로 고정화하였다. 한편 이 같은 고정화 시 별도의 폐기물 고화체 시험요건을 적용하지는 않지만 연구로 발생 해체폐기물 포장관리의 품질 관리 차원에서 압축강도 요구조건인 3.44 MPa 이상인 시멘트 고화체만을 제조하여 사용할 예정이다. 이 같은 조건을 만족하는 시멘트고화체 제조조건은 페콘크리트:물:시멘트의 배합비가 중량비 기준으로 75:10:15로서 압축강도는 12.2 MPa를 나타내었다.

3. 결론

본 연구에서는 연구로를 해체하면서 발생한 방사성폐기물의 처분을 위한 건전성을 확보하고 처분비용의 절감 측면에서 폐기물 감용을 위해 토양 및 콘크리트 폐기물의 분류를 통해 방사능 농도가 낮은 폐기물은 자체처분대상폐기물로 전환하는 감용처리와 폐기물의 처분을 위한 고정화 처리공정을 수행하였다. 방사성폐기물 감용을 위한 분류 작업을 통하여 토양폐기물은 200L 드럼으로 58개, 콘크리트폐기물은 259개를 자체처분대상폐기물로 전환하였다. 또한 폐기물의 고정화를 위하여 콘크리트 폐기물 중 입자성 폐기물을 시멘트와 혼합한 콘크리트 몰탈의 제조 조건을 제시하였다. 고정화 시 별도의 고화체 시험요건을 적용하지는 않지만 연구로 발생 해체폐기물 포장관리의 품질 관리 차원에서 압축강도 요구조건인 3.44 MPa를 만족하는 조건은 페콘크리트:물:시멘트 배합비가 중량비 기준 75:10:15이며, 이 조건에서의 압축강도는 12.2 MPa이다.

4. 참고문헌

- [1] 원자력안전위원회고시 제2012-53호, 중.저준위방사성폐기물 인도규정, 2012.

방사성 세슘의 선택적 제거를 위한 기능성 실리카 나노입자 제조

양희만, 이근우, 서범경, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

hmyang@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 중대사고로 인하여 오염된 환경을 원래의 깨끗한 상태로 되돌리기 위해서는 안전하고 효과적이며, 신속하고 정확하게 오염을 제거할 수 있는 기술이 필요하다. 특히 엄청난 재앙을 불러온 체르노빌 원전 사고와 후쿠시마 원전 사고와 같은 원전 사고를 대비하기 위해서는 방사성 오염 물질로 오염된 지하수, 지표수, 공기, 토양 등에서 방사성 오염 물질을 제거 할 수 있는 흡착제 제조 기술의 확보가 매우 중요하다.

메조포러스 물질은 나노크기의 기공과 높은 비표면적을 지니고 있어 흡착제로서의 응용 가능성이 높아 환경 응용 분야에서 활발한 연구가 진행되고 있다. 본 연구에서는 메조포러스 물질을 이용하여 방사성 핵종의 흡착제로 응용하는 연구를 수행하였다. 이를 위해 나노미터 크기의 기공을 가지는 메조포러스 실리카 나노입자 (MCM-41)를 합성하고 post-grafting 법을 이용하여 표면을 아민기로 개질한 후, 방사성 세슘과 높은 결합력을 가진 불용성 페로시아나화물을 기공 표면에 접목시키기 위해 Cu 이온 및 ferrocyanide로 순차적으로 표면개질하여 기능성 메조포러스 나노입자를 합성하였다.

2. 본론

2.1 제조 방법

mesoporous silica 나노입자는 cetyl-trimethyl ammonium chloride (CTAB)를 template로 하여 Tetraethoxysilane(TEOS)를 전구체로 hydrolysis와 condensation 및 condensation을 통해 제조하였다. 먼저, 2 M의 NaOH solution 1.75 mL과 CTAB 0.5g을 과량의 물에 넣어준다. 반응기의 온도를 80°C로 올려준 후 TEOS를 천천히 첨가하여 2시간 동안 반응을 시켜준다. 반응이 끝난 후 물과 메탄올로 미반응물들을 제거 및 건조시킨다. 건조된 입자를 염산이 포함된 메탄올 용액에 첨가하여 24 시간동안 반응시켜 CTAB를 제거하여 mesoporous silica nanoparticles (MSN)을 얻는다.

1g의 MSN을 amino-ethyl-aminopropyl trimethoxysilane (EDA-silane)이 들어 있는 toluene 80 mL에 첨가하여 24 시간 동안 반응하여 EDA가 결합된 mesoporous silica 입자인 EDA-MSN을 얻는다. 그 후 적정량의 CuCl_2 를 첨가하여 Cu가 결합된 Cu-EDA-MSN를 제조한다. 마지막으로 $\text{Na}_4\text{Fe}(\text{CN})_6$ 가 녹아 있는 물에 첨가하여 ferrocyanide가 결합된 mesoporous silica nanoparticles (FC-Cu-EDA-MSN)를 얻는다.

제조된 FC-Cu-EDA-MSN은 Dynamic light Scattering (DLS), X-ray diffraction (XRD), Transmission Electron Microscope (TEM), Scanning Electron Microscope (SEM), BET, FT-IR, X-ray Photoelectron Spectrometry (XPS)를 이용하여 특성분석 하였으며 제조된 입자를 이용하여 세슘 흡착 능력을 확인하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

ethylenediamine (EDA)는 다양한 전이 금속과 킬레이트 결합 (chelate bond)을 이루는 물질로 잘 알려져 있다. 본 실험에서는 mesoporous silica 나노입자 기공 표면을 세슘(Cs)와 강한 흡착성이 있는 불용성 페로시아나화물로 표면 개질하기 위해 EDA-silane와 전이금속으로 Cu를 이용하였다.

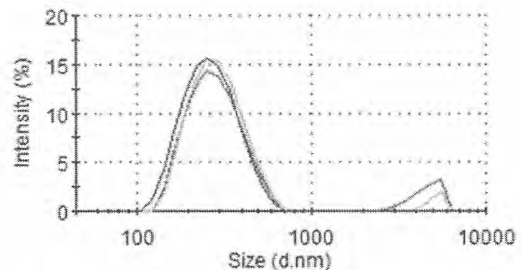


Fig. 1. 제조된 나노입자의 사이즈 (mesoporous silica nanoparticles(MNS, 파랑), Cu-EDA-MSN(빨강), Ferrocyanide-Cu-EDA-MSN(녹색)).

TEM, SEM, BET 등의 화학분석을 통해 제조된 FC-Cu-EDA-MSN의 특성을 하였다. 그림 1은 DLS

를 이용한 나노입자의 크기 보여주고 있다. MSN, Cu-EDA-MSN, FC-Cu-EDA-MNS의 평균 입자 사이즈가 각각 250 nm, 310 nm, 302 nm 이며, 이를 통해 입자 사이즈의 변화가 크지 않음을 확인하였다.

FT-IR, XPS 측정을 통해 제조된 mesoporous silica 나노입자의 표면개질 여부를 분석하였다. 그림 2에서 보는바와 같이 MSN의 경우, 1061 cm^{-1} 에서 피크는 Si-O-Si bond의 Si-O stretching vibration을 나타내며, EDA-MSN의 경우, 1600 cm^{-1} , 3400-3100 cm^{-1} 에서 NH와 NH₂ groups의 vibration 위치를 나타낸다. 또한, FC-Cu-EDA-MSN의 경우 2104 cm^{-1} 에서의 강한 흡수 피크를 통해 cyanide group (CN)이 성공적으로 잘 결합되어 있는 것을 확인 할 수 있다.

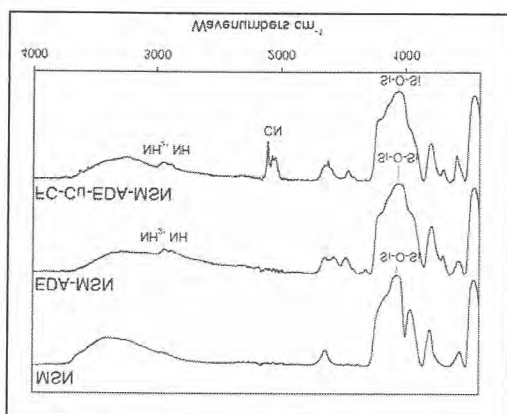


Fig. 2. mesoporous silica nanoparticles (MNS), EDA-MSN, Ferrocyanide-Cu-EDA-MSN의 FT-IR spectra.

제조된 FC-Cu-EDA-MSN의 세습 흡착특성을 알아보기 위해 회분식 흡착실험을 수행하였다. 다양한 농도의 세습이 녹아 있는 수용액에 solution-to-solid ration를 200mL/g으로 입자와 함께 2시간 동안 교반하였다. 흡착 처리 후, 상등액 내의 세습의 농도를 AA로 분석하였다.

세습은 수분내로 나노입자 기공에 대부분 흡착되는 것을 확인하였으며, 수용액 내의 세습이 대부분 흡착되었다.

3. 결론

본 연구에서는 세습의 선택적 흡착과 높은 제거 효율을 위해 메조포러스 실리카 나노입자 기공 표면을 불용성 페로시아나화물로 표면개질하였으며 제조된 입자의 세습 흡착 거동을 살펴보았

다. 제조된 기능성 메조포러스 실리카 나노입자는 원자력 시설의 사고 시 발생하는 강, 하천 수영장 등의 세습 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] Q. Cai et al., Chem. Mater. 13, 258-263 (2001).
- [2] S. Huh et al. Chem. Mater. 15, 4247-4256 (2003).
- [3] A. M. Klonkowski et al., Langmuir 1999, 15, 5814-5819 (1999).

황산용액을 이용한 오염된 콘크리트 폐기물로부터 우라늄 제염

김승수, 김완석, 박혜민, 박옥량, 김계남

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료 공정에 사용한 원자력시설의 해체시 70%이상을 차지하는 콘크리트 폐기물의 처리에 대해 각 국가들이 중요한 관심을 갖고 있다. 한국 원자력연구원에서도 우라늄 변환시설을 복원하는 과정에서 1500 드럼이상의 콘크리트 폐기물이 발생하였다. 이 콘크리트 폐기물을 아무 처리없이 경주 중저준위폐기물처분장에 모두 처분된다면, 막대한 처분비용 뿐 아니라 처분장의 효율성도 저하되게 된다. 따라서 이들의 부피를 줄이는 처리과정이 요구된다.

우라늄으로 오염된 콘크리트의 제염연구는 지금까지 거의 수행되지 않았다. 다만, 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 자갈과 같이 매우 큰 골재를 제외한 작은 골재는 콘크리트의 오염도에 따라 세척이 필요하다.

본 연구에서는 우라늄으로 오염된 콘크리트 폐기물로부터 우라늄을 제거하기 위해 세척액으로 고려되고 있는 질산 대신 황산을 사용하여 제염율과 발생된 세척액의 처리방법 및 발생열량의 양 등을 구하여 질산에 의한 세척의 경우와 비교하였다.

2. 실험

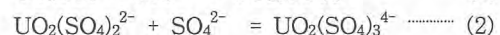
콘크리트 폐기물을 죠크레셔로 파쇄한 다음, 체로 쳐서 크기가 1.0~5.6 mm인 입자만을 실험에 사용하였다. 폐기물 세척액으로는 폐기물 1.0 M 황산과 질산을 각각 사용하였다. 실험후 세척액의 침전을 위해서는 마그네트와 명반(alum)을 사용하였으며, 흡착수지로서 Amberlite, IRA 910을 사용하였다. 모든 실험은 2회반복 실시하였다. 용액 중 우라늄의 농도는 HPGe Gamma-ray Spectrometry를 이용하여 딸핵종인 Th-234 혹은

Pa-234m을 측정하여 간접적으로 구하였다.

1.0~5.6 mm 크기의 콘크리트 입자 50 g을 1.0 M 황산과 질산 용액에 넣고, 상온에서 120 rpm으로 2시간동안 교반하였다. 교반후 상등액 40 mL를 취해 용액중 Th-234와 Pa-234m을 측정하였다. 용매를 최대한 제거한 다음, 남은 콘크리트를 전과 동일한 조건으로 재세척하였다. 재세척후 상등액을 취해 방사선량을 측정하였으며, 용액제거후 남은 콘크리트 시료를 건조하여 고체의 방사선량도 측정하였다.

세척액에 함유된 우라늄을 침전시키기 위하여 NaOH를 첨가하여 pH를 11로 조절한 다음, 0.1 g의 마그네타이트와 명반을 각각 용액에 첨가하였다. 침전후 상등액의 방사능 농도와 건조후 침전물의 무게를 측정하였다.

A. Rahmati 등[2]은 0.02~9.0 M의 황산용액에서 우라늄이 아래 반응에 의해 uranyl sulfate 음이온이 형성되어 강음이온 흡착제인 IRA 910에 70~80% 흡착한다고 발표하였다.



따라서 본 실험에서 콘크리트 폐기물로부터 우라늄을 세척하기 위하여 사용한 황산의 농도가 1.0 M 이므로, IRA 910으로 세척액에 용해되어있는 우라늄을 제거하고 황산은 재사용할 목적으로 IRA 910을 사용하여 회분식실험을 실시하였다. 이를 위해 콘크리트 세척액 혹은 우라늄 용액 50 mL에 IRA 910을 각각 0.2, 0.5, 1.0 g씩 넣고, 2시간이상 교반하면서 반응시켰다. 반응후 용액의 상등액을 40 mL를 취하여 방사선량을 측정하였다.

3. 결과 및 토의

콘크리트 입자를 황산과 질산 용액에 넣고, 2시간씩 2차례 교반후 취한 상등액과 세척후 남은 콘크리트의 Pa-234m 농도를 측정한 결과, Table

1을 얻었다. 이 표로부터 콘크리트에 대한 우라늄 세척정도는 1.0M 황산과 질산에서 비슷한 것으로 나타났다. 그러나 세척액에 함유된 우라늄 침전 실험결과, 침전후 슬러지의 양이 질산과 황산 세척에서 각각 5.03, 3.58 g으로 황산용액에서 조금 적게 생성되었다. 침전후 용액중 Th-234와 Pa-234m의 방사선량은 50,000초 동안 측정하여도 검출되지 않았다. 질산 세척의 경우에 비해, 작은 양의 슬러지 발생과 상대적으로 가격이 낮은 황산의 사용은 경제적으로 유리하게 작용할 것으로 판단된다.

Table 1. The activities of Pa-234m in the supernatant and washed concrete.

	Activity (Bq/g)	
	1.0 M nitric acid	1.0 M sulfuric acid
Unwashed concrete	0.80	
Supernatant from 1 st washing	0.12	0.16
Supernatant from 2nd washing	0.07	0.04
Washed concrete	0.35	0.34

황산 세척액에 용해되어있는 우라늄만을 IRA 910을 사용하여 제거할 목적으로 실시한 회분식 실험 결과는 A. Rahmati 등이 주장한 것과 달리 우라늄이 선택적으로 제거되지 않았다. 이는 $\text{UO}_2\text{SO}_4(\text{aq})$ 의 생성반응은 잘 진행되나, 상기반응식 (1)과 (2)에서 $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2^{2-}$ 와 $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3^{4-}$ 의 형성반응 평형상수가 매우 낮아 이들 이온이 잘 형성되지 않거나, pH 1.3 이하에서의 산성용액에서 황산이 SO_4^{2-} 보다 HSO_4^- 의 양을 더 많이 형성하기 때문으로 생각된다 [3].

4. 결론

콘크리트폐기물에 포함된 우라늄을 1.0 M 황산과 질산으로 세척한 경우, 세척정도는 비슷하였으나 침전후 슬러지의 양이 황산용액에서 조금 적게 나타났다. 황산 세척액중에 용해되어있는 우라늄만을 Amberlite, IRA 910을 사용하여 제거할 목적으로 실시한 회분식실험 결과는 우라늄이 선택적으로 제거되지 않았다.

5. 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] A. Rahmati, A. Ghaemi, M.Samadfam, Kinetic and thermodynamic studies of uranium(VI) adsorption using Amberlite IRA-910 resin, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.39, pp.42 - 48, 2012.
- [3] A. Burneau, M. Tazi, G. Bouzat, Raman spectroscopic determination of equilibrium constants of uranyl sulphate complexes in aqueous solutions, *Talanta*, Vol.39, pp.747-748, 1992.

탄산용액을 이용한 방사성 콘크리트 폐기물 제염

김완석, 김승수, 박혜민, 박옥량, 권혁주, 류오하, 김계남
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111
zickim@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설 해체 시 전체 폐기물의 70%이상을 차지하는 방사성 콘크리트 폐기물에 처리 중요성을 인식하고 있다. 국내에서도 2010년 우라늄변환시설 복원 시 다량의 우라늄이 함유된 콘크리트 폐기물이 발생하였으며, 원자력 폐기물저장고에 약 1700 그럼 정도 보관하고 있다. 한국원자력연구원의 폐기물저장고에 보관중인 콘크리트 폐기물은 200L 드럼 당 처분 비용을 처리 없이 처분할 경우, 예산이 많이 소요될 것으로 예상된다. 따라서 콘크리트 폐기물의 시멘트혼합물에 스며들어 있는 우라늄을 제거/회수하여 자체 처분함으로써 최종 처분 비용 절감을 도모할 필요가 있다.

콘크리트 혼합물에 함유된 우라늄을 선택적으로 회수/처리에 대한 연구는 지금까지 거의 수행되지 않았었다. 다만 고온/강산에 의한 우라늄과 다른 불순물을 용해한 후 회수/처리를 하였다. 이 고온/강산의 방식은 장치의 부식, 유독가스발생, 2차 폐기물 발생 등 후속 처리에 비용이 들어간다.

최근에는 장치 안전성과 후속 처리비용을 절감할 수 있는 측면에서 염기성인 탄산용액에 의한 우라늄 회수/처리 방법이 제시되고 있다.

따라서 본 연구는 연구원에 저장 중인 우라늄이 함유한 콘크리트 폐기물을 탄산용액 및 질산용액으로 세척하여, 이들의 우라늄 제거 특성과 효율을 비교하였다.

2. 본론

2.1 실험

2.1.1 시료 및 시약 제조

콘크리트 폐기물을 조크레스로 1차 파쇄한 후 입자크기가 1.0~5.6mm와 5.6mm 이상인 콘크리트 폐기물을 50g씩 제조하여 시료로 사용하였다. 세척용액으로는 물 500mL에 Na₂CO₃와 H₂O₂를 각각 0.25, 0.1M로 용해시킨 후, pH를 8.5~9.0로 조절하였다. 또다른 세척액으로는 1M의 질산용액을 사용하였다.

2.1.2 실험방법

모든 실험은 25±1℃에서 시료와 용액비율이 1g : 2mL가 되도록 하였으며, 온도, 교반속도, 시간 조절이 가능한 다중 교반기를 이용하여 120rpm에서 2시간동안 세척하였고, 같은 조건으로 2회 반복하였다. 질산용액과 탄산용액을 이용한 상세한 세척조건을 Table 1에 나타내었다. pH에 따라 탄산이온과 우라늄 화합물의 주요 화학종 분포를 Fig. 1에 나타내었다. 이 그림에서 우라늄이 pH 8.5 ~ 11에서 탄산용액에 UO₂(CO₃)₃⁴⁻로 용해되므로, 실험용액의 pH를 9로 조절시켜 세척하였다.

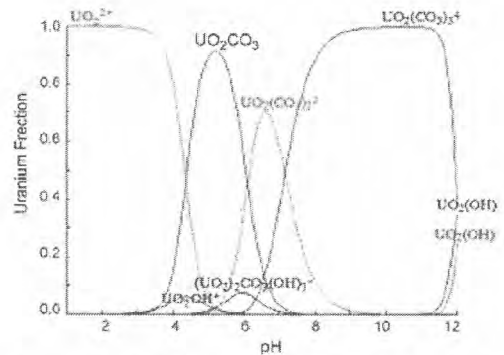


Fig. 1. Dissolution Curve by pH Distribution of Uranium.

Table 1. Washing Conditions.

용액	입자크기(mm)	세척조건
1.0M HNO ₃	1.0 ~ 5.6	1g:2mL, 2h/회×2
	5.6<	120rpm, pH 0
0.25M Na ₂ CO ₃	1.0 ~ 5.6	1g:2mL, 2h/회×2
	5.6<	120rpm, pH 9

2.1.3 분석

시료의 세척 전·후 우라늄 농도분석은 HPGe Gamma-ray Spectroscopy System기기를 이용하여 수행하였고, 용액의 세척 전·후 pH를 측정하였다.

2.2 결과 및 고찰

Fig. 2.는 세척 실험을 수행했을 때 pH 변화를 나타낸 것이다. 1차 세척 시에는 pH 변화가 2차 세척 시보다 크게 나타나는 것을 알 수 있다. 콘크리트 폐기물은 강알칼리성 물질로 pH가 13이상으로 올라가기 때문에 세척할 때 pH를 조절하지 않으면 세척을 제대로 수행할 수 없다. 탄산용액은 알칼리성 용액으로 pH 조절이 쉬운 반면, 질산의 경우 pH를 낮추기 위해 많은 양의 질산이 소요되었다.

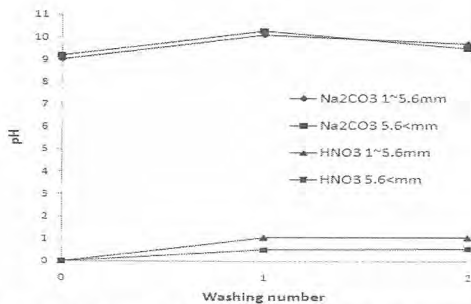


Fig. 2. pH Change of Particles Distribution by Carbonate Solution and Nitric Acid Solution.

용액별 우라늄 제거 효율을 Table 2에 나타냈다. 질산용액으로 세척하였을 시 제거효율이 50% 이상으로 나타난 반면, 탄산용액에서는 조금 낮은 40%이상의 제거효율을 나타냈다. 입자크기가 5.6mm 이상인 콘크리트 골재는 초기 오염도가 낮아 쉽게 탄산용액이나 질산용액으로 세척하여 0.4 Bq/g 이하로 낮출 수 있어 자체처분을 할 수 있는 가능성이 크다. 1.0~5.6mm부터는 오염도가 점차 커지며 제거효율도 떨어지는 경향으로 나타났다.

Table 2. Removal Efficiency of Uranium.

용액	입자크기 (mm)	세척 전 농도(Bq/g)	세척 후 농도(Bq/g)	제거율 (%)
HNO ₃	1.0 ~ 5.6	0.87	0.42	52
	5.6<	0.80	0.38	53
Na ₂ C O ₃	1.0 ~ 5.6	1.78	1.04	42
	5.6<	0.62	0.35	46

Table 3.은 세척 후 콘크리트 골재의 무게를 나타냈다. 질산용액으로 세척한 1.0~5.6mm 입자와 5.6mm 이상의 콘크리트 골재는 각각 15%, 12.6%의 무게비가 나타났다. 탄산용액으로 세척한 1.0~5.6mm 입자와 5.6mm 이상의 콘크리트 골재는 각각 2.2%, 1.6%로 세척 전 시료와의 무게 차이가 거의 없다. 5.6mm 이상의 우라늄으로 오염된

콘크리트 폐기물은 질산용액 세척 보다는 탄산용액으로 세척하는 것이 더 효과적인 것으로 사료된다.

Table 3. Compare the Weight after Washing.

용액	입자크기 (mm)	세척 전 무게(g)	세척 후 무게(g)	무게 비 (%)
HNO ₃	1.0 ~ 5.6	50	42.5	15
	5.6<	50	43.7	12.6
Na ₂ CO ₃	1.0 ~ 5.6	50	48.9	2.2
	5.6<	50	49.2	1.6

3. 결론

우라늄이 함유된 콘크리트 폐기물을 자체처분하기 위하여 탄산용액과 질산용액의 세척효율을 비교하였다. 콘크리트의 특성상 강알칼리성 물질이기 때문에 pH 조절에는 탄산용액이 수월한 반면, 질산용액은 pH를 낮추기 위해 많은 양의 질산이 소요된다. 질산용액으로 세척 시에는 많은 양의 불순물과 용해성 물질이 질산용액에 용해된다. 질산용액을 처리하면 2차 폐기물이 많이 배출될 것으로 사료된다. 반면 탄산용액으로 세척 시에는 우라늄만 선택적으로 용해시켜 2차 폐기물이 적게 배출될 것으로 사료된다. 따라서 질산용액보다 탄산용액으로 세척하는 것이 더 효과적인 방법이라 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

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, Electrokinetic 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.

유리고화시험시설의 변경허가 과정 및 결과

민병연, 이기원, 홍상범, 윤경수

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

bymin@kaeri.re.kr

1. 개요

금속용융시험시설은 유리고화 시험연구를 위해 1998년 12월에 완공한 유리고화연구시설로 인허가를 받아 사용해 왔던 시설로서 방사성폐기물 유리고화 시험연구가 종료됨에 2003년부터 가동이 중지되어왔다. 유리고화시험시설과 금속용융시험시설은 모두 고온용융시험시설로서 용융되는 대상만 차이가 있기 때문에 기존 유리고화시험시설을 고온용융시험시설로 사용하기에 매우 적합한 시설로 판단됨에 따라 유리고화시설 일부를 증·개축하여 금속용융시험시설로의 변경인허가를 신청하였으며 사용하고자 하는 RI 동위원소의 종류 및 수량 역시 기존 유리고화시설에서 허가받았던 Co-60 2.22 GBq (60mCi), Cs-137 1.11 GBq(30 mCi)로서 총 3.33 GBq (90mCi)로 방사선 안전보고서를 작성하였다. 인허가 신청서류는 용융제염 연구시설의 배치도 및 시설관련 각종 도면, 사용시설 상세설명등을 포함한 별첨서류와 함께 원자력안전법 시행규칙 제 66조 제2항의 규정에 준하여 방사선안전보고서 작성하였다. 이후 공식적으로 2차례의 심사질의와 답변 후 2012년 8월 29일 원자력안전위원회로부터 변경허가를 받았다.

2. 본론

2.1 변경 인허가 신청 목적

용융기술은 첨가한 슬래그에 의해 방사성핵종을 제염(Cs, Sr)하는 것과 비 균질적으로 금속폐기물 표면에 오염된 핵종을 주피에 균일하게 배분(Co)시켜 잔류 오염도 측정을 손쉽게 하는 두 가지 중요한 요건을 만족시켜야 한다. 이를 위해 금속성 해체폐기물 감용 및 실용화 시설 구축을 위한 연구목적으로 한국원자력연구원에 금속용융 시험시설 내에 유도 용융로를 자체 설계·제작 설치하여 방사성금속폐기물의 물리·화학적 조성을 모의한 비방사성 폐기물에 핵종 및 농도를 알고

있는 방사성동위원소를 추적자로 사용한 금속용융시험을 통해 금속의 종류(비철금속, 철금속), 용융온도, 용융시간, 운전방법, 슬래그 종류, 슬래그량에 따른 방사성핵종의 분배특성 및 관련 데이터를 확보하여 향후 실용화 방사성금속폐기물 용융 기술을 구축하여 이전하고자 함에 있다.

2.2 시설 증·개축 및 보수

유리고화시험시설과 금속용융시험시설은 모두 고온용융시험시설로서 용융되는 대상만 차이가 있기 때문에 기존 유리고화시험시설을 고온용융시험시설로 사용하기에 매우 적합한 시설로 판단됨에 따라 효율적인 금속용융 시험을 위해 유리고화시설 일부를 보완 및 증·개축하였다(Fig. 1, 2). 유리고화연구시설의 주요 변경 내역은 아래와 같다

Table 1. The Remodeled vitrification facilities.

주요계통명	변경사항
폐기물주입계통	철거 후 용융실로 병합
고온용융 계통	아크로 철거 후 유도로 설치, 열적산화기 해체됨
배기가스처리계통	필터시스템 만 사용함(습식처리 시스템 미 사용)
용융물 처리계통	주요설비 해체 후 용융실로 병합됨
공정 및 배기가스감시계통	iCAM 신설
배출수 수집 처리계통	변동사항없음
시설환기계통	
부대설비	



Fig. 1. present status of melting room.

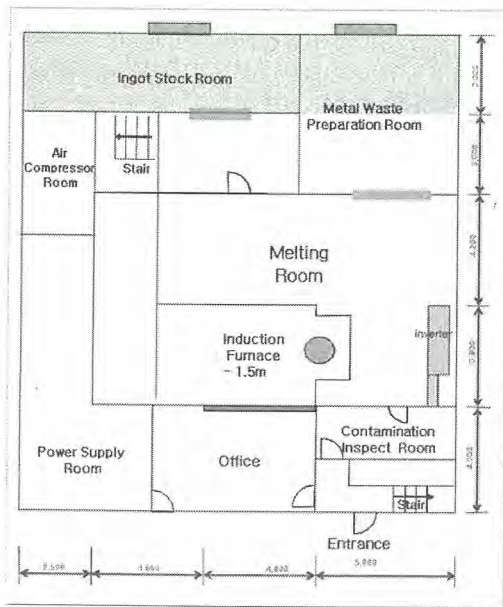


Fig. 2. 1st floor plan of melting facility.

2.3 인허가 심사과정

2.3.1 제 1차 심사질의 및 답변

한국원자력안전기술원에서 2012년 6월에 제1차 유리고화연구시설에 대한 사용변경허가 안전성 심사 후 총 14개 항에 대한 질의가 있었다. 제1차 심사질의의 내용은 1. 피폭방사선량 평가에 사용된 인자와 식에 대한 출처, 2. 내부피폭선량평가에 사용된 부유물질의 농도 1 mg/m^3 의 보수성, 3. 배기가스의 방사성감시기 관련 제반사항, 4. 유리고화연구시설 철거시 방사선안전관리 기록 목록, 5. 배기에 의한 영향(에어로졸 형성분율 및 공기 중 분산비율에 대한 보수성 고려여부), 6. 기체 유출물 감시기 사양 및 절차, 7. 최종 배기가스 필터뱅크에 사용된 필터들의 역할 및 성능시험 절차, 8. 여과기(백필터) 사양, 9. 액체 수집조의 건전성, 10. 사고의 의한 종사자 및 일반인의 예상 피폭선량, 11. 시설 화재 위험도 분석, 12. 방사성폐기물 발생량 최소화 방안, 13. 방사성폐기물 위탁 전 관리방안, 14. 기존 유리고화시설 해체 폐기물 발생량 및 관리방법에 대해 상세히 기술하라는 내용이었다. 이에 따라 14개 항목에 대한 질의 답변서와 이를 반영한 방사선안전보고서, 8개의 보완자료를 첨부문서로 제출하였다.

2.3.2 제 2차 심사질의 및 답변

총 7개의 2차 질의 및 추가질의가 2012년 7월

에 있었으며, 이에 대한 답변을 7월 30일 제출하였다. 이에 대한 주요 질의 및 답변내용은 1. 외부피폭선량평가기 사용된 Build-up Factor의 확인 후 재 평가 할 것. 2. 내부피폭선량평가 IAEA Safety Series No. 111-p-1.1에서 제시하는 방법에 의한 내부피폭선량 평가 관련 계산자료 제출 3. 사고에 의한 영향 평가기 제한구역의 경계 설정 관련한 내용이었으며 이에 대한 답변은 1. Build-Up Factor의 경우 Radiation Shielding (Shulties JK, ANS)에 Table E.5(pp 483)에 제시된 값을 이용하여 재평가하였고, 평가내용은 반영하여 방사선안전보고서를 수정하였다. 2. IAEA Safety Series No. 111-p-1.1에서 제시하고 있는 내부피폭평가는 평가대상을 체적오염체로 가정하여 보수적으로 평가하였으며 평가결과는 관련기준을 만족하였다. 3. KAERI 제한구역(800m)는 KAERI 부지 경계를 기준으로 평가한 것으로 KAERI 부지 경계에는 Fence가 설치되어 있어 일반인의 출입 통제가 이루어지며, 부지내의 경우 주기적으로 환경방사선/능 감시가 이루어지고 있기 때문에 관련 기준을 적용하여 평가하였다.

3. 결론

작업자 안전, 방사선 안전 및 효율적인 금속용융 시험을 위해 유리고화시설 일부를 보완 및 증·개축하여 시설의 인터록, 시건장치, 경보장치등을 새로이 교체하였으며 내부에서 공기오염이 예상되는 경우에는 공기 중 농도를 기준치 이하로 유지할 수 있는 공기공급 및 정화계통이 설치되어 있으나 새로이 증설된 각 실에 배기시설을 추가로 설치하여 방사선 안전에 만전을 기하였다. 작업장소, 작업시간, 작업방법 등 예상 피폭선량의 평가에 도입된 가정과 선량 산출방법에 의해 개인 및 집단의 예상 최대 외부피폭 평가와 예상 오염도, 작업시간, 흡입률등에 대한 내부피폭평가, 방사선관리구역 외부에서 시설의 특성을 고려하여 피폭선량 평가가 필요한 지역(RI저장실)에 주변인원의 피폭선량 평가 결과 기준치를 상당히 하회하는 결과값을 얻어 금속용융 연구시설의 안전함이 입증되었다. 배기, 배수, 직접방사선의 영향을 고려한 주변환경에 대한 방사선 영향은 매우 미약한 수준의 결과 값을 얻었다. 향후 정상적인 운전을 하기 위해서는 유도로 측로 및 사용 전검사를 신청하여야 한다.

HNO₃-N₂H₄계의 magnetite 용해반응

박정순, 원희준, 최왕규, 문제권

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

parkis@kaeri.re.kr

1. 서론

원자로의 가동년수가 증가함에 따라 증기발생기 수설을 포함한 1차 계통 내부에는 부식산화막이 형성되고 이에 따라 구조재질이 손상될 뿐만 아니라 부식 산화막내에 방사성핵종이 침적되어 방사선 준위가 증가하게 된다. 방사성핵종의 누적은 작업자의 방사선 장애로 인하여 유지 및 보수 시간과 비용을 증가시킨다.

이러한 부식산화막은 금속 산화물의 형태로 존재하며 금속 산화물의 용해반응을 이용한 화학제염을 통해 원자력 발전소 증기발생기의 1차 계통 표면에 방사성 오염 산화막을 제거하여[1,2] 발전소의 유지, 보수시간과 비용을 절감시키게하며 작업효율을 향상시킨다.

화학제염제로는 H₂SO₄, HNO₃, HCl, HF 등의 무기산과 Oxalic acid, Citric acid 등의 유기산, EDTA, HEDTA등의 킬레이트제 등의 제염제가 단독으로 또는 혼합되어 사용되고 있다.

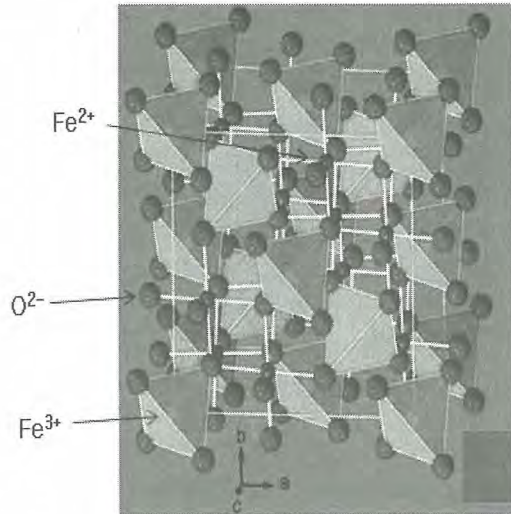
본 연구에서는 폐기물 발생량을 최소화하고 효과적인 제염공정에 대한 기술 연구로 HNO₃-N₂H₄ 혼합용액의 마그네타이트 용해에 관한 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 마그네타이트의 용해반응

마그네타이트(Fe₃O₄)는 환원성 분위기에서 존재하는 철 산화물로 원자력 발전소의 합금철 재료가 부식됨에 따라 발생하는 화합물이다. 마그네타이트의 결정 구조는 역 스피넬, 산소 이온은 입방 최밀 충전, 단위 격자는 32개의 정팔면체 위치와 64개의 정사면체 위치로 이루어져 있으며 정팔면체 위치의 반과 정사면체 위치의 1/8을 철 이온이 점유한다[3].

마그네타이트의 결정구조를 Fig 1에 도시하였다.

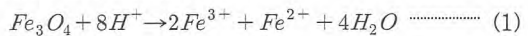


Fe²⁺ : 0.077 nm, Fe³⁺ : 0.067 nm, O²⁻ : 0.14 nm

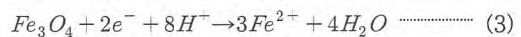
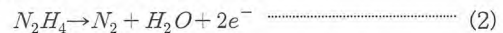
Fig. 1. 마그네타이트 결정구조.

마그네타이트의 용해반응은 다음과 같이 진행될 수 있다.

Acid dissolution



Reductive dissolution



2.2 실험

용해조건을 찾기위해 Hydrazine을 기초로 환원분위기를 맞추고 무기산인 HNO₃을 이용하여 pH를 조절하여 실험을 실시하였다. 실험장치로 소형 Auto clave를 제작하여 온도를 변화해 주며 시간에 따른 마그네타이트 용해반응을 알아보았다. 실험조건을 Table 1에 수록하였으며 실험장치는 Fig 2와 같다.

Table 1. 공정인자 및 제염제 조성.

Molarity (M)	pH	Time (min)	Temp (°C)
$N_2H_4 : 7 \times 10^{-3}$ $HNO_3 : pH \text{ control}$	3	120	70-150
$N_2H_4 : 7 \times 10^{-3}$ $HNO_3 : pH \text{ control}$	3	10-240	150

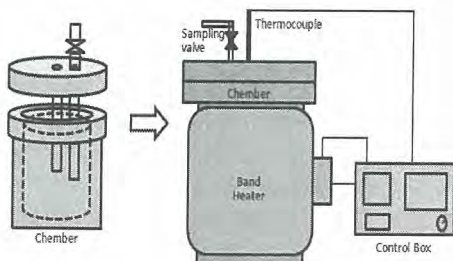


Fig. 2. 실험장치 모식도.

2.3 결과

Table 2와 Fig 3은 $7 \times 10^{-3}M$ N_2H_4 , pH 3인 조건에서 120min간 온도변화에 따른 마그네타이트에서 용해된 철이온의 농도변화이다. 본 계는 pH 3일 때 $100^\circ C$ 이하에서 마그네타이트의 용해가 거의 이루어지지 않는 반면에 용해온도가 $100^\circ C$ 를 넘음에 따라 일정시간에 용해되는 양은 점차 증가함을 보여준다.

Table 2. 온도에 따른 Fe^{2+} 농도변화.

Temp (°C)	농도(ppm)
	Fe
70	-
90	-
110	0.188
130	6.443
150	9.925

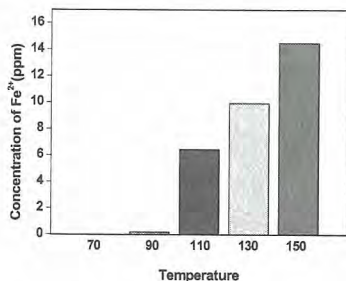
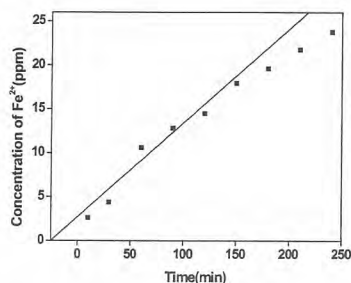
Fig. 3. 온도변화에 따른 Fe^{2+} 용해도

Fig 4는 같은 조건에서 온도를 $150^\circ C$ 로 고정하고 시간 경과에 따른 용해된 철이온의 농도변화를 나타낸 것이다. 시간경과에 따라 마그네타이트의 용해율은 증가되며 4시간이 경과되어도 마그네타이트의 용해속도는 감소되지 않음을 보여준다. 시간변화에 따른 겉보기 용해속도는 $0.003mole/hr$ 이다.

Fig. 4. 시간경과에 따른 Fe^{2+} 용해도.

3. 결론

1차 계통 무 착화성 화학제염제의 개발을 위한 기술연구로 $HNO_3-N_2H_4$ 의 마그네타이트 용해 연구를 수행하였다. 본 실험영역에서는 반응온도가 $100^\circ C$ 를 넘었을 때 마그네타이트의 용해가 진행되는 것으로 나타났다. 또한, 본 계는 시간이 경과하여도 용해반응이 계속 진행되었다. 차후 $HNO_3-N_2H_4$ 에 대한 심도있는 연구를 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] D. W. Shoesmith, D. S. Mancey, D. C. Doern and M. G. Bailey, "Characterization and Dissolution of Deposited Magnetite Films on AISI 304 Stainless Steel Surfaces in EDTA and EDTA/Oxalate Solutions", Corrosion-NACE, Vol. 45, No. 2, PP.149-159(1989).
- [2] H. Tamura, N. Ito, M. Kitano and S. Takasaki, "A kinetic Model of the Dissolution of Copper(II) oxide in EDTA Solutions Considering the Coupling of Metal and Oxide Ion Transfer", Corrosion Science, Vol. 43, PP.1675-1691(2001).
- [3] P. Kofstad, "Nonstoichiometry, Diffusion, and Electrical Conductivity in Binary Metal Oxides", Wiley-Interscience, USA(1972).

방사성 오염 토양 고정화를 위한 PEC 제조 및 물리화학적 특성 고찰

최혜민, 양희만, 이근우, 서범경, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

chm2005@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 중대사고 시에 오염 사고 발생 초기에 오염물질을 신속하게 차단하여 오염의 확산을 억제함으로써 추가적인 오염을 방지하는 기술이 필요하다. 체르노빌 원전 사고 시에 일부 기술들을 오염 현장에 직접 적용하였으나, 실제적인 효과는 얻지 못하였으며, 현재 후쿠시마 오염 사고 이후 현장 적용이 가능한 다양한 기술들을 개발하여 적용성을 시험하고 있는 중이다. 이 같이 원자력시설의 사고 초기에 오염의 확산을 막기 위해서는 오염물을 고정화하는 것이 요구되며, 이러한 고정화는 표면에 존재하는 방사성 오염물들을 화합물 등을 사용하여 표면과 접착시키는 것이다. 이러한 고정화에 의하여 바람이나 물리적인 충격에 의한 입자들이 다시 공기 중으로 부유하는 것을 막을 수 있기 때문에 이미 오염된 지역이나 청정 지역으로 오염이 확산되는 것을 방지할 수 있다. 부수적으로 오염 분진의 재 부유 외에도 오염 물질을 고정화시킨 후에 제거함으로써 오염 효율 또한 크게 증대된다.

서로 반대 전하를 가지는 Polyanion(PA)과 Polycation(PC)과의 결합으로 이루어진 고분자 PEC(Polyelectrolyte Complex)는 친수성과 소수성을 동시에 가지는 양친성의 성질을 가지고 있다 [1]. PA와 PC가 결합한 부분은 서로의 전하를 가리게 되어 소수성의 성질을 가지며, 서로 결합하지 않은 부분은 전하를 띠게 되어 친수성을 가진다. PEC 내의 친수성 소수성 부분은 자발적으로 위치가 변하는 가역성을 지니고 있다. 토양의 주 성분인 silica 표면은 음전하를 띠는 silanol group이 있어 위 PEC와 상호 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 고정화를 위한 이온강도, 염의 종류 및 전해질의 종류에 따른 PEC 제조 특성을 고찰하였으며, 제조된

PEC를 이용하여 토양에 대한 물의 투과도 및 재 부유 현상을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

2.1.1 시약 및 장치

양이온으로 Polydiallyldimethyl ammonium chloride(PDADMAC, 약 50%)를 사용하였고, 음이온으로는 Polyacrylic acid(PAA, 25%, 분자량=24만) 및 carboxymethyl cellulose sodium(CMC, DS=0.9, 분자량=70만)을 사용하였다. 또한 염 농도 조절을 위해 KCl, NaCl, NaOH를 사용하였다.

토양에 대한 물의 투과도를 알아보기 위한 장치로는 아크릴 재질의 원통형으로 제작된 필터 케이스를 사용하였다. 또한 바람에 대한 재 부유 현상을 알아보기 위한 장치로 풍속이 측정가능하고 Bag filter에서 포집이 가능한 풍속 측정 챔버를 제작하여 사용하였다.

2.1.2 PEC 용액 제조

물 100mL에 KCl 또는 NaCl을 농도조건에 따라(0.2M, 0.6M, 0.8M, 1.0M)로 조절하여 넣고, magnetic stirrer를 이용해 교반하여 용해시킨 뒤, NaOH 0.24g을 첨가하여 용해시켰다. 여기에 PDADMAC 4.2g을 넣어 약 1시간동안 교반시켜 주었다. 그리고 PAA 및 CMC의 비율((-)/(+) ratio)을 달리하여 교반시키면서 천천히 첨가하였다. 완전히 용해되는 것을 확인한 뒤 PEC 용액을 얻었다.

2.2 실험결과

PEC 용액 제조시 적절한 PEC 용액을 얻기 위해 염 농도 및 고분자의 (-)/(+) 비율을 다양하게 하여 실험하였다. 염(KCl) 농도를 0M~1.0M까지 다양하게 하였을 때, 염 농도 변화에 따른 PEC 용액의 탁도를 알아보기 위해 UV-Visble Spectrophotometer(DR-5000)를 사용하여 파장 500nm에서 탁도를 측정하였다. Fig. 1에서의 측정

결과 염의 농도가 적은(0M~0.5M) 조건에서는 염 농도가 낮아질수록 PEC용액에 침전물이 발생하여 뿌옇게 흐려지므로 높은 흡광도 값을 나타내었으며, 0.6M이상의 염 농도 조건에서는 맑은 상태의 PEC 용액이 얻어지는 것을 확인 하였다.

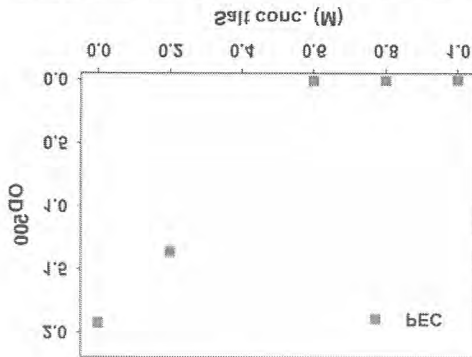


Fig. 1. Dependence of OD₅₀₀ obtained for complexes of PEC on concentration of salt(KCl).

또한 염 농도에 따른 PEC 용액의 입자 크기를 알아보기 위해 Dynamic Light Scattering(DLS)를 이용하였으며, 그 측정 결과를 아래의 Fig. 2에 나타내었다. 염 농도에 따른 PEC 용액 샘플을 각각 5회 측정하여 평균 입자 크기를 얻었다. 염을 첨가하지 않았을 때 약 543.62nm로 측정되었고, 0.2M의 농도에서는 약 369.12nm, 0.6M은 약 29.82nm, 0.8M은 15.40nm, 1.0M은 약 10.29nm로 측정 되었다.

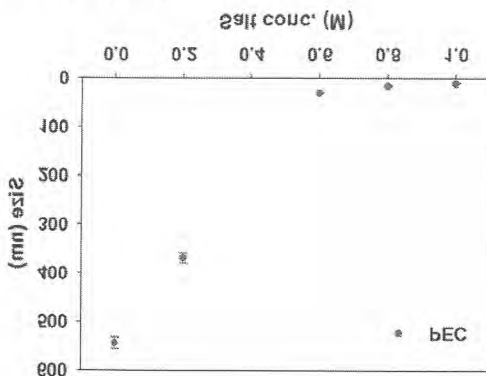


Fig. 2. Effect of the salt(KCl) concentration on size of PEC. ((-)/(+)=0.5 ratio and salt(KCl) 1.0M)

Fig.3에는 PAA/PDADMAC=0.5의 비율에서 염 농도 1.0M의 조건으로 제조된 PEC용액의

intensity에 따른 입자 사이즈 분포를 나타내었다.

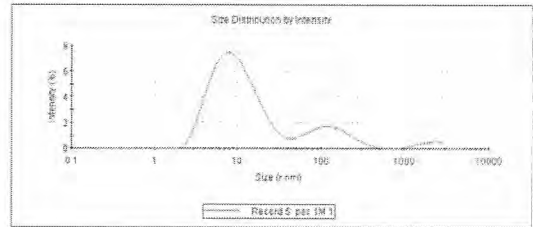


Fig. 3. Size distribution by intensity. ((-)/(+)=0.5 ratio and salt(KCl) 1.0M).

3. 결론

방사성 오염 토양 고정화를 위해 PEC를 제조하여 물리화학적 특성에 대한 연구를 수행하였다. PEC 제조시 중요한 영향 인자로 작용 될 수 있는 염(KCl)의 농도 변화에 따른 실험 결과 0.6M 이상의 농도에서는 침전물이 발생하지 않고 맑은 상태의 PEC용액을 얻을 수 있었고, 입자 사이즈 또한 약 29.82nm 이하의 상태로 적절하게 제조되는 것을 확인하였다. 그리고 토양 단위 면적당 고정화제의 주입량을 적합하게 선정하여 PEC 종류 및 농도 조건에 따라 바람에 대한 재부유 현상 및 물의 투과도를 확인한 결과, PEC 용액의 종류에 따라 점도가 다르기 때문에 물의 투과 시간이 다양하게 관측 되었다. 바람에 대한 부유 현상을 측정한 결과 또한 PEC 용액 종류나 농도에 대한 영향을 받게 되었으며, 분진 부유 억제능이 오랜 기간 유지 될 수 있는 적절한 PEC 제조에 대한 연구가 더욱 지속적으로 이루어져야 될 것이라고 판단되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

- [1] S. Mikheikin, et al., "Interpolyelectrolyte complexes for contaminated soil immobilization and remediation", WM'00 Conference, February 27-March 2, (2000).

가연성폐기물처리시설 운전과 감용처리 결과

윤경수, 이기원, 민병연, 문제권

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

ksyun@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 2010년 12월 원자력법 제76조(원자력안전위 출범으로 원자력안전법 제63조 바뀜)에 의거 교육과학기술부로부터 폐기시설 등의 건설·운영 허가증을 받고, 2011년 7월 사용전 검사 승인을 거친 후 2011년 8월부터 본격적인 가연성폐기물 감용처리를 위한 연구와 실증시험을 계속 실시하고 있다. 본 논문에서는 사용전검사가 끝나고 시험운전 기간을 거쳐 2011년 8월부터 2012년 8월까지 우라늄변환시설에서 발생한 가연성폐기물을 소각로를 이용하여 처리한 실증시험 결과와 운전 중 시행한 시설의 보수와 기기의 점검정 결과를 각각 제시하였다.

2. 본론

2.1 개요

한국원자력연구원에서는 방사성폐기물을 경주 처분장에 직접 처분할 경우 막대한 처분비용이 소요될 뿐 아니라 방사성폐기물의 저장 안전성을 고려하여 가연성폐기물을 소각하거나 압축하는 등 감용처리하는 방안을 연구하였으며, 그 일환으로 기존의 실증용소각시설을 이용하여 가연성폐기물을 획기적으로 감용할 수 있는 소각에 대한 연구를 진행하고 있다. 한국원자력연구원에 위치한 소각시설은 소규모(평균 20kg/h) 시설로 연구 목적에 부합하는 시설이라 할 수 있으며, 연구원에서는 이를 이용하여 가연성폐기물에 대한 감용 실증시험을 수행할 뿐만 아니라 운전 중 발생할 수 있는 여러 가지 Know-How 습득과 시설의 보수 및 감용비를 높이거나 작업 효율을 높일 수 있는 장치개선에 주력하고 있다.

2.2 가연성폐기물 처리시설 운영

2.2.1 시설의 보수 및 기기 점검정

2012년 시행한 가연성폐기물 처리시설의 주요 보수 작업 및 시설 개선 사업은 2011년 사용전 검사에서 지적된 시설 내 3층의 화재방지시설을

공간에 적합한 약재량을 계산하여 설치하는 것과 포대여과기의 이상으로 파다한 소각재가 발생하여 이를 보수하고 교체하였으며, 이에 따라 Medium 필터, HEPA 필터 및 Charcol필터를 새롭게 설치하여 절차서에 따라 공인검증기관에 의탁하여 누설검사를 실시하였다. 또한 냉각수의 누수로 응축수의 오염검사를 실시하였으며, 오염이 되지 않아 냉각기의 외형을 수리하여 정상운전이 가능하게 하였다. 또한 방사성폐기물 저장고의 출입문 수리 등을 진행하였으며, 각종 계측장비와 기기에 대한 점검정 작업이 진행되었다. 특히 환경감시장치인 TMS(Tele Micro System) 정도검사와 필터의 교체로 인한 필터뱅크 누설시험도 진행하였다. 환경감시 장치인 MIR-9000에 대한 정도검사는 공인검증기관인 한국산업시험연구원에서 표준가스 SO₂, NO, CO, HCL을 이용하여 실시하였으며, 모든 부분에 적합 판정을 받았고, KDS2000S의 DUST와 O₂에 대한 정도검사에서도 각각 적합 판정을 받았다. 필터 뱅크 누설검사는 이 분야 공인검증 기관인 필터 시험연구원에 의뢰하여 실시하였으며, 아래의 표와 같이 각각 합격 판정을 받았다.

Table 1. 필터뱅크 누설를 검사결과.

검사항목	검사결과		판정기준	검사 판정	
	1호기	2호기		1호기	2호기
HEPA Filter Bank 누설검사	0.017%	0.010	0.05% 이하	합격	합격
Adsorber Bank 누설검사	0.005%	0.006	0.05% 이하	합격	합격

2.2.2 가연성폐기물 처리시설 운전절차서 개정

가연성폐기물 처리시설 운전절차서는 2010년 시설의 인허가를 받기 위해 작성한 소각공정 운전절차서, 소각시설 액체폐기물 처리절차서, 배기환기 필터 정기점검 및 교체 절차서, 비상발전기 운전절차서, 소각로 점검 및 유지보수 절차서, 소각재 수거 및 임시보관 절차서, 소각공정 비정상 및 경보시 운전절차서, 열교환기 점검 및 유지보수 절차서, 배기체 연속측정감시설비 운전 절차

서, 공기압축기 점검 및 유지보수절차서, 방사선 안전관리절차서, 품질보증절차서 등 13종에 달하며. 사용전검사시 절차서 작성을 요구한 압력측정기 교정절차서, 비상대응절차서, 소각대상 폐기물 인수절차서, 해체폐기물 저장고 관리절차서, 고체 방사성폐기물관리절차서, 해체폐기물저장고 운영절차서 등 6종을 포함하여 총 19종에 달한다. 2012년에는 원자력 관련 주요 법령이 원자력안전위가 출범함에 따라 원자력안전법으로 바뀌고 관련 고시도 원자력안전위원회 고시로 변경됨에 따라 이에 대한 사항을 반영하였으며, 제염해체기술 개발에서 제염해체연구부로 부서 명칭이 변경됨에 따라 이에 대한 사항도 반영하였다.

2.2.3 가연성폐기물 처리시설 운전결과

2011년 8월부터 연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물 감용을 위한 실증시험을 계속하고 있으며, 2012년 8월 현재 약 4톤을 감용 처리하였다. 또한 2012년 6월 22일부터 8월 9일까지 주 소각로 하단에 위치한 재 수거함의 바닥재(Bottom Ash)와 후연소로와 포대여과기에서 수거된 비산재(Fly Ash)의 비율과 특성을 알아보기 위해 매일 실증실험을 한 후 소각재를 수거하여 그 비율을 조사하였으며, 그 결과를 아래의 표2에 나타내었다.

Table 2. 소각재 발생량.

처리 일자	소각량		소각재 발생량					
			후연소로					
	무게 (Kg)	부피 (L)	무게 (Kg)	부피 (L)	무게 (Kg)	부피 (L)	무게 (Kg)	부피 (L)
6월	106		1.08	0.625	1.46	4.7	8.54	18.9
7월	122		1.56	1.77	1.62	2.3	8.52	19.8
8월	152.1		1.56	1.68	1.44	3	15.86	20.5
합계	1,749		4.2	4.075	4.52	10	32.92	59.2

표에서 보는 바와 같이 감용처리 결과 발생하는 대부분의 소각재는 바닥재(약 80 wt%)이며, 후연소로와 포대여과기에 수거된 비산재는 각각 10% 정도이다. 가연성폐기물을 처리할 경우 처리하기 어려운 물질 중에 염화비닐이 있으며, 이는 완전 연소 전에 소각재 수거함으로 떨어져 소각효율을 감소시키는 결과를 나타낸다. 이러한 현상을 고려하여 소각로내에 별도의 용기를 설치하여 비닐

을 완전 소각하였을 감용률은 88.4에 달했으며, 목재와 섬유 등이 포함된 드럼에서는 19.0을 나타냈고, 압축한 드럼의 평균 감용비는 23을 나타냈다. 표 3에는 압축한 드럼과 압축하지 않은 드럼의 특성을 나타냈는데 압축한 드럼이 약 4배 정도의 무게가 더 나감을 알 수 있다.

Table 3. 압축드럼과 비압축 드럼 비교.

드럼갯수	총 무게(Kg)	평균무게(kg)
57	1,839	32.3
16	1,864	116.5

방사성폐기물 인수기준인 입도 0.01mm 1% 이상 및 0.2mm 15% 이상일 경우에는 고형화를 해야 하는 조건이 있으나 소각재의 대부분을 차지하는 바닥재 중 0.2mm 미만의 소각재는 약 18%를 차지해 바닥재중 0.2mm 미만의 바닥재만 체분리하여 비산재와 혼합하여 고형화할 예정이다.



Fig. 1. 바닥재와 비산재 비교.

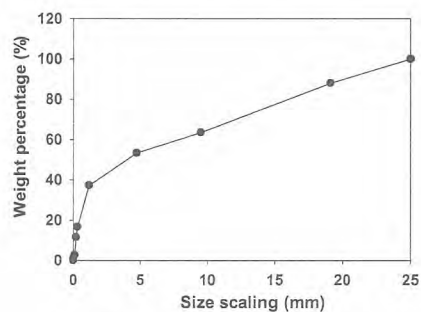


Fig. 2. 바닥재 입도 분포도.

3. 결론

폐기시설인(가연성폐기물처리시설)을 이용하여 약 72드럼(4톤)을 방사성폐기물을 처리하였으며, 소각재의 대부분은 바닥재가 차지하고 있으며, 바닥재 중에서도 고형화의 조건이 되는 0.2mm 미만의 소각재는 18%에 불과함을 알 수 있었고, 시설의 보수와 각종 기기의 검교정을 절차서에 따라 완료하였고, 원자력안전위원회가 신설과 조직명칭 변경에 따른 절차서의 개정을 완료하였다.

해체 후 부지 개방을 위한 저준위 방사능 측정용 컴프턴 억제형 신호처리 시스템 구성 및 특성 평가

유지현, 서범경, 홍상범, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

yjh1015@kaeri.re.kr

1. 서론

국내에서는 연구로 2호기와 우라늄 변환시설의 해체가 완료되었으며, 현재 우라늄 변환시설은 부지를 규제해제하여 일반 시설로 완전히 전환한 상태이다. 이러한 해체가 완료된 부지를 최종 개방하기 위해서는 부지의 정확한 잔류방사능을 측정하여 규제해제 기준치 이하임을 입증해야 한다. 이러한 규제해제 대상 해체 부지의 경우는 부지 복원을 통하여 오염 물질들이 완전히 제거된 상태로서 일반적인 환경 수준의 방사선 준위를 나타낸다. 특히, 부지 방사능의 경우는 지각 중에 존재하는 천연방사성 핵종으로 인하여 아주 복잡한 스펙트럼을 보이며, 이는 부지 오염 핵종에 의한 방사능을 정확히 측정하기 어렵다.

부지의 오염 핵종을 정확하게 측정하기 위해서는 저준위 방사선 측정 시스템이 요구되며, 보통의 경우는 두꺼운 차폐체 등을 이용하여 주위의 감마선을 차폐함으로써 백그라운드를 낮출 수 있다. 이러한 경우에는 핵종 분석 시에 방해 대상 피크를 제거하기는 쉽지만 무거운 차폐체로 인하여 현장에서 직접 방사능을 측정할 경우에는 무게로 인한 적용성에 문제점이 있다.

백그라운드를 제거하기 위한 다른 방법으로는 컴프턴 산란에 의한 감마선의 백그라운드를 줄이기 위한 컴프턴 억제형 검출 시스템이 있다[1-2]. 컴프턴 억제형 검출기는 주 검출기에서 발생한 컴프턴 산란에 의한 감마선을 주변의 검출기를 이용하여 측정한 후에 전자회로 장치를 이용하여 제거함으로써 핵종 분석용 주 검출기에서의 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 저감시켜 검출하한 값을 낮출 수 있다. 이는 복잡한 신호처리 장치가 필요하기는 하지만 무거운 납 차폐체를 사용하지 않고서도 백그라운드를 저감시킬 수 있기 때문에 부지 측정과 같은 현장 방사능 측정 시에 적용하기 좋은 방법이다. 또한, 핵분열 생성물의 확인 등 많은 분야에서 활발하게 이용되고 있다[3].

본 연구에서는 저준위 부지 방사능 측정 시에 요구되는 낮은 검출하한값을 얻기 위하여 컴프턴 산란에 의한 백그라운드를 제거할 수 있는 컴프턴 억제형 검출 시스템을 구성하고 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 컴프턴 억제형 신호처리 회로 구성

컴프턴 억제형 검출기는 저준위 방사능을 측정하기 위하여 컴프턴 산란에 의하여 저에너지 영역에서 생성되는 백그라운드 연속부를 저감시키기 위하여 주로 사용된다. 컴프턴 억제형 검출기는 Fig. 1과 같이 main 검출기 (Det. 1)의 주위에 guard 검출기 (Det. 2)를 배치하고, main 검출기에서의 산란된 감마선을 guard 검출기에서 다시 검출한 후에 역동시계수(anti-coincidence)를 이용하여 main 검출기에서의 산란 감마선의 효과를 제거할 수 있다.

본 연구에서는 직경 2"와 3"의 NaI(Tl)와 BGO (Bismuth Germanate) 검출기를 이용하여 다양한 기하학적인 배치에서 컴프턴 억제 정도를 평가하였다. 또한, TSCA(Timing Single Channel Analyzer)를 이용한 표준 시간 처리 방식의 경우는 증폭기(Amp.) 출력 신호를 TSCA를 이용하여 시간 신호로 변환한 후에 동시신호 처리장치(Coin.)를 이용하여 선별한 후에 LSD(Logic Shape and Delay)를 통하여 MCA(Multi-Channel Analyzer)의 gate 신호로 입력해 준다. 또한, TFA(Timing Filter Amplifier)와 CFD(Constant Fraction Discriminator)를 이용한 빠른 시간 처리 방식의 경우도 위와 비슷한 신호처리 회로도를 구성하였다.

각각의 검출기 배치에 따른 컴프턴 억제 정도는 Co-60과 Cs-137 표준선원을 이용하여 검출기의 기하학적인 배치 및 신호처리 방식에 따라 측정하였다.

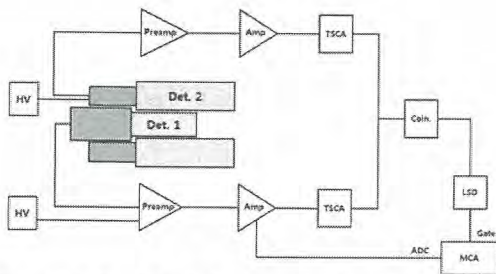


Fig. 1. 표준 시간 처리 장치를 이용한 컴프턴 억제형 신호처리 회로도.

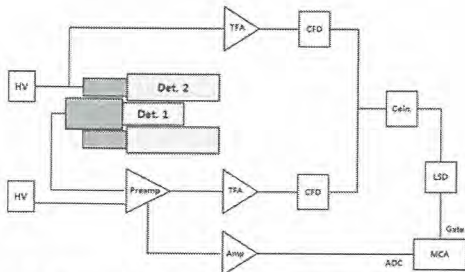


Fig. 2. 빠른 시간 처리 장치를 이용한 컴프턴 억제형 신호처리 회로도

2.2 컴프턴 억제형 검출기 성능 평가

컴프턴 산란 연속부의 저감화 정도인 억제비(RF)는 다음과 같이 정의하였다.

$$RF = \frac{n_N}{n_{CS}} \quad \dots\dots\dots (1)$$

여기서, n_N 은 보통 측정 시의 컴프턴 연속부에서의 계수치이고, n_{CS} 는 컴프턴 억제형 시스템을 이용하여 측정된 컴프턴 연속부의 계수치이다.

이러한 컴프턴 억제형 시스템을 이용하여 guard 검출기의 다양한 기하학적인 배치를 변화시키면서 RF를 측정하였으며, 신호처리 방식에 따른 컴프턴 연속부의 저감화 정도를 평가하였다.

이러한 결과는 좀 더 다양한 조건에서의 검출기 배치에 따른 스펙트럼 변화 정도를 평가하기 위하여 MCNP 모사를 통하여 검증하였다. 측정된 결과를 바탕으로 일반 환경에서의 측정 시에 요구되는 검출하한값의 변화를 함께 평가하였다.

3. 결론

해체 및 오염된 부지를 복원한 후에 최종 개방하기 위해서는 부지의 오염 정도를 정확히 평가

해야 한다. 특히, 일반 부지의 경우는 환경 중에 존재하는 자연방사선의 영향으로 인하여 저준위 방사능 측정이 어렵다. 이러한 부지의 최종잔류방사능 측정 시에 요구되는 저준위 방사능 측정 시스템을 개발하기 위하여 컴프턴 억제형 검출 시스템을 구성하여 성능을 평가하였다.

컴프턴 억제형 검출 시스템을 사용할 경우에는 기존의 무거운 납 차폐체를 사용하지 않고, 방사능 측정 시의 검출하한값을 상당 부분 낮출 수 있었다. 이는 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 Spectrometer for Low-level Radioactive 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] R. Aryaeinejad, J.K. Hartwell, and W.W. Scates, "High-Resolution Compton-Suppressed CZT and LaCl₃ Detectors for Fission Products Identification", IEEE Nuclear Science Symposium Conference, Oct. 16, 2004.

해체활동 경험 자료를 이용한 해체대상시설물 해체비용 예측 방안

조운형, 박승국, 최윤동, 이규일, 문제권

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

whcho@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 시설의 해체작업은 일반적인 시설의 해체작업과는 달리 방사성 물질로 인한 오염 때문에 일반적인 해체 공법 및 후처리 기법을 적용하기 어렵다. 이로 인하여 해체비용 산출에 있어 다양한 변수가 적용되기 때문에 일반적인 비용산출이 어렵다. 때문에 기해체된 원자력 시설의 정보를 기준으로 해체비용을 산출하여야 하는바 이 또한 시설별로 판이하게 다르기 때문에 일괄적인 적용이 어렵다. 본 논문에서는 이러한 원자력 시설 해체에 있어서 효율적인 해체비용 산출을 위하여 본 원에 구축되어 있는 해체정보관리시스템(DECOMMIS)[1] 및 해체시설특성관리시스템(DEFACS)[2], 해체작업 단위생산성 산출 시스템(DEWOCS)[3]에 입력되어 정보를 사용한다. 상기 시스템들에는 그간 한국원자력연구원에서 수행한 다양한 해체활동으로 얻어진 정보들이 분석된 WBS(Work Breakdown Structure) Code가 존재하는바 이를 바탕으로 해체대상시설물의 매핑을 통한 비교, 분석을 수행함으로써 적절한 해체비용예측 방안에 대해 논의 한다

2. 본론

2.1 WBS Code(Work Breakdown System)

해체정보관리시스템은 본래 국가 폐기물 관리 정보 시스템인 WACID에 제공하기 위하여 개발되기 시작하였으나 후에 해체 프로젝트의 관리를 위한 종합 정보 시스템으로 확장 개발되었다. 이 과정에서 초기 목적인 해체 폐기물에 관한 정보의 관리 뿐 아니라 해체 프로젝트 예측 프로그램이나 평가 등 해체 기술 개발을 위한 기본 자료의 목적으로 다양한 코드들이 정의되었다[1]. 해체정보관리시스템에 정의된 코드들은 해체시설특성관리시스템, 해체작업 단위생산성 산출 시스템 등 후속 시스템에 지속적으로 사용된다. 그 중 WBS Code는 시설 해체 작업의 시간 순서 및 작업 예정표를 기초로 작성되었으며 특정작업에 소요된

단위생산성이 Man-Power 기준으로 산정한 코드이다. 해체정보관리시스템에는 실제 해체작업을 통해 이루어진 값들이 저장되어있고 이것은 그림 1.에서 보는바와 같이 해체작업 단위생산성 산출 시스템에서 다양한 분류방법으로 이미 생산성 산출이 이루어져있다.



Fig. 1. DECOMMIS.

여기에 정부노임단가와 장비손료를 계산하면 특정 시설물해체에 대한 비용이 산출되는 것이다. 이를 응용하면 해체대상시설에 대한 해체가 이루어졌을 때 적절한 WBS Code의 할당만 이루어지면 신뢰성 있는 해체비용을 산출할 수 있다는 뜻이 된다.

2.2 Mapping method

해체정보관리시스템의 WBS Code는 연구로 등 전체 시설물에 대한 구분에서부터 작업분류, 작업명 등으로 세부적으로 분류되는데 해체 전반에 걸친 다양한 작업이 기준이 되기 때문에 각 시설물 별로 판이하게 다르다. 이유는 세부 시설물의 종류에서부터 크기, 사용장비, 제염활동에 이르기까지 시설목적에 따라 상이하기 때문이며 이는 동일목적의 시설물이라고 해서 일률적으로 같은 비용을 책정할 수 없는 이유가 된다. 하지만 준비작업이나 반복적인 작업같은 경우는 동일한 경우가 존재하고 규격만 다른 동일한 기기 같은 경우는 간단한 비례식만 적용해도 만족할만한 결과가

나오는 경우도 있다. 이는 단순비례만으로 비용을 유추할 수는 없다는 것과 모든 시설물에 대한 상세비교분석 또한 불가능에 가깝다는 것을 의미한다. 이를 해결하기 위하여 본 논문에서는 WBS Code의 반복적용을 통한 평균값과 가중치의 적용을 통하여 적절한 해체비용을 유추하였다.

2.3 Simulation

본 논문에서는 비용 평가에 필요한 작업을 위하여 일련의 시뮬레이터 프로그램을 제작하였다.

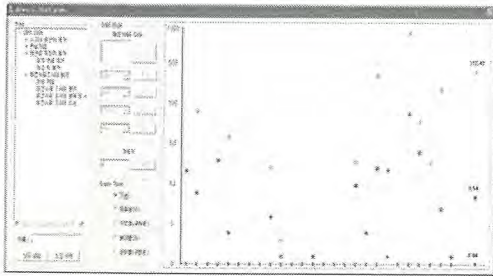


Fig. 2. Cost estimation prediction program.

상기 프로그램은 해체대상시설물에 대한 데이터를 관리함과 동시에 대상시설물에 대한 WBS Code의 할당과 규모, 장비 등에 따른 가중치를 적용시킴으로써 해체대상시설물에 대한 적절한 비용을 예측해낸다. 시뮬레이터는 해체대상시설물에 대한 WBS Code를 데이터베이스에 저장하고 각 시설물에 대한 삽입, 삭제, 수정을 가능케 한다.

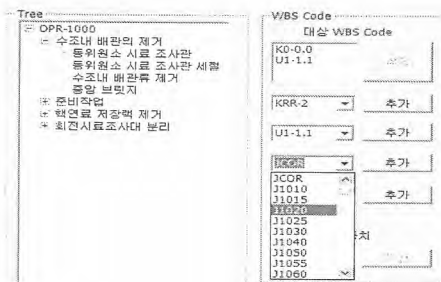


Fig. 3. Assign WBS Code to target facility.

각 시설물은 해체정보관리시스템에 저장되어 있는 해체작업이 완료된 시설물에 대한 WBS Code를 부여받는다. 이때 WBS Code의 입력은 제원 등의 비교로 자동화된 코드부여가 아닌 실제해체작업에 참여했던 전문가 그룹으로 이루어진 입력자의 권한을 지닌 사용자를 대상으로 한

다. 하나의 시설물은 여러개의 WBS Code를 부여 받을 수 있으며 다적용인 경우는 기본적으로 해당 WBS Code가 지니는 생산성인자 값의 평균을 할당한다. 또한 규모나 경험 등을 고려하여 가중치를 부여함으로써 신뢰성 높은 값을 산출한다. 이렇게 산출된 값을 정부노임단가와 장비손료에 따라 계산하면 해체비용이 나오게 된다.

Table 1. cost calculation example.

이름	WBS Code	대상 WBS Code	노임단가	비용
동위원소 시료 조사관	KA-4.1	K2-3.1 K1-2.1	106,641	618517.8
수조내 배관류 제거	KB-3.8	K2-14.3 K2-14.7 U-8.7	203,802	40760.4
준비작업	KC-1.1	K1-1.1	111,171	111,171

3. 결론

본 논문에서는 앞으로 수행될 원자력 시설물의 해체 비용예측을 위하여 기완료된 해체활동을 통한 정보를 이용하였다. 해체활동이 완료된 다양한 시설물들의 해체활동에서 얻어진 정보들을 이용하여 구축한 해체정보관리시스템을 이용하여 WBS Code를 바탕으로 해체대상물에 대한 할당을 통하여 비용 예측을 수행하였다. 원본 시설물과 대상 시설물과의 차이는 가중치와 사용자경험을 통하여 상이함을 줄였다. 이로써 한국형 원자로에 대한 해체 비용 산출의 기틀을 마련하였으며, 사용자경험이 아닌 다양한 예측 알고리즘과 프로세스를 이용한 시뮬레이션을 통한 보다 정확한 해체비용 예측에 대한 연구를 진행 중에 있다.

4. 참고문헌

- [1] PARK, J. H., et al., Development of the Decommissioning Project Management System DEC OMMIS, Rep. KAERI/TR-3401/2007, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 2007.
- [2] 지연희, “해체대상 원자력시설 특성관리 DB 시스템, 한국정보과학회 논문지, 제37권, 제2호, 2010, pp. 52-56.
- [3] 박승국, “해체활동 경험 자료를 이용한 해체작업 단위생산성 산출 시스템”, 2011 한국정보기술학회 추계학술대회논문지, 2011, pp. 163-166.

한국원자력연구원 액체 방사성폐기물 발생 및 처리 현황 분석

장원혁, 김태국, 홍대석, 강일식, 손종식, 유영걸, 신기백

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

whiang@kaeri.re.kr

1. 서론

연구원내의 하나로 부대시설인 동위원소생산시설, 조사후연료시험시설 및 각 연구실에서 발생하는 액체 방사성폐기물은 성분 및 방사능 농도에 따라 분류되어 폐기물처리시설내의 각 저장탱크로 저장된다. 저장된 액체 방사성폐기물은 중화 및 균일화 과정을 거친 후 증발농축공정을 통해 처리된다. 증발시 발생한 응축수는 자연증발 처리되며, 농축액은 고화공정을 통해 처분 준비드럼으로 저장한다. 본 논문은 2009년에서 2011년까지 3년 동안 실제 액체 방사성폐기물을 처리한 공정운전 기록을 바탕으로, 액체 폐기물의 처리현황을 분석하고 공정의 효율성을 평가하여 처리 및 운영의 최적화에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 액체 방사성폐기물 분류

연구원의 방사성폐기물관리규정에 근거하여 폐액 성상에 따라 유기(O)폐액, 무기(A)폐액으로 구분한다. 또한, 방사능 농도에 따라 표 1과 같이 극저준위(VL), 저준위(LL), 중준위(ML)로 구분하며 방사능 농도에 따라 저장 및 처리방법을 달리한다[1].

Table 1. The Classification of Liquid Radwaste.

준 위	구분	액체폐기물 방사능 농도(kBq/ml)	처리 방법
극저준위	VL	$A < 1.85 \times 10^{-4}$	자연 증발
저준위	LL	$1.85 \times 10^{-4} \leq A < 3.7$	증발 농축
중준위	ML	$3.7 \leq A < 3.7 \times 10^2$	고화
종 류	O	유기폐액(Organic)	
	A	무기폐액(Aqueous)	

2.2 액체 방사성폐기물 발생량 및 방출 핵종

2.2.1 액체폐기물 발생량

방사성폐기물처리시설과 연결된 지하배관을 통

하여 하나로운영부 동위원소생산시설[54%], 조사후연료시험시설[18%]로부터 액체폐기물이 이송된다. 그 밖에도 그림 1과 같이 화학연구부, 제염해체연구부, 중대사고 중수로 안전연구부 등을 포함

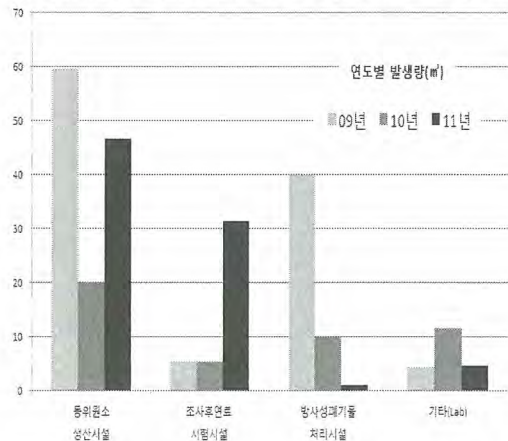


Fig. 1. The amount of Liquid Waste Collected from Facilities and Laboratories.

하여 기타(Lab)[7%] 실험실로부터 폐기물이 수집되며, 방사성폐기물처리시설[21%]내의 각 공정에서 발생한 액체폐기물이 저장된다.

2.2.2 액체폐기물 내 핵종

각 시설 및 연구실에서 발생하는 액체폐기물은 원자력화학연구부에 의뢰하여 방사능 핵종 및 농도를 측정한다. 측정된 데이터를 통해 준위를 구분하며, β , γ 핵종 등 다양한 핵종을 가진다. 그 중에서 대표적인 핵종의 평균 농도는 아래 표 2와 같다.

Table 2. Major Radionuclides emitting β , γ -ray and average radioactivity concentration.

방출 핵종	평균 방사능 농도 (kBq/ml)
Co-60	1.09E+00
Cs-137	1.49E+00
H-3	6.66E-01

2.3 증발농축공정

2.3.1 증발농축공정 개요

방사성폐기물처리시설의 증발기는 반회분 강제순환식(semi-batch forced circulation) 증발기로서 시간당 약 1m³의 액체폐기물을 처리한다. 증발기 내의 폐액은 처리된 양만큼 자동으로 공급되어 항상 일정한 수위를 유지하며 증발된다. 순환펌프에 의하여 가열기를 통과한 폐액은 증발기내에서 기화하여 상부에 설치된 6단의 포종단(bubble cap plate)을 통과하게 된다. 이때 수증기에 포함된 다수의 핵종은 증발기 상단, demister의 탈염수를 거쳐 응축기와 냉각기를 지나 이온교환기에서 미량의 핵종까지 제거된 후 저장된다.

2.3.2 증발기 성능

액체 방사성폐기물을 처리하는 증발기의 성능을 나타내는 것으로는 시간당 증발량과 제염계수가 있다. 설계상의 성능으로는 증발량 1m³/hr 이상, 제염계수는 증발기가 10⁵ 이상, 이온교환기가 10 이상을 유지하도록 되어있다[2]. 증발기의 제염계수는 증발기의 종류에 따라 다르게 계산되어지나 방사성폐기물처리시설이 운용하는 반회분 강제순환식 증발기의 경우 응축액의 방사능 농도에 대한 공급액의 방사능 농도비와 처리량 등의 변수를 수치로 표현하는 것이다.

폐기물처리시설에서 보유하고 있는 증발기의 경우 증발기 상부에 6단의 포종단이 있고, 그 위로 demister를 설치하였으며, demister 상단에서 탈염수를 분사하여 수증기내의 핵종제거 효과를 최대화하여 제염계수를 높이는 형태로 제작되어 있다[3].

2.3.3 제염계수 계산

반회분 강제순환식 증발기인 경우 제염계수의 계산식은 아래와 같다.

$$\begin{aligned}
 DF &= 0.5 \times \frac{C_f}{C_c} \times \left\{ 1 + V_r - \frac{C_c}{C_f} \times \frac{V_f}{V_c} \right\} \dots\dots (1) \\
 &= 0.5 \times \frac{1.13E+04}{2.14E-02} \\
 &\quad \times \left\{ 1 + 0.03 - \frac{2.14E-02}{1.13E+04} \times \frac{100}{3} \right\} \\
 \therefore DF &= 2.72 \times 10^5
 \end{aligned}$$

여기서,

C_f : 공급액의 방사능농도 [Bq/ml]

C_c : 응축액의 방사능농도 [Bq/ml]

V_f : 공급액의 총 부피 [m³]

V_c : 응축액의 부피 [m³]

V_r : 부피감용비

3. 결론

연구원 내에서 발생하는 액체 방사성폐기물은 성상과 방사능 농도에 따라 관리되어지고 있다. 발생된 액체 방사성폐기물은 Co-60, Cs-137, H-3 등 다양한 핵종이 포함되는 것을 확인하였다.

방사성핵종을 가진 입자는 대부분 증발기 상부의 demister에서 포종단으로 공급되는 탈염수에 의해 제거된다. 제염계수는 계산식에 의해 2.72×10^5 을 얻을 수 있었으며, 이는 증발기 설계 성능인 10⁵ 이상으로 증발기의 안정적인 처리성능을 확인할 수 있었다.

향후 증발증기가 통과하는 응축기와 냉각기를 순환하는 냉각수의 온도, 폐액 공급량 및 demister량의 공정변수에 따른 증발량을 조사하여 최적의 운전 조업 조건을 확립하여 효율적인 공정운영에 기하고자 한다.

4. 참고문헌

- [1] 한국원자력연구원 방사성폐기물관리규정(원규 2-14.24), p 5, (개정 2008. 6. 23.)
- [2] 사용후핵연료 처리시설 시설설치 승인서 및 설공서, p. IV-7, Rev. 10 (2011. 11. 10.)
- [3] “방사성폐기물처리시설운영”, KAERI/MR-516/2011, 한국원자력연구원, p 6-8, 2011.

고성능 미립자 공기 여과기 필터 프레임 폴리우레탄 제거 전처리 장비 개발

김건태, 윤덕호, 김민수

주식회사 액트알앰티, 대전시 유성구 테크노로 11-3

keontae@daum.net

1. 서론

방사선관리구역에서 방사성부유입자는 고성능 미립자 공기 여과기 필터(이하 필터)를 사용하여 제거한다. 필터는 3 μm 이상의 입자에 대하여 99.97 %의 제거 효율을 가지며, 차압 설정치에 도달하면 필터를 교체해야 한다.

방사선관리구역에서 발생·폐기되는 필터는 년 평균 발전소별로 대략 100~400 EA정도 발생되어지며, 이것을 모두 폐기(드럼처리)할 경우 드럼 발생량이 많아지므로 필터의 처리는 프레임과 여재를 분리한 후 프레임은 자체처분하고 여재는 알루미늄과 유리 섬유를 분리하여 처리 한다.

프레임을 자체처분하기 위해서는 프레임과 여재를 고정하는 접착제(폴리우레탄)의 제거가 선행되어야 하는데, 이때 단단하게 고정된 접착제 제거 시 수작업으로 인해 많은 시간과 인원이 소요되고 분리하기 위해 쓰이는 장비(망치, 정, 임팩트, 스크래퍼등)에 의한 안전사고의 발생 가능성을 내포하고 있다. 또한, 수작업으로 인한 제거작업시 비산으로 인한 주변지역 오염과 작업자의 체내피폭의 우려가 발생할 수 있으며, 폴리우레탄 제거가 완전히 이루어지지 않아 자체처분 기준 불만족으로 방사성폐기물량 감소에 대한 기대치가 미약하였다. 이에 따라 프레임과 여재를 분리하는 실험과정에서 여러가지 시행착오를 거듭으로써 폴리우레탄이 열에 약하다는 것을 확인하였으며, 프레임에 열을 가함으로써 프레임과 여재를 고정하는 접착제(폴리우레탄)를 쉽게 분리하는 방법을 알아냈고, 그에 대한 설비를 고안하였다.

2. 본론

2.1 필터 교체조건

각 계통의 공기 정화 설비 필터 전후 압력차로 인한 알람 발생 시 교체

2.2 필터의 제질 및 사양

코리아 에어텍에서 제조 했으며, 여재는 유리섬

유 및 알루미늄, 프레임은 스테인레스, 접착제는 폴리우레탄을 사용하였다. 또한 0.3 μm 기준 99.97% 이상 포집 효율과 처리 풍량에 따라 표준 및 다풍량 필터를 선택할 수 있도록 제조 되었다.

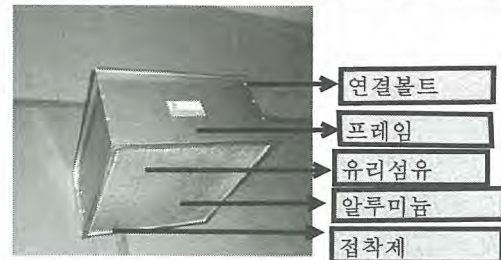


Fig. 1. HEPA filter detailed account.

2.3 발전소별 필터 발생량 및 처리 현황

발전소별 약간의 차이는 있지만 대략 100~400 EA 정도가 연간 발생 되고 있으며, 이 모든 필터는 수작업에 의해 분해된다. 필터 여재 중 유리 섬유는 드럼 처리를 하고, 알루미늄은 차후 자체처분을 위해 따로 보관을 하고 있다. 프레임 역시 자체처분을 하고 있다. 단, 자체처분 대상물 중 시료 채취 후 오염된 것은 드럼 처리 한다.

2.4 현행 필터의 분해 방법 및 문제점

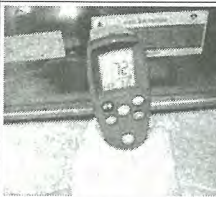
필터의 결합용 볼트와 리벳을 제거 하고 재질별 분류 후 프레임으로부터 여재를 제거 한다. 제거된 프레임과 여재 중 알루미늄은 교육과학기술부의 자체처분 신청 후 승인되면 처분을 한다

문제점은 첫째, 프레임을 처리 하는데 많은 인력과 시간이 소요 되고 둘째, 폴리우레탄을 제거하는 현행 방법(수작업)은 안전사고의 가능성이 높고 작업의 효율이 떨어진다. 셋째, 접착된 폴리우레탄 제거 시 유리섬유 비산에 의한 오염확산 및 작업자의 체내피폭 및 보건위생상에 문제점과 접착제(폴리우레탄)의 분리가 용이하지 않아 자체처분하기가 쉽지 않았다.

2.5 필터 프레임 폴리우레탄 제거 장비 개발(안)

프레임과 여재를 분리하는 실험 과정에서 여러

가지 시행착오를 거쳐 폴리우레탄이 열에 약하다는 것을 확인 하였다. 고열 처리한 부분은 폴리우레탄이 녹아 매끄러운 면(面)을 얻기 어려운 반면 적당한 온도로 가열된 부분에서는 매끄러운 면(面)을 얻을 수 있었다. 그래서 폴리우레탄의 용융점과 작업의 편리성을 기준으로 실험을 진행하였고, 아래 그림과 같은 결과를 도출하였다.

	온도	상태
70 ~ 80 (°C)		
	Fig. 2. Ideal temperature	Fig. 3. Heating surface
100 ~ 130 (°C)		
	Fig. 4. High temperature	Fig. 5. Heating surface

실험 결과를 바탕으로 제거 장비는 다수의 프레임 처리 가능 하도록 선반식으로 제작 하고, 화재 예방을 위해 열선을 이용한 전열기식으로 제작 하였다. 또한 온도 조절이 가능한 온도 조절식으로 제작 하였다.

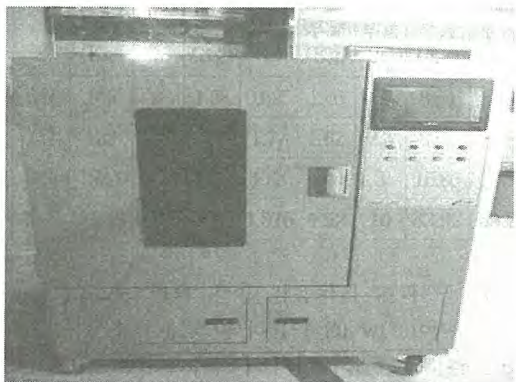


Fig. 6. Polyurethan removal preprocessing equipment.

2.6 기대효과

첫째, 필터 1개당 작업시간이 3~4시간에서 5분으로 단축 되어 처리 물량이 연 250EA에서 500

EA로 향상 되어 발생량(400EA) 모두를 처리 할 수 있다. 둘째, 작업시간의 단축으로 작업인원 감소 및 작업 효율 향상이 기대 된다. 셋째, 발생되는 필터 전량을 처리 하므로써 방사선관리구역의 청결상태 유지와 오염확산을 방지 할 수 있고, 저장 공간도 최소화 할 수 있다. 넷째, 망치, 정, 스크래퍼를 사용 하므로써 발생 할 수 있었던 안전사고도 예방 하는 효과를 얻을 수 있다. 다섯째, 폴리우레탄 제거 작업 시 유리섬유 등의 비산이 없으므로 작업자의 체내피폭 방지와 완전한 제거로 인한 자체처분을 극대화 함으로써 자원재활용 및 방사성폐기물 저감화에도 기여할 수 있다.

3. 결론

필터는 차압 설정치에 도달하면 필터를 교체하게 되며, 년 평균 400EA 정도가(영광제2발전소 기준) 발생하고 있다. 필터에서 발생하는 프레임은 자체처분을 하고 있는데, 최근에 발생한 필터는 기존의 필터에 비해 프레임(Stainless Steel)과 여재를 고정하는 접착제가 더욱 견고하게 되어 있어 프레임과 여재를 분리하는데 많은 시간과 인원이 소비될 뿐만 아니라 접착부를 분리하는데 사용하는 장비로 인한 안전사고의 위험성이 존재한다.

그래서 본 연구개발에 착수 하였고 폴리우레탄이 열에 약하다는데 착안하여 필터 프레임의 폴리우레탄 제거 전처리 장비를 기획하였다.

실험 결과 너무 높은 열(100 ~ 130°C)에서는 폴리우레탄이 녹아 내려 자체처분에 적합하지 않은 상태가 되었다. 최적의 결과물과 작업의 편리성을 고려하여 재 실험한 결과 70 ~ 80°C 정도의 온도가 자체처분에 적합한 상태를 얻을 수 있다는 것을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] 교과부 고시 제 2008-64호 (방사성폐기물 자체처분에 관한 규정)

방사성폐기물 용융 토치 내부 플라즈마 거동 해석

박승철, 최진수, 이지훈, 조항래, 김천우

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312-70

scpark@khnp.co.kr

1. 서론

가연성과 비가연성이 혼재된 폐기물의 경우 고온에서 용융하여 무기물 고화체로 생성하는 것이 최적의 처리방안으로 판단된다. 그리고 철재나 콘크리트 등 비가연성 폐기물의 용융은 고온 고밀도의 열을 손쉽게 얻을 수 있는 DC Arc Plasma를 사용하는 Plasma Torch Melter(PTM) 시스템을 이용한다. Fig. 1은 KHNP가 개발 운영중인 500kW급 PTM 시스템의 개념도이다.

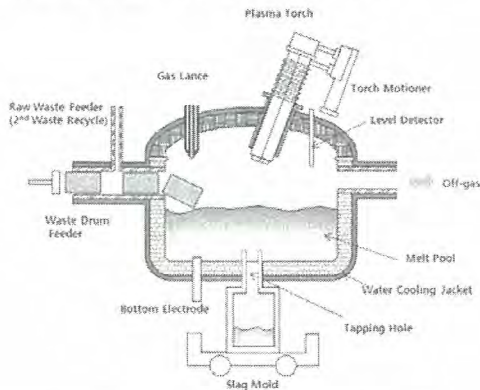


Fig. 1. Conceptual Diagram of KHNP PTM System.

그러나 기존 PTM 시스템의 열원 발생 장치인 토치를 이용하여 방사성폐기물을 드럼 단위로 용융처리 하기 위해서는 전기용량, 장기간 운전 안전성, 열효율 등 관점에서 토치성능의 개선이 필요하다. 특히 기존 토치 전방전극의 노즐부는 Oxygen Free Copper(OFC) 재질로서 고전류, 고전압, 고온, 고도의 화학반응성을 갖는 플라즈마 분위기에 항상 노출되어 있어서 비정상 아킹(side arcing)으로 잦은 손상을 입어 주어진 수명기간 사용하기 어렵고, 전극 내부에 냉각수를 흘려보내야만 하는 조건이기 때문에 토치의 열효율이 매우 낮다는 단점이 있다.

따라서 본 논문에서는 기존 고가(高價)의 OFC 노즐을 수명기간 동안 교체 없이 사용하기 보다는 수시로 교체할 수 있는 소모성 graphite 재질

로 개선하고, 전극 내부 형상을 개선하였으며, 토치 내부 플라즈마 거동의 해석을 통해 개선 토치의 운전 안전성 및 열효율을 평가하고자 하였다.

2. 본론

2.1 토치내부 플라즈마 거동해석 방법

플라즈마 유체는 내부의 전자(혹은 이온) 밀도, 엔탈피 등에 의해 그 특성이 결정되며, 이는 전극 내부의 형상, 인가한 전기 출력(전류, 전압), 플라즈마 가스 유량(swirl, 난류여부), 전극외부 혹은 플라즈마 자체에서 유기된 전자기장 등에 의해 지배된다. 또 이런 플라즈마의 거동은 Magneto Hydro Dynamics(MHD)에 의해 해석할 수 있다. Fig. 2는 플라즈마 토치 전극의 내부형상(a) 및 전산해석 영역(b)을 각각 나타낸다.

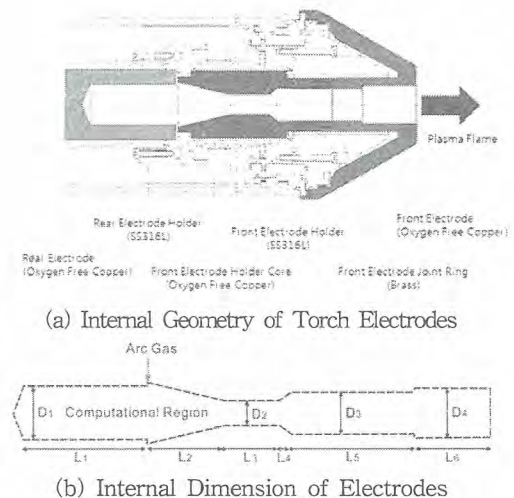


Fig. 2. MHD Calculation Region of Electrodes.

토치 내부 플라즈마 거동해석을 위한 전제조건 및 가정조건은 아래와 같았다.

- 전기 전도성을 띄는 하나의 전자기유체로서의 열물성치는 온도의 함수
- 정상 상태(steady state)의 층류 및 난류

- 온도장 및 속도장은 2차원 축을 중심으로 대칭
- 변위전류를 무시한 2차원 전자기장
- 점성에 의한 소산 및 증력에 의한 영향은 무시
- Local Thermal Equilibrium(LTE)
- 질량, 운동량, 에너지 보존 방정식은 전류연속 방정식 및 맥스웰방정식과 결합하여 유도
- Arc로부터 유기되는 자기장의 세기는 계산된 전류밀도로 부터 암페어 법칙을 이용하여 구함
- 운동량 방정식의 로렌츠힘은 전류밀도와 자기장의 세기의 벡터 곱으로 부터 계산
- K-ε 난류모델을 지배방정식에 포함

토치 내부 플라즈마의 거동 해석을 위해 사용한 MHD 프로그램은 DCPTUN이다. 계산영역에서 MHD 유체로서 플라즈마의 거동해석을 위해 질량, 운동량, 에너지 보존 방정식을 전류 연속방정식 및 맥스웰 방정식과 결합하여 사용하였다. 또한, 계산된 전류밀도로부터 암페어 법칙을 이용하여 아크로부터 유기되는 자기장 세기를 구하고 이 둘을 벡터 곱하여, 운동량 방정식의 로렌츠 힘 계산에 사용하였다. 이외에 플라즈마의 난류 효과를 고려하기 위하여 K-ε 난류 모델의 지배 방정식을 포함시켰으며, 정상상태의 2차원 축대칭인 원통형 좌표계 (r, θ, z)에서 이들 각 유체방정식들을 다음과 같이 표현하였다.

○ 질량 연속방정식

$$\frac{\partial}{\partial z}(\rho u) + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r}(\rho r v) = 0$$

○ 운동량 보존방정식

- 축 (z)방향

$$\rho u \frac{\partial u}{\partial z} + \rho v \frac{\partial u}{\partial r} = -\frac{\partial p}{\partial z} + j_r B_\theta - \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r}(r \tau_{rz}) + \frac{\partial \tau_{zz}}{\partial z} \right)$$

- 반경 (r)방향

$$\rho u \frac{\partial v}{\partial z} + \rho v \frac{\partial v}{\partial r} = -\frac{\partial p}{\partial r} - j_z B_\theta - \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r}(r \tau_{rr}) - \frac{\tau_{\theta\theta}}{r} + \frac{\partial \tau_{rz}}{\partial z} \right) + \frac{\rho v_\theta^2}{r}$$

- 회전 (θ)방향

$$\rho u \frac{\partial v_\theta}{\partial z} + \rho v \frac{\partial v_\theta}{\partial r} = -j_r B_z + j_z B_r - \left(\frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r}(r^2 \tau_{r\theta}) + \frac{\partial \tau_{z\theta}}{\partial z} \right) - \frac{\rho v v_\theta}{r}$$

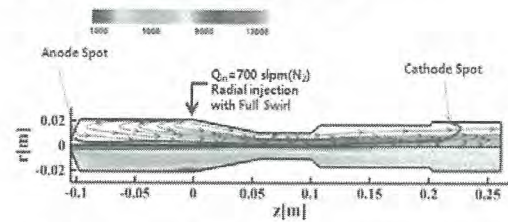
○ 에너지 보존방정식

$$\rho u \frac{\partial h}{\partial z} + \rho v \frac{\partial h}{\partial r} = \frac{j_r^2 + j_z^2}{\sigma} + \frac{5k_B}{2e} \left(\frac{j_r}{c_o} \frac{\partial h}{\partial z} + \frac{j_z}{c_o} \frac{\partial h}{\partial r} \right) - S_R + \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{\kappa}{c_o} \frac{\partial h}{\partial z} \right) + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\kappa}{c_o} \frac{\partial h}{\partial r} \right) + v_r \frac{\partial p}{\partial r} + v_z \frac{\partial p}{\partial z}$$

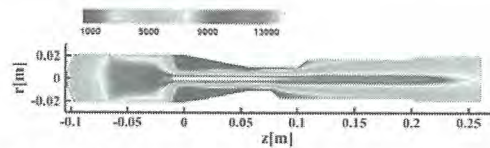
2.2 토치내부 플라즈마 거동해석 결과

토치 운전 출력/전류:500kW/500A, 플라즈마 가스 유량:700slpm(N₂), swirl 등 대표적 조건에서 토치 전

극내부(개선 전, 개선 후)에서 유체의 속도장, 온도장 등을 해석하였다. Fig. 3의 (a), (b)는 개선전 토치(OFC 노즐)와 개선 후 토치(graphite 노즐)의 MHD 해석 결과의 한 예를 각각 보여준다.



(a) MHD Calculation for Existing Torch(OFC Nozzle)



(b) MHD Calculation for Improved Torch(Graphite Nozzle)

Fig. 3. Behavior of Plasma inside Torch Electrodes.

기존토치 대비 재료변경(OFC→Graphite) 및 전극 내부 형상 변경 후 플라즈마 거동을 해석한 결과 다음과 같이 평가되었다.

- 열효율 개선 : 16.5%(수냉각 제거)
- 효과 : 20% 비용절감

그러나 비정상 아킹으로 인한 운전안전성 개선효과 및 graphite 재질 노즐의 수명 등에 대해서는 실제 개선토치를 바탕으로 실제 폐기물 용융시험을 일정 시간 수행한 후이나 그 결과를 바탕으로 평가할 수 있을 것으로 판단된다.

3. 결론

고가의 OFC 재질을 graphite 재질로 개선한 플라즈마 토치 내부 플라즈마 거동을 해석한 결과 열효율, 전극비용이 각각 16.5% 및 20%가 개선된 것으로 평가되었다. Graphite재질 노즐의 수명 및 장기 운전안전성 등 추가적 성능에 대해서는 실제폐기물을 바탕으로 실증시험 한 후에 평가할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] KHNP, 박승철 등, 신개념 플라즈마 토치 핵심부품 설계해석 보고서(2011).

증기발생기 화학 세정폐액 처리시스템의 온도별 NO_x 생성에 대한 고찰

박병목, 채경선, 신경욱, 장희곤, 강석철, 윤상정, 김상태

세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리 2차 910호

pbm@sae-an.co.kr

1. 서론

원자력발전소 증기발생기 2차계통 내부 전열관 등에 침적된 금속화합물을 제거하는 화학 세정시 금속 이온들의 이동성을 통제 조정하기 위해 금속이온 킬레이트제로 EDTA(Ethylene Diamine Tetraacetic Acid)를 사용하고 있으나, EDTA는 착화합물을 만드는 성질이 매우 뛰어나므로 자연 상태에 노출되면 잘 분해되지 않으며, 중금속 및 방사성물질과 착화합물을 형성한 EDTA가 자연 상태에 노출될 경우 2차 오염원이 될 수 있다.

EDTA는 기존 시멘트 고화처리가 불가능하고, 고화농도 이하에서도 현행 고화기준강도를 만족시키기 어려울 뿐만 아니라 습기의 존재하에 용리가 용이하여 고화용기를 쉽게 부식시키며, 더욱이 미량의 방사능 물질과 고농도의 EDTA를 함유함으로써 종합 폐수처리 설비로 이를 처리할 수 없다. 이러한 EDTA 처리를 위한 기술 중 하나는 고온을 이용 EDTA를 분해하는 기술이 있으나, EDTA의 고온처리시 NO_x의 생성이라는 문제를 가지고 있으므로 고온에 따른 NO_x에 대해 알아보고 이러한 문제 해결하기 위한 기술의 개발 동향을 살펴보고자 한다.

2. 본론

2.1 EDTA의 일반적 성질

EDTA는 흰색고체 화합물로써 C₁₀H₁₆N₂O₈의 화학식을 가지며, 분자량은 292.24로서 C (41.10%), H (5.52%), N (9.59%), O (43.80%)의 원소 조성을 갖는다. 순수 EDTA 고체는 220℃에서 용해와 동시에 분해되며, Fig. 1 “EDTA 화학 구조식”과 같은 구조를 갖는다.

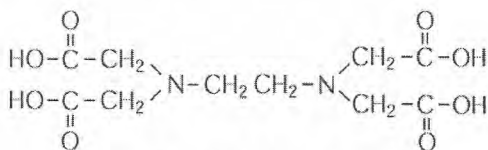


Fig. 1. EDTA 화학 구조식.

2.2 질소화합물의(NO_x) 생성원리

질소화합물로 알려진 종류는 NO, NO₂, NO₃, N₂O, N₂O₃, N₂O₄ 및 N₂O₅로 7가지이다. 이중 NO(Nitric Oxide)와 NO₂(Nitrogen Dioxide)는 대량으로 배출되기 때문에 중요한 대기 오염물질로 분류되며, 배출되는 NO_x의 대부분을 차지하고 있다. “NO_x”는 모든 질소화합물을 통칭하지만 대기 오염분야에서는 일반적으로 NO와 NO₂만을 의미한다. NO_x의 발생형태는 크게 이동오염원과 고정오염원으로 분리되며, 고정 연소오염원에서 배출되는 NO_x의 약 95%는 NO 형태로 배출된다. NO_x는 연소시 공기중의 산소가 고온에서 유리된 공기중의 질소 분자를 산화시켜 생성되는 고온 NO_x 그리고 연소시 발생하는 탄화수소가 공기중의 질소와 반응하여 생성되는 Prompt NO_x 등의 반응 메커니즘에 의해 생성된다.

2.3 연소방식에 의한 NO_x 저감 인자 및 국외동향

NO_x 생성량 저감을 위한 대표적 인자는 온도, 체류시간, 산소농도이며, 각 인자별 NO_x 생성량 저감 방법은 아래와 같다.

- 1) 화염지역에서 최고치 온도를 감소시킨다.
- 2) 화염지역에서 가스의 체류시간을 감소시킨다.
- 3) 화염지역에서 산소농도를 감소시킨다.

NO_x 저감을 위해 국외에서는 저 NO_x 버너와 Reburning 기술을 이용한 Advanced reburn technology를 개발 저 NO_x 버너 보다 효과적으로 NO_x를 저감 할 수 있고, 연소효율 면에서도 우수한 성능을 유지하고 있다.

2.4 고온에서의 NO_x 생성

Zeldovich 반응에 의한 NO_x 생성속도는 고온 100℃ 이내에 화염온도에도 수배의 NO_x가 생성되므로 온도에 민감하며, 고온 체류시간이 길수록 그리고 산소가 충분할수록 NO_x의 생성은 증가된다. 그러므로 화학평행에 의하여 배기중의 NO_x를 정확하게 예측할 수 없음으로 동력학적 모델로 화학평형에 이르기까지의 반응과정을 계산해서

NOx 농도를 예측하고 있으며, Table. 1 “Equilibrium constant for creating NO and NOx”에 나타 내었다.

Table 1. Equilibrium constant for creating NO and NOx.

Temperature		Kp (Equilibrium constant)	
K	℃	$N_2 + O_2 \rightleftharpoons 2NO$	$NO + \frac{1}{2} O_2 \rightleftharpoons NO_2$
300	25	1×10^{-30}	1×10^6
500	225	2.7×10^{-18}	2.7×10^2
1,000	725	7.5×10^{-9}	1.2×10^2
1,500	1,225	1.1×10^{-5}	1.1×10^{-2}
2,000	1,725	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-3}
2,200	1,925	3.5×10^{-3}	2.6×10^{-3}

NO의 생성속도는 실제 NOx 농도에 영향을 주는 인자이다. 상온도가 850℃ 이상이 되면 NO와 SO₂ 배출농도가 증가하는 반면에 800℃ 이하가 되면 연소효율 감소와 더불어 연소로의 성능을 저하시키는 결과를 초래하므로 800 ~ 850℃ 범위에서 운전하되, 상온도가 증가함에 따라 NO의 배출 농도는 증가하는 경향을 보임으로 NOx 발생량을 저감하면서 최적의 연소효율을 갖는 온도는 800 ~ 850℃ 범위임을 알 수 있다. 아래 그림. 2 “온도별 Kp(NO) × Kp(NOx)”에 온도별 생성되는 NOx 값을 나타 내었다.

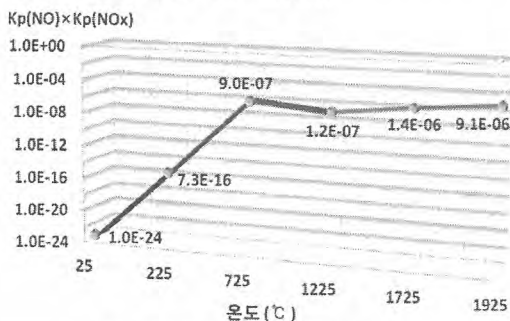


Fig. 2. 온도별 Kp(NO)×Kp(NOx).

위의 내용으로 볼 때 증기발생기의 화학 세정 폐액 처리시스템의 연소효율을 최적화하고, NOx 발생을 최소화하기 위해 온도 범위가 매우 중요함을 알 수 있으며, 당사가 개발한 증기발생기 화학 세정폐액 처리를 위해 시스템은 연소효율 최적화 및 NOx 발생 최소화를 위해 전기로의 내부 온도를 245℃에서 900℃까지 유지할 수 있도록 하였다.

2.5 플라즈마의 문제점 해결

점성이 높은 세정폐액이 완전 무화되지 않은 상태에서 짧은 시간 동안 플라즈마 화염 속에 노출되어 열분해과정을 거치기 때문에 충분히 분해되지 못하는 문제점이 있을 수 있으며, 세정폐액을 분무상태로 플라즈마 화염 내부로 통과시키는 과정에서 다량의 비산재가 생성되기 때문에 이것을 제거하기 위한 별도의 사이클론 집진기 등의 부대설비가 설치되는 단점 및 플라즈마 장치의 주기적 전극교체, 전력소모 및 고온의 플라즈마 화염에 따른 NOx의 생성 등의 단점을 해결하기 위해 당사는 전기로를 선택하였다.

3. 결론

원자력발전소 증기발생기 2차계통 내부 전열관 등에 침적된 금속화합물을 제거하는 화학 세정시 금속 이온들의 이동성을 통제 조정하기 위해 금속이온 킬레이트제로 사용되는 EDTA에 의해 발생되는 NOx의 양을 최소화 할 수 있는 인자에 대해 알아보았다. 연소효율을 최적화하고, NOx 발생을 최소화를 위해 연소온도의 설정이 매우 중요한 요인임을 알 수 있었으며 당사가 개발한 “증기발생기 화학 세정폐액 처리시스템”은 전기로의 내부 온도를 245℃에서 900℃의 온도 범위 내에서 유지함으로써 EDTA를 분해시 NOx의 생성을 최소화하고, 산화 단계에서 존재할 수 있는 NOx와 같은 유해 가스를 SCR(Selective Catalytic Reduction-선택적 촉매환원) 촉매가 구비된 촉매반응로에 의해 제거되도록 설계하였다.

4. 참고문헌

- [1] 플라즈마 기술을 이용한 EDTA 분해에 관한 연구-서울대학교, 2006.12.
- [2] 증기발생기 화학 세정폐액 처리시스템 및 이를 이용한 방법-세안기술, 특허공보, 2011.1.14.
- [3] 하수슬러지의 유동상 소각에서 NOx 발생 적감방안에 관한 연구-계명대학교대학원, 진균하, 2009. 6.
- [4] 원전 발생 난분해성 유기폐액 처리 기술 및 장치 개발-(주)지피엔이 부설연구소, 2004. 10. 31.
- [5] 오존 및 스모그 오염 개선기술 개량요소용액을 이용한 Hybrid SNCR-SCR 기술개발 및 실용화-광운대학교 산학협력단.

우라늄에 의해 오염된 금속물의 재활용을 위한 용융제염 기술 개발에 관한 연구

김용제, 이영배, 류재봉, 강현규

한전원자력연료, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 242

yikim@knfc.co.kr

1. 서론

원자력 연료의 제조를 위한 시설 운영과정 중 장비 노후화 또는 설비의 개선 및 교체에 따른 금속 폐기물이 지속적으로 발생되는데, 이중 대부분이 스테인레스 스틸과 탄소강류와 같은 철금속이며 타 폐기물들에 비하여 재활용도가 매우 높아 귀중한 자원으로 여겨지고 있다. 원자력연료의 제조과정 중에서 발생하는 금속물의 오염특성은 우라늄에 의한 표면오염이 대부분이기 때문에 화학세정, 고압살수 등과 같은 표면제염을 통하여 폐기물의 방사능 농도를 저감시킬 수 있어 이러한 방법을 통해 금속 폐기물 중 일부를 자체처분하여 재활용하고 있다. 그러나 상기와 같은 표면제염의 방법은 기하학적 모양이 비교적 단순하고 표면이 매끄러운 평판형태 및 그와 유사한 금속폐기물에 대해서만 적용이 가능하며, 너트와 볼트와 같이 기하학적 모형이 복잡한 금속폐기물의 경우에는 제염이 어렵거나 오염의 측정이 불가능하다. 이를 해결하기 위해, 금속폐기물을 용융시켜 금속물 내 방사성물질의 제염하여 자체처분 처리하는 금속물의 용융제염 기술을 연구하였다. 이 연구에서는 금속물 용융제염 기술의 핵심이라고 할 수 있는 용융 시 방사능 물질(이번 실험의 경우 우라늄)의 이동에 따른 제염효과 및 용탕 내 오염원의 균질성에 대해 검토하였다.

2. 본론

2.1 유도가열 실험장비

본 연구에 사용된 고주파 유도가열 실험장비는 고주파발전기, 용융로, 래들, 몰드이송장치, 냉각장치로 구성되어 있으며, 개략도는 Fig 1.과 같다. 1.5kHz의 고주파를 사용하며 최대 2000℃까지 가열이 가능하고 처리용량은 약 250kg/batch 이다. 용융로는 가로 : 900mm, 세로 : 900mm, 높이 : 1100mm의 크기에 알루미늄 도가니를 사용하였으며 용탕을 모두 배출할 수 있도록 90도 이상으로 기울일 수 있는 유압 tilting system 을 갖추어 용융로에서 용

탕을 래들에 배출하고 래들에 모여진 용탕을 다시 몰드에 배출하여 인고트가 제작되도록 설계하였다. 몰드이송장치는 인고트 제작을 위해 몰드의 위치를 이동시키는 장치로 1 batch당 10개의 인고트를 제작할 수 있도록 되어 있다. 냉각장치는 수랭식 냉각방식을 적용하고 있으며, 펌프를 이용한 냉각수의 순환 및 냉각팬을 통해 작동 되도록 하였다.

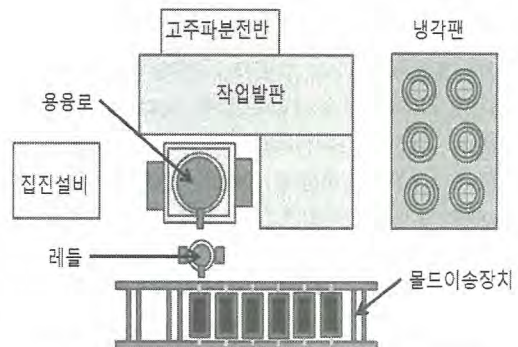


Fig. 1. Schematic of metal melting equipment.

2.2 실험방법

약 100kg의 탄소강과 첨가제인 가탄제를 용융로에 장입한 후 금속물을 가열하여 용탕을 생성하였고, 추가로 약 150kg의 금속폐기물을 순차적으로 장입하여 용융시켰다. 충분한 용탕 생성을 확인 후 제염을 위해 불순물제거제를 첨가하였고, 용탕의 상부에 생성된 슬래그를 반복적으로 제거하는 작업을 수행하였다. 제염작업은 상기와 동일한 방법으로 3회 수행 하였다. 제염작업 후 용융로의 용탕을 몰드에 부어 각 Batch별 10개의 인고트를 제작하였고 인고트 중 2개를 임의로 선정 후, Fig 3.과 같이 인고트의 각기 다른 3개 지점을 선택하여 상, 중, 하부위에서 drilling 방식으로 시료를 채취하여 ICP-MS를 통해 방사능 농도를 분석하였다. 제염작업으로 생성된 슬래그에 대해서는 제염 초기, 중기, 말기로 구분하여 제염의 횟수와 슬래그 내 방사능 농도의 상관관계를 분석하였다.



Fig. 2. Sampling(drilling) & sample.

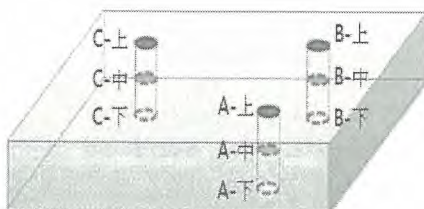


Fig. 3. Sampling point in ingot.

2.3 실험결과

ICP-MS를 이용하여 임의로 선택한 인고트 2개의 방사능 농도 측정값은 Table 1.과 같다. 1, 2번 인고트 방사능 농도 범위가 0.0047 ~ 0.0096 Bq/g로 다소 편차가 보이는 것으로 보이나 해당 준위가 자연계 준위의 미만(자연계 토양 내 우라늄 농도 약 3~5ppm, 0.25~0.42Bq/g)으로 매우 낮기 때문에 이로 인해 발생하는 측정 통계상의 오차를 고려할 때 당 결과 값이 용탕 내 균질성을 입증한다고 판단된다.

Table 1. Radioactivity in sample of ingot.

번호	지점	방사능 농도(Bq/g)	
		#1 인고트	#2 인고트
1	A-상	0.0073	0.0054
2	A-중	0.0068	0.0061
3	A-하	0.0062	0.0069
4	B-상	0.0079	0.0049
5	B-중	0.0096	0.0056
6	B-하	0.0079	0.0050
7	C-상	0.0047	0.0062
8	C-중	0.0077	0.0078
9	C-하	0.0058	0.0053
평균	-	0.0071	0.0059
표준편차		0.00143	0.00095

제염작업 후 발생한 총 슬래그의 양은 14.3kg 이며 제염이 지속된 시간 순서에 따라 발생한 슬래그의 방사능 농도는 Table 2.와 같다. 기하학적 구조가 복잡하여 측정이 어려운 오염 금속폐기물을 대상으로

로 용융제염을 수행하였기 때문에 제염계수는 구하지 못하였으나 슬래그와 인고트의 방사능 농도를 비교해본 결과, 대부분의 방사능 물질이 슬래그로 이동된 것을 확인할 수 있었으며, 따라서 우라늄에 의해 오염된 금속물의 용융제염 효과는 매우 우수한 것으로 판단된다.

Table 2. Radioactivity in slag.

구분	방사능 농도(Bq/g)
제염 초기	337
제염 중기	13.2
제염 말기	9.02

3. 결론

복잡한 기하학적 형상을 가진 금속폐기물에 대한 용융제염 실험결과, 용융을 통해 우라늄에 의해 오염된 금속물의 제염이 가능하며 용융제염으로 발생된 인고트는 균질한 오염 특성을 가지는 것을 확인할 수 있었다. 또한, 용융제염을 통해 그 동안 자체처분이 어려웠던 복잡한 형상의 금속폐기물에 대해 (2012년 3월) 자체처분 인허가 승인을 받아 재활용을 위해 자체처분을 수행하였다. 다만, 용융제염으로 인해 발생하는 2차폐기물의 처리 방안 등에 대한 연구개발이 진행되어야 할 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

- [1] 이규일 외 “해체금속폐기물의 용융제염”, 2008 한국방사성폐기물학회.
- [2] 한국원자력연구원, “EPM방식 일괄처리에 의한 제염 후 처리공정 개발”, KAERI/CR-352/2009, 2010. 2.

RI 유기폐액의 처리를 위한 접근 전략

강덕원, 김승일, 김현기, 성진현, 허준

한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2

world2is@haji.co.kr

1. 서론

원자력 산업(원자력발전소 및 방사성동위원소를 사용하는 병원, 산업체, 교육기관, 등)이 발달하면서 방사성동위원소 유기폐액(이하 RI 유기폐액) 역시 꾸준히 증가추세에 있다. RI 유기폐액속에 함유되어 있는 주요핵종으로는 ^3H , ^{14}C , ^{125}I , ^{32}P , ^{35}S 등이 있으며 톨루엔, 알코올, 아세톤 및 설파 폐액 등 유기용매가 대부분으로 폭발, 화재 등의 잠재적인 위험성을 지니고 있다. 따라서 이의 안정적 처리방안이 강구되어 져야한다. 동위원소의 사용에 따른 RI 유기폐액의 지속적 증가로 인해 RI 유기폐액의 처리방안 수립은 매우 시급한 실정이다. 일본의 경우, 병원 및 연구소 등에서 발생하는 RI 유기폐액은 장기보관에 따른 인화성 및 유해성을 우려해 발생현장에서 직접 소각처리하고 있다. 이들 폐액을 자체적으로 처리할 경우는, RI 소각시설에 대한 인·허가를 득하여 안전지침에 따라 처리한다. 사용되는 소각로의 처리용량은 2~3ℓ/hr로 규제기관에서 제시한 요건에 부합되게 제작되고 그와 관련된 소각시험 결과값이 만족된다면 간단한 인·허가 절차를 통해 승인받은 후 사용이 가능하다. 하지만 국내의 경우, 아직까지는 RI 유기폐액에 대한 소각 경험이 없으며 인허가상의 어려움으로 인해 유기폐액 소각설비를 발생 사업장별로 자체구비가 어려울 뿐만 아니라 주변 주민들의 반발 또는 환경오염의 우려가 예상되기 때문에 개별 사업소가 아닌 인·허가를 득한 폐액처리 설비(장비)를 갖춘 방사성폐기물관리공단에서 처리·처분하고 있다. 본 논문에서는 RI 유기폐액을 처리할 수 있는 소각로 및 소각시설의 구비요건을 살펴보고 처리방안에 대해 검토해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 RI 유기폐액의 종류 및 발생량

원자력산업 관련기관에서 발생하는 RI 유기폐액의 종류로는 크게 유기용매, 세정폐액, 제염폐액 등이 있다. 방사성동위원소 및 유기용매로 이루어진

유기폐액은 주로 병원, 연구기관, 산업체 등(원전의 동위원소 사용기관) 그리고 원자력발전소에서 발생된다. 방사성폐기물관리공단에 저장되어 있는 소각이 가능한 방사성유기폐액은 약 80드럼, 원자력발전소는 약 70드럼 정도 보관되어 있는 것으로 추정된다. 그 외에도 관리공단으로 인도되지 못한 RI 폐기물도 상당량 발생 사업장내에 처리되지 못한 상태로 저장되어 있는 실정이다.(Fig. 1. 참조)

구 분	저장용량	누적량	비 고
	(단위 : 200ℓ 드럼)		
방사성폐기물관리공단	9,750	3,488	밀봉+개봉선 원 중·저준위 폐기물 현황
한국원자력연구원	27,268	18,455	
한전원자력연료	8,900	6,046	
합 계	45,918	27,989	

Fig. 1. 원전 외 중·저준위 방사성폐기물 저장현황 ('10.12 기준).

2.2 해외의 방사성유기폐액 처리기술 현황

RI 유기폐액 처리는 각국의 실정에 맞게 처리해 오고 있다.(Table. 1 참조) RI 유기폐액의 처리를 위해 각국에서는 화학적 산화처리, 광촉매, 과산화수소, 초음파 등을 이용한 방법들이 연구되고 있다.

Table 1. Status of the RI Organic Waste Treatment in Overseas Country.

	미국	일본	프랑스	독일/벨기에	헝가리
현황	- 역삼분막 - 선택적 이온교환막 - 플라즈마 열분해	- 증발기 - 선택적 이온교환막 - 유기폐액 소각설비	- 여과기 증발기	- 원심분리기 - 증발기	유기 합유물 수중분해 장치

2.3 소각로 및 처리시설의 구비요건

2.3.1 중·저준위 방사성폐기물 소각기준

원자력안전위원회 고시 제2011-60호 「중·저준위 방사성폐기물 소각기준」에 의해 규정되어 있지만, 현재 그 소각기준과 관련된 인·허가에 관한 사항이 분명하게 명시되어 있지는 않다. 제4조(소각시설 설계기준)에서는 전처리 설비, 소각로 설비 외 6개 설비로 분류하고 있으며 구조상 안전성을 갖도록 설계되어야 한다고 명시하고 있다.

2.3.2 소각 대상물

소각대상물은 ^3H , ^{14}C , ^{32}P , ^{35}S 및 ^{45}Ca 를 포함한 가연성·유동성이 있는 액체형광폐액, 방사선장해방지법 관계법령에 근거해 행해지는 모니터링 시에 채취한 시료를 포함한 액체형광폐액 및 조열제(助熱劑)로 한정한다.

2.3.3 RI 유기폐액 소각로가 갖추어야 될 주요 특징

2.3.3.1 로의 재질

부식 등에 의한 누락이나 오염을 방지하기 위해 소각로 본체, 폐가스 냉각장치, 폐액탱크, 및 배관을 포함한 장치의 재질은 내열성 및 내식성을 지녀야 하며 연소실 등 고온이 되는 부분에는 내화재를 사용해야 한다.

2.3.3.2 로의 구조 및 성능

- ◎ 폭발 방지를 위해 점화전, 연소종료 시 및 운전 중의 연소정지 시에 잔류가스의 에어퍼지 및 연소온도 제어장치가 설치되어져야 함.
- ◎ 연소 중 연속적으로 연소온도가 가능해야 함.
- ◎ 소각로는 불완전 연소를 일으키기 어려운 구조여야 하며 필요시 조열제의 첨가가 가능해야 한다. 또한, 폐액의 적하노즐 또는 분무노즐은 막힘 방지 대책이 강구되어져 있어야 함.
- ◎ 연소온도가 800°C 이하시는 불안전 연소를 방지하기 위해 폐액의 연소를 정지하기 위한 자동 폐액이송 정지장치가 설치되어 있어야 함..
- ◎ 점화시의 인화, 폭발 침 오염의 방지를 위해 점화가 안전하고 확실히 행해지는 구조일 것
- ◎ 지진이 발생했을 경우, 송액펌프를 정지하기 위한 지진감시 소염장치를 설치할 것.
- ◎ 소각로의 연소상태 감시창과 이상고온 및 이상소염을 감시할 수 있는 장치를 설치할 것.
- ◎ 유해물질의 발생 저감과 고온 폐가스에 의한 배기설비의 손상을 막기 위해 폐가스를 신속하게 200°C 이하로 냉각하는 능력을 지닐 것.

2.3.3.3 소각장치의 고려사항

유기폐액의 처리시에 적용되는 소각로는 운전시 운전현황을 액정디스플레이 방식으로 상시 파악되어야 하며, 연속공정에 의한 자동제어방식으로 운전되어야 하고 폐액의 종류와 상관없이 적절한 공기조절에 의해 소각되어야 한다. 또한 다이옥신의 최소화과 소각로 내의 온도 및 압력감시와 냉각수의 이상상태와 가스압력을 감지하여

과열/화재가 발생하지 않도록 장치의 안정성이 고려되어야 한다.(Fig. 2. 참조)

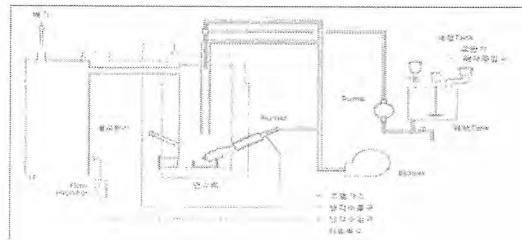


Fig. 2. Lay-out Drawing of Incinerator for RI Waste Treatment.

2.3.3.4 RI 유기폐액의 처리공정

유기폐액의 완벽한 처리를 위해서는 전처리 단계에서 유기폐액중의 수분함량을 20% 이하로 조절해야 하며, 소각처리 시 다이옥신의 완벽한 처리를 위해서는 800°C 이상으로 제어운전 할 수 있는 기술이 요구되며 로의 정지시에 다이옥신의 환경방출을 막기 위해서는 45°C 이하까지 급속 냉각하는 기능을 보유해야 한다. (Fig. 3. 참조)

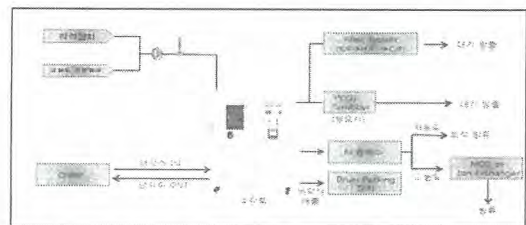


Fig. 3. Flow-chart of RI Organic Waste Treatment Process.

3. 결론

국내에서는 아직까지 RI 유기폐액의 처리경험이 없기 때문에 초기단계에서는 소각로의 각종 규제기준을 만족시킬 수 있는 실적용 경험이 있는 소각로를 도입해 처리하는 것이 바람직하다고 본다. 그러나 RI 유기폐액은 산업화의 발달과 더불어 병원, 연구소, 원자력발전소 등 많은 곳에서 지속적으로 발생되고 있기 때문에 향후에는 방폐공단 등의 전문처리 기관에서 대용량의 전용 소각시설의 확보, 운영할 수 있도록 소각기술에 대한 연구 개발이 필요하다고 본다.

4. 참고문헌

- [1] 원자력안전법 제53조 및 안전관리 규칙 제 16조(한국).
- [2] 방사선장해방지 법률시행규칙 제56호,1960(일본).

펜톤산화를 이용한 ETA 폐액의 분해 실험

김현기, 강덕원, 김승일, 성진현, 허준
한국정수공업(주), 경기도 시흥시 정왕동 1281-2
hkim@haji.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 계통수에는 계통의 부식 방지 및 pH 조절을 위해 에탄올아민, 하이드라진, 암모니아 등을 인위적으로 주입하며 정화과정에서 이들 이온들은 복수탈염설비의 이온교환수지에 부착되게 되는데 이온교환수지의 재생과정에서 부착된 에탄올아민(Ethanolamine, ETA)이 함유된 재생폐수가 발생된다. 이러한 에탄올아민은 상온에서도 매우 자극적인 휘발성 물질로 눈, 피부, 호흡기 등에 접촉하여 각종 질환을 일으킬 수 있으며 또한 수중에 존재할 경우 COD 및 TN을 유발하는 난분해성 유기물질이다. 복수탈염설비 재생폐수(ETA 폐액)는 재생 시에 발생하는 고농도 재생폐수를 공정상의 회석수와 혼합하여 폐수처리 시설로 보내어 일반적인 물리·화학적 처리인 응집침전공정으로 처리하고 있으나 ETA제거 효율이 매우 낮으며, 대안기술로 전기분해 처리공정을 시험·적용해 오고 있으나 아직까지는 처리 효율이 매우 낮은 편이다.

본 연구에서는 복수탈염설비 재생폐액에 함유되어 있는 에탄올아민을 환경방출치 이하로 낮추기 위하여 화학적방법인 펜톤산화법을 이용하여 ETA 폐액을 분해/처리한 후 COD 및 TN에 대한 저감 효율을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법 및 실험

본 연구에 사용된 복수탈염설비 재생폐액은 98% H_2SO_4 로 재생된 복수탈염설비 재생폐수 중 초-고농도 ETA 폐액이며 pH는 1.0이하, CODmn는 약 12,000~16,000ppm, 총질소는 약 9,000~12,000ppm(수질오염공정시험기준:2011)을 함유하고 있다. ETA 폐액의 처리는 고농도 ETA폐액 중 존재하는 입자성 및 이온성 물질의 제거를 위한 ¹1차응집-여과공정, 폐액 중 난분해성 물질인 에탄올아민 및 기타 COD 물질 분해를 위한 ²펜톤산화공정, $Fe(OH)_3$ 생성물 및 Fe 이온성 물질제거 및 회수를

위한 ³2차응집-여과공정, 총질소 제거를 위한 ⁴TN 제거공정의 4단계를 거쳐 실험을 수행하였다.

2.1.1 1차응집-여과공정(1단계 공정)

고농도 ETA폐액의 pH를 약 8~8.5로 조절한 뒤 Amide계 응집제를 투입하여 Floc을 생성시키고 0.2~10um 필터를 이용해 여과하였다. 펜톤 산화공정 전에 1차응집-여과공정을 통해 폐액 중 입자성 및 이온성 물질을 충분히 제거해야만 펜톤공정을 통하여 COD 및 TN의 효과적인 저감효과를 기대할 수 있다.

2.1.2 펜톤산화공정(2단계 공정)

입자성 및 이온성 물질을 제거한 후 Fe 와 과산화수소를 투입한 후 약 120~150분간 교반하여 펜톤산화를 유도하였다. Fe 와 과산화수소 투입시 pH는 약 2.5~3.2로 조절되므로, 별도의 pH조절은 하지 않았다.

2.1.3 2차응집-여과공정(3단계 공정)

펜톤산화에 의해 폐액 중 ETA 및 COD유발물질의 분해가 완료되면 중화한 뒤 Amide계 응집제를 투입하고 0.2~10um 필터로 여과하여 사용된 Fe 를 회수한다. 회수된 Fe 는 전처리를 통해 다음 펜톤 산화반응 유도 시 재사용이 가능하다.

2.1.4 TN 제거공정(4단계 공정)

2차응집-여과공정이 끝난 후의 폐액을 30~35℃로 가온하고 TN 제거제를 투입한 후 2시간 동안 기체상 물질의 제거를 위해 폭기시켰다.

2.2 실험결과

Fig. 1은 펜톤산화제 투입량에 따른 복수탈염설비 재생폐액의 COD와 TN의 농도변화량 그래프이다. COD는 수질오염물질의 배출허용기준에 따라 Mn법을 사용하였으며 시험법은 “수질오염공정시험기준: 2011”에 따라 시행하였다. ETA 폐액의 초기 CODmn는 약 12,000ppm이었으며 펜톤산화법을 이

용하여 최대 76ppm까지 제거할 수 있었다. 또한, 투입된 펜톤시약의 양이 27,000ppm 이상일 경우에는 펜톤반응의 유도가 어려울 뿐만 아니라 COD 저감에 전혀 효과가 없음을 알 수 있었다. TN의 경우, 펜톤 산화공정에 의해 일부 제거되는 것을 확인하였으나 펜톤 산화반응만으로는 1,000ppm 이하로 낮추는데에는 한계가 있었다.

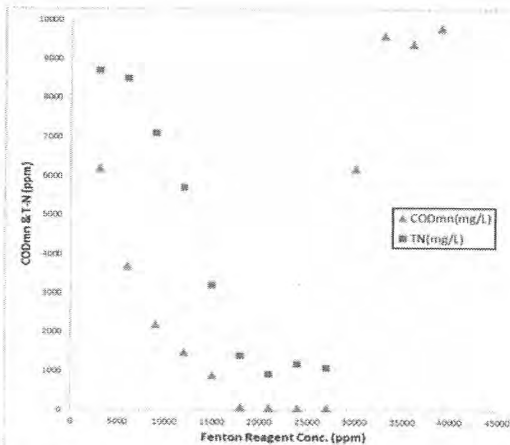


Fig. 1. The reduction of CODmn & TN from ETA waste solution by Fenton's Reaction.

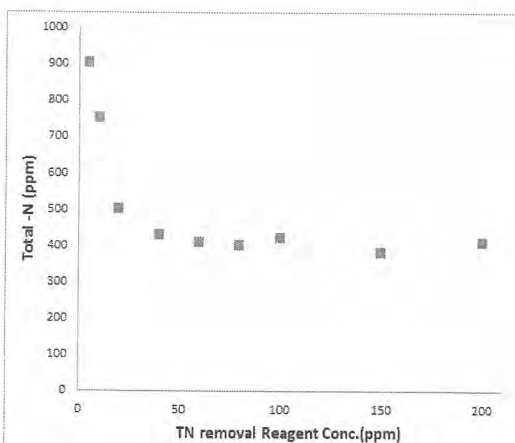


Fig. 2. The reduction of TN from ETA waste solution using TN Reagent.

Fig. 2는 TN 제거제 투입량에 따른 TN의 농도 변화량에 대한 그래프이다. pH는 11.0~11.5 조건에서 30~35℃로 가열하여 TN 제거제를 투입한 다음, 교반하면서 2시간동안 폭기하였다. 펜톤반응에 의해 제거된 TN 농도는 약 1,000ppm이었으며 여기에 TN을 기체 상태로 변화시킬 수 있는 제거제를 주입후 일정시간동안 폭기시킴으로써 약 400ppm까지 낮아

짐을 확인하였다. 하지만 수질환경보전법 수질오염물질의 배출허용기준치에는 많이 미치지 못하였다.

3. 결론

펜톤산화제 투입량과 ETA폐액중의 COD 존재는 매우 밀접한 관계를 이루고 있었으며 산화제 투입량 증가와 더불어 제거율이 높아짐을 나타냈으나 과량의 펜톤산화제 투입은 ETA 폐액의 처리에 오히려 악영향을 끼침을 알 수 있었다. 펜톤산화제 27,000 ppm 투입시 CODmn는 12,000ppm에서 약 70ppm 수준으로 가장 분해가 잘 이루어지는 것으로 나타났다. 펜톤산화시 유의할 점은 반응시 50℃를 초과해서는 안되며, 반응종료 후 잔존 H₂O₂는 COD를 크게 유발하므로 잔존 H₂O₂가 남아있지 않도록 잘 조절해야 한다. TN의 경우 약 400ppm 수준까지는 낮출 수 있었으나 수질환경보전법상의 수질오염물질의 배출허용기준치(60ppm 이하)에는 도달하지 못하였다. 펜톤반응의 단점은 펜톤시약에 의해 다량의 슬러지가 발생하는 것인데, 펜톤시약의 투입량을 줄일 수 있는 제거조건만 도출해 낼 수 있다면, ETA물질과 같은 난분해성 액체폐기물의 처리기술로 매우 유용하게 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

- [1] 수질공학의 응용과 해설2, 조용덕, 이상화, 이담복스 2010.
- [2] 에탄올아민 및 암모니아의 응축 및 용해 특성 연구, 안현경, 순천향대학교 2006.

농축폐액 건조분말 파라핀 고화드럼으로부터 분리된 파라핀 세정

최영구, 김대환, 안승건, 장대성*, 이승춘*, 정용태**

선광원자력안전(주), 서울시 구로구 구로동 106-4번지

*선광원자력안전(주), 부산시 기장군 장안읍 길천길 96-1번지

**한국수력원자력(주), 부산시 기장군 장안읍 길천길 96-1번지

choiyk09@gmail.com

1. 서론

원자력발전소를 운영하면서 발생하는 액체폐기물들은 CWDS(Concentrated Water Dry System)를 통하여 물은 증발, 응축해서 회수되고 방사성폐기물들은 농축해서 분말 형태로 보관한다. 이들 농축폐액 분말들은 고화 과정을 거치게 되는데 파라핀 고화의 경우, 제조과정에서 층 분리가 일어나 균질성 확보가 어렵고 내 침출 특성이 불량하여 중·저준위 방사성폐기물처분장 인수기준을 만족하지 못하고 있다. 이것을 해결하기 위해서 한국수력원자력(주)는 파라핀을 대체할 새로운 농축폐액 건조분말 고화기술을 개발하기 위해서 노력하고 있으며 또한 현재 각 원전에 저장되어 있는 약 3,650드럼의 파라핀고화드럼을 처리해서 최종적으로 방사성폐기물처분장으로 안전하게 인도하기 위해서 처리 기술을 개발하고 있다. 본 연구의 목적은 현재 발전소에 저장되어 있는 농축폐액건조분말 파라핀고화드럼으로부터 분리된 파라핀을 자체처분하기 위해서 파라핀 내에 존재하는 핵종들을 제염할 수 있는 기술을 개발하는데 있다.

2. 본론

2.1 Lab-Scale 실험

파라핀고화체로부터 분리된 파라핀이 자체처분이 가능하도록 분리하기 위해서 실험실 조건에서 모의 농축폐액을 사용하여 실험하였다. 봉산을 사용하여 모의농축폐액을 만들고 발전소에서 현재 사용하고 있는 파라핀으로 모의 파라핀 고화체를 만들었다. 파라핀고화 방법은 고리1발의 농축폐액 파라핀고화 절차서를 준수해서 만들었으며, 100ml 파라핀용액에 $8.2 \times 10^5 \text{Bq/l}$ 방사능 농도를 첨가하여 모의시료를 만들었다. 제작한 모의 파라핀 고화체를 분리한 후 순수한 물만을 사용한 세정효과를 보기 위해서 실험하였다.

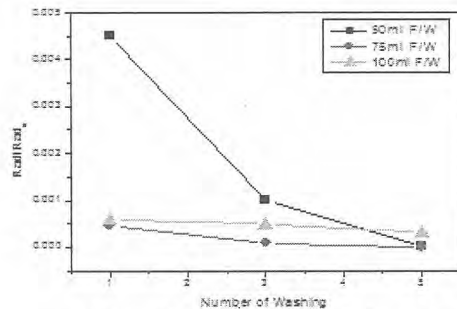


Fig. 1. Radioactivity of the cleaning solution.

그림1은 분리된 파라핀의 세척 용액의 농도와 세척횟수에 따른 방사능 농도변화를 나타낸다. 세척용액의 농도는 각각 50ml, 75ml, 100ml를 사용하여 실험했으며, 각각의 세척용액에 대해서 5회씩 세척을 수행하였다. 50ml 세척용액을 사용하여 파라핀을 세척할 경우 1회 세척할 경우 세척용액의 방사능 농도는 3,700Bq/l를 나타냈으며 3회와 5회 세척할 경우 각각 820Bq/l과 1Bq/l를 나타내었다. 70ml 세척용액의 경우 1회, 3회, 5회 세척함에 따라서 세척용액의 방사능 농도는 각각 370Bq/l, 70Bq/l, 1Bq/l를 나타내었다. 100ml 세척용액의 경우 1회, 3회, 5회 세척함에 따라서 세척용액의 방사능 농도는 각각 475Bq/l, 400Bq/l, 250Bq/l를 나타내었다.

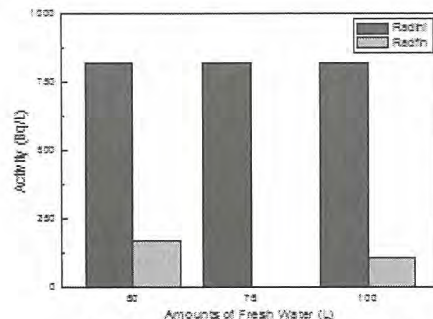


Fig. 2. Radioactivity of the paraffin.

그림2는 분리된 파라핀의 세척 후 방사능 농도를 측정 한 값이다. 100ml 파라핀의 경우 75ml 세

정용액을 사용하여 3회 정도 세정할 경우 자체처분 기준을 만족함을 알 수 있었다.

2.2 실증 실험

실증실험을 위해서 각 발전소에서 사용되고 있는 200ℓ 파라핀 고화드럼을 축소하여 30ℓ 고화드럼을 제작하였으며, 이것을 사용하여 2011년 4월 5일부터 8일 사이에 진행된 고리1발전소 파라핀고화드럼 생성과정에서 30ℓ 파라핀 고화제 5개를 만들었다. 이들 파라핀고화드럼으로부터 분리된 파라핀을 사용하여 세정실험을 수행하였다. 실험실에서 수행하였던 동일한 방법으로 물을 사용하여 9차례 걸쳐서 세정하였다.

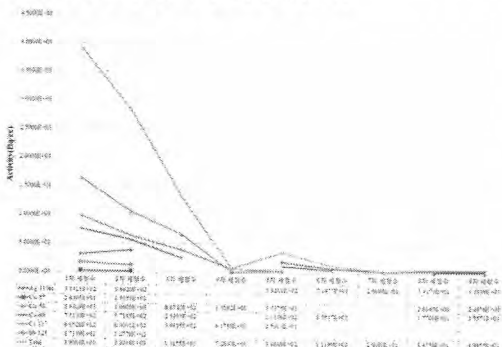


Fig. 3. Radioactivity of the cleaning solution.

그림3은 파라핀 세정용액의 방사선 값이다. 그림에서 보이듯이 세정이 진행됨에 따라 세정수내의 방사능 농도가 감소됨을 알 수 있으며, 이는 모의실험과 유사한 경향성을 보이고 있다.

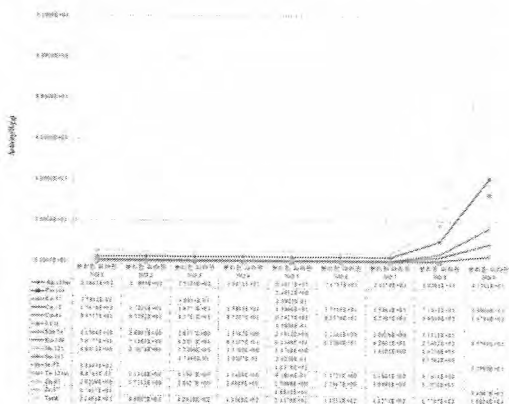


Fig. 4. Radioactivity of the paraffin.

6차 세정 이후에는 방사능 농도의 감소가 거의 일정하게 유지되고 있어 9차 세정을 마지막으로

파라핀 세정작업을 종료하였다. 그림4는 분리된 파라핀의 세정 후 방사능 농도를 측정된 값이다. 파라핀 세정실험 종료 후 배출된 파라핀을 1ℓ 시료용기 9개에 담았으며, 각 시료별 방사능 농도를 측정하였다. 시료번호 1은 장치에서 처음 배출된 파라핀이며, 시료번호 9번은 장치에서 제일 마지막에 배출된 파라핀이다. 분리된 파라핀 1~7번 시료의 경우 방사능 농도가 낮은 반면, 시료번호 8, 9번은 방사능 농도가 다소 높게 측정되었다. 이것은 추가실험을 통해서 밝혀진 파라핀 층과 폐액 층 사이에 존재하는 콜로이드와 에멀전을 포함한 오일 층이 파라핀 배출 시 파라핀이 먼저 빠져나오고 오일 층이 제일 나중에 배출되기 때문에 나타나는 것으로 확인하였다. 결과적으로 물을 사용한 파라핀 세정에는 자체처분을 위한 수준까지 세정이 어렵다고 판단하였다. 이것을 해결하기 위해서 다양한 형태의 화학세정 실험을 수행하였으며 이들 세정방법들 중에서 벤토나이트 혼합 시약인 SK-CLE-001의 세정효과가 가장 우수하였다.

Table 1. Radioactivity of separated paraffin.

구분	세정 전 (Bq/g)	세정 후 (Bq/g)
드럼 #1	3,600	0.043
드럼 #2	4,300	0.046
드럼 #3	1,600	0.022
드럼 #4	2,300	0.026

표1은 실증실험을 위해서 만들어진 30ℓ 크기의 파라핀 고화드럼으로부터 분리된 파라핀의 세정 전, 후의 핵종 분석 값이다. 세정 후 모든 핵종에서 자체처분 기준치 이하로 나타남을 확인 할 수 있었다.

3. 결론

파라핀 고화 드럼으로부터 분리된 파라핀을 자체처분하기 위해서 파라핀 세정기술을 개발하였다. 벤토나이트혼합시약인 SK-CLE-001을 사용하여 실제 파라핀고화드럼으로부터 분리된 파라핀을 세정한 결과 세정 후 모든 핵종에서 자체처분 기준치 이하로 나타남을 확인 할 수 있었다.

침전제를 사용한 방사성 폐유헌유 처리

김기홍, 김병태, 최영구, 김대환, 안승진, 홍지식, 김우섭*, 이상익*, 김동훈*
선광원자력안전(주), 서울특별시 구로구 구로동 106-4 구로선경오피스텔 2003

*한국수력원자력(주) 월성원자력본부, 경북 경주시 양남면 나아리 260

protosavior@nate.com

1. 서론

원자력 시설 운영은 필연적으로 다양한 폐기물을 발생시킨다. 폐기물은 비방사성 폐기물과 방사성 폐기물로 분류할 수 있다. 이중 방사성 폐기물의 처리는 최근에 발생한 일본 방사성 물질 유출 사고와 맞물려서 사회적으로 중요한 문제로 대두되고 있다.

방사성 폐유헌유는 원자력 시설 경상운전 및 계획예방정비 기간 중 발생하는 폐기물이다. 기존 폐유헌유 처리 기술로는 원심분리 기술, 정전이온 기술, 유헌유 소각 기술 등이 있다. 이상의 기술들은 2차 폐기물 발생으로 인한 폐기물량 증가, 처리 시설 구축에 따른 비용 증가 등의 문제를 갖고 있다.

본 실험에서는 방사성 폐기물의 효과적인 처리, 최종 폐기물 저감 및 처리 비용 절감을 위한 방법으로 침전제를 사용한 처리 방법을 선택하여 실험하였다.

2. 본론

본 실험에서 사용한 처리 기술은 침전제를 사용하여 폐유헌유 내 방사성 물질을 포집 후 침출시키는 것이다. 침전제를 사용한 처리 방법은 비교적 간단한 장치를 사용하여 단순한 공정으로 방사성 폐유헌유를 처리할 수 있으며, 낮은 비용으로 높은 처리효과 및 폐기물량 저감을 기대할 수 있다.

다음은 본 실험에서 목표하는 정제처리기준이며, 2009년 한국수력원자력(주)에서 방사성 폐유헌유 처리 시 요구하는 정제처리기준과 동일하다.

가. $H-3 \leq 50\text{Bq/g}$

나. $C-14 \leq 1\text{Bq/g}$

다. γ -방출핵종 합 $\leq 0.1\text{Bq/g}$

실험에 사용된 방사성 폐유헌유는 월성원자력 발전소에서 발생된 것을 사용하였다. 방사성 폐유헌유는 200ℓ 드럼에 포장되어 있으며, 드럼에 있는 폐유헌유의 농도는 각각 상이하다. 실험에 사

용할 대표시료는 월성원자력발전소에서 가장 많은 양을 차지하는 방사능 농도 범위에 해당하는 것을 선정하였다.

실험 방법은 다음과 같다. 실험대상인 방사성 폐유헌유의 전체 농도가 균일하도록 교반한다. 교반을 마친 방사성 폐유헌유는 일부를 채취하여 처리 전 방사능 농도를 측정한다. 측정 후 방사성 폐유헌유를 비커에 각각 나눠 담는다. 각 비커에 준비된 침전제를 넣은 후 일정시간동안 교반한다. 교반이 완료된 방사성 폐유헌유 혼합물은 여과한 후 방사능 농도를 측정한다.

실험 결과에 영향을 미치는 요인으로 방사성 폐유헌유의 방사능 농도, 유헌유 이외의 불순물 함량, 침전제 종류, 폐유헌유와 침전제의 혼합비율 및 교반시간 등이 있다. 폐유헌유의 방사능 농도가 낮을 때에는 소량의 침전제만으로 처리가 가능하지만 반대의 경우는 상대적으로 많은 침전제를 사용해야 하며, 유헌유와 침전제의 반응에 의한 처리 시간도 늘어나게 된다. 폐유헌유 내 불순물은 그 종류와 양에 따라서 침전제가 방사성 물질을 흡착하는 것을 방해할 수 있다. 불순물과 방사성 물질의 결합성이 침전제보다 높을 경우 원활한 처리가 어렵다. 침전제와 폐유헌유의 혼합 시 농도에 비해 많은 양의 침전제를 넣으면 폐기물량이 증가하고, 그 반대의 경우 처리 효율이 낮아지므로 주의하여야 한다.

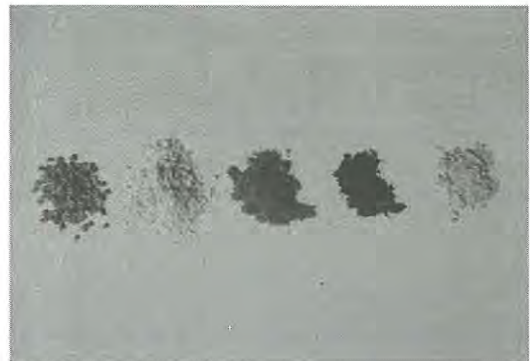


Fig. 1. Kinds of Precipitants for Decontamination.



Fig. 2. Mixing Radioactive Waste Lubricant and Precipitant.

이번 실험에 사용된 침전제는 총 5가지이며, 혼합비율은 20(폐윤활유) : 1(침전제)로 모든 샘플에 동일하게 적용하였다. 교반은 자석교반기를 사용하였으며, 충분한 교반시간을 갖기 위해 1시간 30분 동안 교반하였다. 교반이 완료된 방사성 폐윤활유 혼합물은 필터를 사용하여 여과한 후 방사능 농도를 측정하였다. 실험결과는 아래의 표와 같다.

Table 1. Radioactive Concentration of H-3 and C-14(Before and After Decontamination).

구 분	제 염 전		제 염 후			
	H-3	C-14	H-3		C-14	
	농 도 (Bq/g)	농 도 (Bq/g)	농 도 (Bq/g)	효 율 (%)	농 도 (Bq/g)	효 율 (%)
침전제 1	767	10.5	34	95.57	0.38	96.38
침전제 2	767	10.5	17	97.78	0.18	98.29
침전제 3	767	10.5	46	94.00	0.17	98.38
침전제 4	767	10.5	27	96.48	0.30	97.14
침전제 5	767	10.5	51	93.35	0.23	97.81

* 정제처리 후 γ -방출핵종 방사능은 모든 시료에서 검출되지 않았다.

3. 결론

본 실험에서는 침전제를 사용한 방사성 폐윤활유 처리효과를 실험하였다. 실험결과 침전제 5

를 제외한 모든 침전제에서 정제처리기준을 만족했다. 특히 침전제 2는 다른 침전제 보다 높은 처리 효과를 나타냈으며, 상용화가 가능할 것으로 사료된다. 다만 방사성 폐윤활유를 처리하는데 영향을 미치는 인자들(방사능 농도 등)에 대해 종류별로 정리하여 최적의 처리방법을 적용해야 할 것이다. 또한 다양한 침전제에 대한 추가 실험이 필요할 것으로 생각한다.

4. 감사의 글

본 실험은 한국수력원자력(주) 월성원자력본부 제1발전소 방사선안전팀의 도움으로 진행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 발전소 운영절차서 - 처분제한치 미만의 방사성 폐기물 자체처분.
- [2] 교육과학기술부 고시 2008-64호.
- [3] IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7의 표 2.

마이크로버블을 이용한 세정장치 개발 및 세정성능 강화

전종선, 추주영, 이상현, 이상철, 한병섭, 김위수

(주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328

nunkijs@gmail.com

1. 서론

국내 및 해외에서도 마이크로버블을 활용한 세정기술은 초기단계이다. 마이크로버블의 특성 및 버블붕괴현상을 연구하였고 이를 반영하여 폐기물 세정 시 2차 폐기물의 발생을 최소화 할 수 있는 마이크로버블을 이용한 세정장치를 개발하였다. 마이크로버블 이동 및 붕괴시간 등의 특성을 고려하여 방사성오염물 중 세정에 적합한 배관재를 세정대상으로 선정하여 세정장치를 개발하였다. 마이크로버블 발생장치, 세정조와 산액관, 세정액의 오염물질을 제거하는 여과장치, 세정액 pH 조절장치 및 오존발생장치 등을 구성하였다. 산화물 세정성능을 개선하기 위해서 진동 장비를 추가하였고 추가장비 개선 전후의 세정성능을 확인하였다.

2. 본론

2.1 마이크로버블 세정장치 개발

2.1.1 마이크로버블 발생부

본 연구에서 사용한 마이크로버블 발생장치는 고속선회방식으로서 최대유량 $11.3 \text{ m}^3/\text{hr}$, 총 수두 157 m, 3600 rpm 및 3.7 kw의 성능을 보이는 입형다단펌프를 이용하여 마이크로버블을 생성한다. 이 때 20 L/min의 유속으로 버블수를 생성하며, 분당 2 L 이하의 기체를 주입(펌프 수차 1 회전 당 0.56 ml 기체 주입)하여 용액에 혼합하여 버블을 생성한다.

2.1.2 세정장치 구성

마이크로버블 발생부, 세정조 및 세정용액 냉각기, 세정액 순환부로 분리하여 구성하였다. 300 L 용량의 316 SUS 재질의 세정조를 중심으로 주변에 마이크로버블 발생부와 세정액 순환부를 장착하였다. 마이크로버블 발생부 상단에 약품주입탱크를 부착하여 세정액의 pH를 조절할 수 있게 하였다. 세정액 순환부에 250 L/min 용량의 순환펌프, 혼합수지와 마이크로필터를 구성하여 세정액

순환하면서 이물질을 정화하고 마이크로버블 발생부와 동시에 운전할 수 있다. 산화력 강화를 위하여 2 L/min의 용량을 가지는 오존발생장치를 부착하였다.

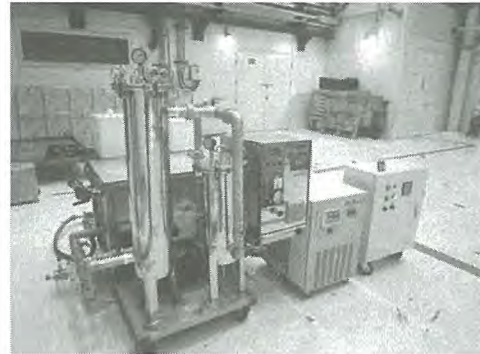


Fig. 1. Manufactured micro-bubble cleaning system. (cleaning capacity: 300 L).

2.2 마이크로버블 세정시험

2.2.1 모의부식시험

일반 철재배관을 5 cm 길이로 일정하게 절단한 시료를 물속에 2년간 침지하여 자연적인 부식현상이 발생하도록 보관하여 모의부식시험을 제작하였다. 부식 전 철재 배관에 비해서 부식 후 평균 3.9% 무게가 증가하였다. 대부분의 부식은 배관 내부에 발생하였고 마이크로버블 세정장치의 장점인 물리적 세정이 어려운 배관 내에 마이크로버블을 공급하여 버블 붕괴 시 발생하는 고온 고압의 캐비테이션으로 배관 내 부식물을 제거하였다.



Fig. 2. Cleaning test specimen with simulated corrosion.

2.2.2 마이크로버블 세정 비교시험

마이크로버블의 붕괴에너지 및 붕괴시점을 향상시키기 위한 진동자를 세정조 측면 또는 하단에 부착하여 세정시험을 수행하였다. 세정성능 비교군으로 기존 세정방식과 같이 마이크로 버블만 사용해서 처리한 결과, 마이크로 버블 없이 진동자 작동, 세정액 순환만으로 처리한 결과, 마이크로버블과 진동자 작동 처리결과와 초음파 세정 결과를 비교 분석하였다.

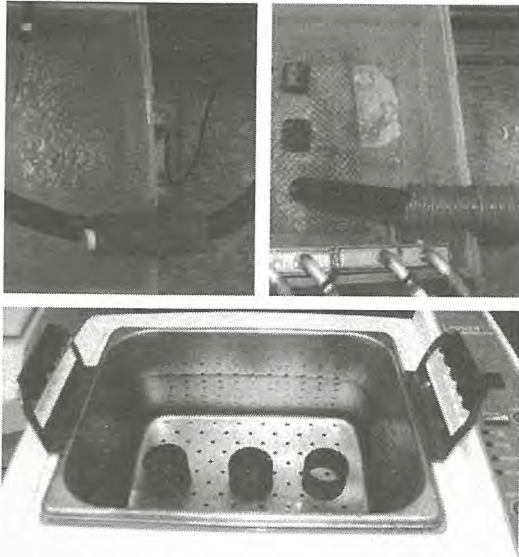


Fig. 3. Cleaning comparison test. (Top clockwise: microbubbles and side low vibration, microbubbles and bottom low vibration, ultrasonic cleaning).

조건에 따라 다양한 실험을 수행한 후 시험 전, 후의 시편무게 변화를 통해서 제거된 산화물의 비율을 계산 및 평가하였다.

Table 1. Oxide removal rate according to methods.

Test Method	Oxide weight (g)	Weight change (g)	Oxide removal rate (%)
Microbubble cleaning	3.339	0.033	0.97
Vibration and pump circulation cleaning	3.266	0.026	0.80
Microbubbles and side vibration cleaning	3.199	0.070	2.20
Microbubbles and bottom vibration cleaning	3.670	0.167	4.47
Ultrasonic cleaning	6.930	0.967	14.00

3. 결론

산화물 제거율로 보면 초음파세정이 평균 14.0%로 가장 우수한 결과를 보이고 마그네틱진동과 펌프순환 만으로 세정결과와 마이크로버블 만으로 세정한 결과가 각각 평균 0.8%와 1.0%로 가장 낮은 세정율을 보인다. 마이크로버블과 마그네틱진동으로 같이 세정한 결과 평균 세정율이 3.3%이고 마그네틱 진동으로 세정액에 진동을 가하여 세정대상 표면에 위치한 마이크로버블의 버블붕괴를 촉진하여 버블붕괴 효과를 상승시켜 산화물의 제거율이 상대적으로 높아졌다. 초음파세정에 비하면 낮은 수치이지만 사용장소와 적용거리가 제한적인 초음파세정에 비해 마이크로버블 세정방법은 세정액이 위치한 곳에 세정액의 순환만 되면 세정이 가능하기 때문에 일반적인 세정법을 적용하기 어려운 장소나 배관류 세정에는 적합한 세정법으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 기술혁신사업 중 원자력 발전기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.
(No. 2009T100100645)

5. 참고문헌

- [1] Masayoshi Takahashi, Journal of Physical Chemistry B, The potential of Micro-bubbles in Aqueous solutions, 109, p21858-21864, 2005/11.
- [2] Ohnari, H. Journal of MMIJ, The Characteristics and Possibilities of Micro Bubble Technology, Vol. 123, p89-96, 2007.
- [3] Young Park, Yong Ju Choi, Seheum Moon, Do Yun Shin, Kyoungphile Nam, Journal of Hazardous Materials, Microbubble suspension as a carrier of oxygen and acclimated bacteria for phenanthrene biodegradation, 163, p761-767, 2009/7.

사용후핵연료 수송저장용기 개발 차폐체 성능평가

전종선, 추주영, 이상현, 이상철, 장미숙, 한병섭

(주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328번지

nunkijs@gmail.com

1. 서론

사용후핵연료 수송용기 개발과제의 경우, 사용후핵연료 수송용기의 구조적 특성에 주안점을 두고 있으며 적극적인 소재개발은 미약하였다. 또한 해외 선진국들이 기술선점을 위해 광범위한 국내 특허 출원으로 수송저장용기 국산화에 상당부분 제약이 있다. 수송저장용기 차폐체 신소재 개발을 통하여 사용후핵연료 운반관련 법규에 적합한 차폐체 제작, 차폐체의 성능향상, 선진국의 특허 회피 및 수출 상품성 확보가 요구된다. 특허 회피 물질 선정을 위한 선행특허 조사를 수행한 특허 분석 결과, 붕소화합물과 에폭시 수지를 기반으로 차폐물성을 변형하여 새로운 형태의 고분자 복합 차폐체를 제작하였다. 차폐체의 열적/구조적 건전성 및 차폐평가를 수행하여 새로운 형태의 고분자 차폐체가 수송용기의 차폐체로 적합한지 타당성을 확인하였다.

2. 본론

2.1 차폐체 물질선정

중성자 흡수제를 포함한 금속/금속합금 차폐체는 사용후핵연료에서 방출되는 방사선 차폐 뿐만 아니라 수송저장 용기의 구조재 역할을 동시에 수행할 수 있는 장점이 있으나 금속 용융 및 구조 등을 실험실에서 실시하기에는 어려움이 따르므로 실험실에서 실험하기 용이한 차폐체로서 고분자 물질을 선정하였다. 또한 고분자 물질은 분자 구조에 수소원자수 밀도가 높으며, 사용후핵연료에서 방출되는 고속중성자는 거의 같은 질량의 수소원자와의 충돌에 의하여 에너지가 흡수되면서 효과적으로 감속되기 때문에 수소원자수밀도가 높은 고분자 물질이 차폐체에 적합하다. 가공성 및 전도율 등의 우수한 물성을 가지는 구리금속을 첨가제로 사용하여 제작한 차폐체의 차폐율과 물리적 성능을 평가하였고 복합 차폐체의 특장점을 확인하였다.

2.2 차폐체 제작

시편의 차폐능 및 다양한 물성 분석을 위하여 가로, 세로 10*10 cm의 성형틀에 첨가금속을 두께별로 배치하였고 시편 제작시간을 최소화하고 균질하게 제작하기 위해 에폭시와 첨가제를 고르게 혼합하고 경화제를 마지막 단계에서 혼합하였다. 에폭시 배합물을 성형틀에 천천히 첨가하여 첨가금속의 기포발생을 최소화시켜 에폭시 배합물을 혼합하였으며 기포발생량을 최소화하기 위해 상온에서 1시간 방치하여 1차 경화하였고 오븐에서 40℃, 3시간 정도 가열하여 2차 경화하였다. 첨가금속의 크기에 따라 시편 두께별로(1, 2, 3 cm) 3가지 세트로 제작하였다.

2.3 차폐체 특성시험

2.3.1. 에폭시 차폐체 열안전성 평가

열안전성 평가는 온도변화에 따른 시료의 무게변화를 측정하여 분석하는 방법인 열중량분석기(Thermogravimetric analysis, TGA)로 평가한다. TGA에 의한 온도-무게 변화량의 곡선으로부터 시료의 열변화 상태를 알고 경성 및 정량 분석을 가능하게 한다.

Mettler-Toledo 모델의 TGA 기기를 사용하여 분석하였으며, 비활성 가스인 질소 분위기에서 온도를 상온에서 700℃까지 분당 10℃로 승온시킨다.

Table 1. Mass change temperature for thermal stability evaluation.

	5% mass change Temp.(℃)	10% mass change Temp.(℃)
Epoxy	140.0	336.0
Epoxy+B4C	138.7	336.0
E p o x y modified	264.0	341.3

2.3.2. 에폭시 차폐체 차폐 평가

중성자 차폐 평가는 자발핵분열물질 252-Cf

선원을 사용하여 개발한 차폐체에 대해서 성능평가를 하였다. 차폐평가는 한국원자력연구원 방사선/능 계측기교정분야 고정 표준실에 있는 252-Cf 선원과 중성자 선량 당량계 (NRC, NP-2)를 사용하였다. 시험방법은 중성자선원 252-Cf과 중성자 선량 당량계 사이에 개발한 차폐체가 있을 경우(C_i)와 없을 경우(C_0)의 측정 선량율값의 비로 중성자선원에 대한 감쇠율 (C_i/C_0)을 결정하였다.

20mm 시편두께 기준으로 탄화붕소 함유한 에폭시 수지의 감쇠율은 65.7%이고 100% 에폭시 수지제작된 차폐체의 중성자 감쇠율 66.0%이고 탄화붕소 함유한 에폭시 수지 차폐율이 기존 에폭시 수지보다 0.3%로 가량 높았다. 다양한 종류의 차폐체 실험결과를 표 2 및 그림 1와 같이 시료 종류별, 두께별로 일정한 선형의 차폐율을 보인다.

Table 2. Results of neutron shielding experiment.

	Dose rate C_0 (mSv/h)	Dose rate C_i (mSv/h)	Attenuation rate C_i/C_0 (%)	Shielding rate (%)
Epoxy	1644.6	1085.2	66.0	34.0
Epoxy+B4C	1644.6	1081.2	65.7	34.3
Epoxy+ L Metal 2cm	1644.6	1062.4	64.6	35.4
Epoxy+ M Metal 2cm	1644.6	1054.3	64.1	35.9
Epoxy+ S Metal 2cm	1644.6	1057.9	64.3	35.7

- 252Cf 중성자 선원과 대상시료 간의 거리 : 10 cm
- 차폐 대상시료와 중성자 선량당량계간의 거리: 40 cm
- 252Cf 중성자 선원과 중성자 계측기간의 거리: 50 cm

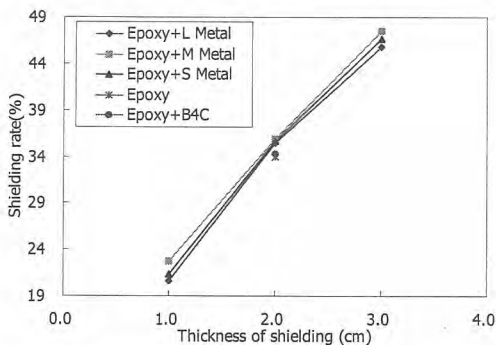


Fig. 1. Shielding evaluation according to metals and thickness of shielding material.

3. 결론

일정한 두께를 갖는 시편간의 차폐율을 비교하여 보았다. 첨가제가 들어가지 않은 기본 에폭시 시편에 비해 첨가제가 들어가 시편이 차폐율이 높았으며 첨가금속 형태에 따라 미세한 차폐율 변화를 확인하였다. 차폐체 재료 밀도(첨가금속의 밀도)에 영향을 받는 것으로 판단된다. 차폐성능으로만 평가하면 첨가금속의 다양한 기공크기에 변화에도 차폐율이 일정하게 나오므로 작업성이 우수한 첨가금속을 선정하여 차폐체를 제작하는 것이 유리하다.

본 연구에서는 중성자 흡수단면적이 커서 중성자 흡수재로 사용빈도가 높은 탄화붕소 및 열안전성 향상 및 재질의 연성 등의 목적으로 첨가금속 함량을 변화하여 에폭시 차폐체를 제조하여 열안전성(TGA), 열전도율, 물리적 특성 및 중성자 차폐 실험을 수행하였다. TGA 분석 결과 제조한 차폐체 시료 모두 초기 무게의 90%에 해당되는 온도가 330℃ 이상으로 열적으로 안정함을 보였고, 중성자 차폐 분석 결과 100% 에폭시로 제작된 차폐체가 감쇠율은 66%였고 그 외 첨가물로 제조된 차폐체의 감쇠율은 64%로 차폐성능이 향상되었다.

4. 감사의 글

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

5. 참고문헌

- [1] Korean Journal of materials Research Nuclear, Vol.8, No.5, pp.457-463, 1998.
- [2] Evaluation of Effect of Fuel Assembly Loading Patterns on Thermal and Shielding performance of a spent Fuel Storage/Transportation Cask, PNNL-13583, 2001.

방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법

이세엽

(주)한국원자력엔지니어링, 경기도 성남시 분당구 야탑동 145 분당테크노파크C동 504호

sevuplee@hotmail.com

1. 서론

본 연구는 원자력 발전소에서 발생하는 사용을 마친 이온교환수지나 농축폐액 건조설비(CWDS)에 의하여 중발, 농축 및 건조시킨 분말 또는 과립 형태의 방사성 폐기물의 포화상태에 관계없이 고화제와 교반되어 고화된 고형물의 압축강도를 방사성 폐기물 처리에 따른 규정치 이상으로 유지할 수 있고, 고형화 장치의 고장 또는 이상발생으로 가동이 중단되는 경우에도 고화제가 잔존하는 구성부분을 최소화함으로써 구성부분의 교체로 인한 경제적 손실을 대폭 감소시키고 세정으로 인한 번거로움과 새로운 방사성 폐기물의 추가발생의 문제를 해소할 수 있는 방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법을 연구하였다.

2. 본론

사용 후의 이온교환수지나 분말 또는 과립 형태의 방사성 폐기물을 고형화하는 방법에 있어서, 폴리머를 주제(主劑)로 하는 고화제를 이용하여 고형화 하는 방법은, 폐기물처리 개념의 재정립으로 개선된 기술로서, 기존의 농축폐액처리법(시멘트 고형화, 아스팔트 고형화 및 파라핀 고형화)의 기술적 문제점을 해결할 수 있어 미국 원자력규제위원회(NRC)의 인증을 받은 기술로 알려져 있다.

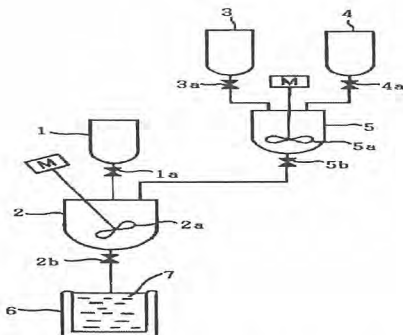


Fig. 1. Diagram of ordinary solidification method.

Fig 1은 방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법을

설명하기 위한 고형화 장치를 나타낸다. 폴리머와 경화제를 혼합하여 얻어진 고화제를 밸브(5b)를 통해 교반탱크(2)내로 도입하고, 균일한 혼합물이 얻어질 때까지 방사성 폐기물과 함께 혼합한다. 이와 같이 얻어진 고형물(7)은 방사성 폐기물 처리규정에 의해 500psi 이상의 압축강도를 유지하도록 되어 있다. 고형물(7)의 압축강도는 방사성 폐기물과 고화제의 혼합비율에 따라 변화되는 것으로, 바람직한 방사성 폐기물과 고화제의 혼합비율은 약 2:1로 설정되어 있고, 고화제의 주제인 폴리머와 첨가제인 경화제의 혼합비율은 약 3.5:1로 설정되어 있다. 그러나 Fig1.의 고형화 방법은, 상기한 혼합비율로 혼합하여도 방사성 폐기물의 포화상태에 따라 고형물(7)의 압축강도가 변화하는 문제가 있다.

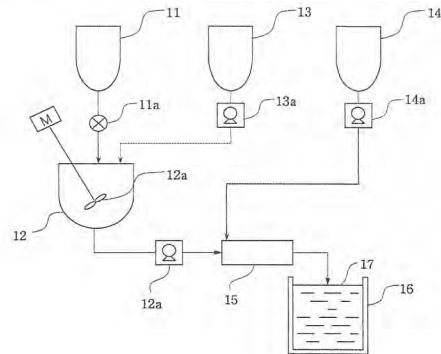


Fig. 2. Diagram of new invented solidification method.

Fig2.는 방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법을 설명하기 위한 고형화 장치의 구성도로서, 원자력 발전소에서 발생하는 사용을 마친 미립자 형태의 이온교환수지나 농축폐액 건조설비(CWDS)를 통해 분말 또는 과립화된 방사성 폐기물은 저장탱크(11)로 도입된 후, 목적하는 양의 방사성 폐기물을 저장탱크(11)로부터 밸브(11a)를 통해 교반 탱크(12)로 도입한다. 또한 고화제의 주제로 사용

되는 액상의 폴리머, 예로 폴리에폭시(Polyepoxy) 또는 폴리에스테르(Polyester) 또는 이들의 혼합물을 저장탱크(1)로부터 정량펌프(13a)를 통해 교반탱크(12)로 도입한다. 교반탱크에는 탱크내에서 균일한 교반을 수행하기 위해 모터로 가동되는 회전날개(12a)가 설치되어 있다. 따라서 교반탱크 내에서 방사성 폐기물과 액상의 폴리머가 균일하게 혼합되어 방사성 폐기물의 표면에 액상의 폴리머가 도포된 혼합물 상태가 된다. 이어서 교반탱크에서 균일하게 혼합된 혼합물을 교반탱크로부터 정량펌프를 통해 혼합기로 도입한다.

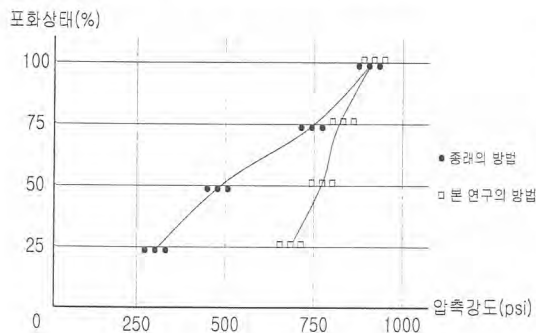


Fig. 3. Comparative graph of compressive strength.

Fig3은 본 연구의 고형화 방법에 의해 예를 들면 이온교환수지를 고형화시킨 고형물의 포화상태와 압축강도의 관계를 나타낸 그래프로서, 원자력 발전소에서 발생하는 사용 후 이온교환수지는 포화상태를 측정하는 것이 매우 어렵기 때문에, 종래와 마찬가지로 완전 포화시킨 이온교환수와 전혀 포화되지 않은 사용 전 이온교환수지의 혼합비율을 인위적으로 조절하여 포화상태를 설정하였고, 완전 포화시킨 이온교환수지와 전혀 포화되지 않은 이온교환수지의 혼합비율을 1:0(포화상태 100%), 1.5:1(포화상태 75%), 1:1(포화상태 50%), 1:1.5(포화상태 25%)로 설정하였다. 이때 고화제의 주재로 사용되는 폴리머는, 액상의 폴리에폭시를 사용하고, 폴리머 경화제로는 액상의 아민류를 사용하였다. 이온교환수지와 액상의 에폭시를 2.6:1의 비율로 교반탱크내로 공급하여 30분 동안 균일하게 혼합하여 이온교환수지의 표면에 액상의 폴리에폭시가 피복된 혼합물을 형성하였다. 이어서 상기 혼합물과 폴리머 경화제인 액상의 아민류를 12:1의 비율로 혼합기(15)인 스테틱믹서로 통과시켜 균일하게 혼합한 후, 고화드럼(16)내에 주입하고, 7일 동안 상온에서 방치하여

고형화한 후, 압축강도 측정기로 측정하였다. Fig3.의 그래프에서 보는 바와 같이, 본 연구의 고형화 방법으로 고형화된 고형물의 압축강도는, 이온교환수지의 포화상태 100%에서는 종래와 별 차이가 없었으나, 포화상태가 낮을수록 종래와 큰 차이가 발생함을 알 수 있었으며, 모두 방사성 폐기물 처리시의 규정치인 500psi이상의 압축강도를 유지하였다.

3. 결론

본 연구에 따른 방사성 폐기물의 폴리머 고형화 방법에 의하면, 분말 또는 과립 형태의 방사성 폐기물에 먼저 폴리머를 균일하게 교반하여 방사성 폐기물 표면에 폴리머가 도포되도록 한 후, 폴리머를 경화시키기 위한 경화제를 나중에 혼합하게 되므로, 폴리머가 방사성 폐기물과 경화제 사이를 차단하여 방사성 폐기물과 경화제가 반응하는 것을 최소화시키게 된다. 또한 폴리머가 도포된 방사성 폐기물을 고화드럼에 투입하기 직전에 폴리머를 경화시키기 위한 경화제를 혼합하게 되므로 방사성 폐기물과 경화제가 반응할 수 있는 시간이 단축된다. 방사성 폐기물의 포화상태가 낮은 경우에도 반응하여 흡수되는 경화제의 양이 최소화되므로 고화제의 주재인 폴리머와 첨가제인 경화제의 혼합비율을 적정범위 내로 유지할 수 있고, 이로써 고화된 고형물의 압축강도를 규정치 이상으로 유지할 수 있다. 또한 방사성 폐기물과 고화제의 주재인 폴리머를 먼저 혼합한 후, 고화제의 첨가제인 경화제를 혼합물이 고화드럼으로 이송되기 직전의 혼합기로 공급됨에 따라, 고형화 장치의 고장 또는 이상발생으로 가동이 중단되는 경우 고화제가 잔존하는 혼합기만 교체하면 되므로, 구성부품의 교체로 인한 경제적 손실을 대폭 감소시킬 수 있고, 구성부품의 세정으로 인한 번거로움과 새로운 방사성 폐기물의 추가발생의 문제가 해소된다.

4. 참고문헌

- [1] 교과부 고시 제 209-37호 15조.
- [2] Nuclear Regulatory Commission U.S. Technical Position Rev.1.

하이브리드(Hybrid) 제염방법 개선으로 방사성폐기물 처분비용 절감

이승춘, 장대성, 구병진, 안승건*, 이상옥*

선광원자력안전(주), 부산광역시 기장군 장안읍 길천길 96-1번지

*선광원자력안전(주), 서울시 구로구 구로동 106-4번지

lsc1823@yahoo.co.kr

1. 서론

본 과제의 선정 배경으로는 고리 1발전소 노후 설비교체 등으로 금속류 방사성폐기물 발생량이 증가되었고, 발생된 금속류를 기존의 수공정에 의한 작업 방법만으로는 많은 양의 금속류를 제염하기엔 어려움이 있고 또한 적기에 미처리 시 장기 감쇠저장 공간부족 등의 문제점이 발생할 수 있어 개선의 필요성을 인식하게 되었다. 목표 달성을 위한 대책으로 다양한 기계설비를 이용한 하이브리드 제염공정을 적용하여 금속류 제염방안을 효율적으로 개선하고자 한다.

2. 본론

2.1 하이브리드(Hybrid) 제염적용 실험

적합한 제염방안을 도출하기 위해 단계별 적용시험을 실시하였다. 하이브리드 제염이란? 다양한 형태의 방사성폐기물을 제염하기 위하여 습식제염과 건식제염을 혼용하여 최적화된 제염기법을 말하며, 고압살수·스팀분사 등의 습식제염과 연삭·절삭·블라스트 등의 건식제염이 있다.



Fig. 1. hybrid decontamination application equipment.

2.1.1 고압살수 제염(제거성 오염)

사전 브러쉬 및 수세미 등을 사용하여 방사성오염물질을 유리시킨 후 최대압력 230bar 정도의 고압살수기를 이용하여 초당 약 5~10cm 정도의 속

도로 세척한다. 적용시험 결과 유리성 오염은 고압살수 및 Scrubbing제염을 병행하면 오염 제거가 용이하나 고착성오염 제거에는 보완 방안이 필요했다. 또한 액체폐기물 발생량이 과다하며 폐기물 발생량 대비 제염계수는 만족할 수준에 미치지 못하였다.

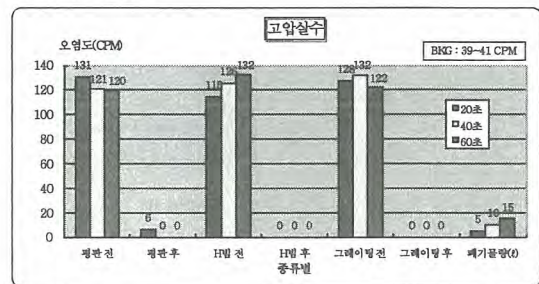


Fig. 2. high pressure water spray decontamination trend.

2.1.2 고압스팀 제염(제거성 오염)

사전 브러쉬 및 수세미 등을 사용하여 방사성오염물질을 유리시킨 후 최대 토출압력 12bar 정도로 20, 40, 60초 단위로 초당 약 5~10cm 정도의 속도로 스팀 분사기로 세척한다. 위 적용시험 결과 유리성 오염은 스팀제염 및 Scrubbing제염을 병행할시 가장 효과적으로 유리성오염 제거가 가능하나 고착성 오염은 제염 대상물의 표면 연삭작업이 필요한 것으로 판단되었다.

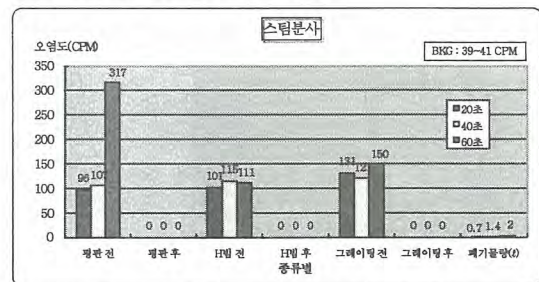


Fig. 3. steam jet decontamination trend.

2.1.3 연삭, 절삭 제염(고착성 오염)

고착성 오염이 확인된 일정한 형태의 철재류 표면을 연삭·절삭장비를 사용하여 약 0.1~0.2mm정

도 연마 후 스팀분사기로 오염물질을 유리시킨다. 직접법 오염검사 결과에 따라 감마핵종분석을 실시하고 필요 시 위향을 반복한다. 기계연삭·절삭 작업의 장점은 기계적 취급으로 작업의 연속성 및 제염효율이 우수하며, 단점은 형태에 따라 부분적으로 적용이 가능하고 일정규격으로 전처리가 필요했다. 그리고 다양한 형태에 적용 가능한 인텍스, 척 등을 추가 보장할 필요성이 있다.

Table 1. grinding and cutting work results.

시료명	오염도(Bq/cm ²)		금속형상	
	제염전	제염후	(전)	(후)
철재1	1.6	N/D		
철재2	1.2	N/D		
철재3	1.4	N/D		

2.1.4 shot blast 제염(고착성 오염)

고착성 오염이 확인된 비교적 복잡한 형상의 대상물에 대하여 건식연마(shot Blast) 장비로 크기 및 형상에 따라 실제 분사시간을 각각 적용하여 표면의 고착 오염을 제거한 후 스팀분사기 또는 세척수로 오염물질을 유리시킨다. 블라스트 가공이 필요한 주대상물은 금속표면에 흡착성이 매우 높은 페인트로 도장된 금속시편, 빔, 전동캡, 원형 파이프 등이며, 연마제 종류는 Aluminum Oxide 이며 일반적인 고착성오염 제염방법으로 제염이 힘든 특이형상 또는 오염 정도가 비교적 미미한 철재 표면의 오염제거에 적용 하였다.

Table 2. shot blast work results.

시료명	오염도(Bq/cm ²)		금속형상	
	제염전	제염후	(전)	(후)
철재1	0.9	N/D		
철재2	1.3	N/D		
철재3	0.6	N/D		

2.2 하이브리드(Hybrid) 제염공정 적용

기존의 제염방법을 개선하여 신기술이 적용된다. 양한 종류의 습식·건식 제염방법을 활용하면 철재류 자체처분 확대는 물론이고, 방사성폐기물 감

용 프로세스가 개선되어 방사성폐기물의 획기적 저감이 가능하다. 개선 공정에 의한 작업 시 금속류 제염 작업시간은 약 50%정도 감소되었고, 제염효율은 2~3배 정도 향상 되었다. 그 내용은 Fig. 4 및 Table 3에 나타내었다.



Fig. 4. Work process.

Table 3. use time per work and radioactive contamination.

구분	시편명	오염도(Bq/cm ²)		작업 시간(분)	비고 (m ²)
		전	후		
기존	수공구	평판1	1.11 BKG	36	0.72
		평판2	1.18 BKG	38	0.72
		빔류	1.48 BKG	54	1.08
개선	습식 제염	평판1	1.13 BKG	9	0.72
		평판2	1.22 BKG	8	0.72
		빔류	1.48 BKG	10	1.08
	건식 제염	평판1	1.20 BKG	13	0.72
		평판2	1.18 BKG	15	0.72
		빔류	1.54 BKG	18	1.08

3. 결론

본 하이브리드 제염 적용실험 결과를 정리해 보면 금속폐기물의 유리성오염 제거는 습식 제염 방법이 효율적이며, 고착성오염의 경우 건식 제염이 효과적이라 판단된다. 철재류의 형상 및 오염준위에 따라 적합한 여러 가지 제염방안(hybrid 제염)을 병행하면 최상의 효과를 기대 할 수 있다.

4.참고문헌

- [1] 중·저준위 방사성폐기물 관리(한수원 표준기행 방사선-12).
- [2] 처분제한치 미만의 방사성폐기물 자체처분(한수원 표준기행 방사선-20).

국의 원전 주요국의 원전 해체 현황

김주엽, 김주열, 이정준*, 안상면*

(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46

*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62

yubjoo@fnctech.com

1. 서론

2012년 현재 국내에는 23기의 원전이 운전 중이지만, 아직 상용원전의 영구정지 및 해체 경험은 없다. 그러나 최근 고리 1호기의 설계수명 초과 등으로 인해 원전의 영구정지 및 해체가 당면한 과제가 되었으며, 특히 2011년 IAEA의 통합규제검토서비스(IRRS) 수검결과 국내 원자력시설의 해체제도 정비가 필요하다는 권고가 도출되었다. 또한 2011년 3월에 발생한 일본 후쿠시마 사고 이후, 예기치 못한 사고로 인한 원전의 조기해체에 대비할 필요성이 대두되었다. 이러한 배경으로 국내 원자력시설의 해체제도를 국제기준에 부합하도록 개선할 필요가 있으며, 개선에 필요한 기초자료를 확보하기 위하여 국외 6개 원자력주요국(미국, 영국, 독일, 프랑스, 캐나다, 일본)의 해체 현황을 조사하였다.

2. 본론

2.1 미국

2012년 현재 미국은 총 104기의 상용원전이 운전중에 있으며, 총 29기의 상용원전이 영구정지상태에 있다. 이 중 2011년 초를 기준으로 16기가 해체완료 되었으며, 13기는 해체중 또는 해체계획중에 있다. 미국의 해체상태는 DECON, DECON in Progress, SAFSTOR, EMTOMB의 4가지로 구분되며, TMI-2 원전의 경우 특수한 PDMS(Post-Defueling Monitored Storage)로 구분된다. TMI-2의 경우 TMI-1이 영구정지될 2034년까지 PDMS상태를 유지한 뒤, TMI-1과 함께 해체될 예정이다.

2.2 영국

영국은 총 16기의 상용원전이 운전중에 있으며, 29기의 원자로가 영구정지되었다. 아직 해체가 완료된 원전은 없으며, 해체중 또는 해체계획중에 있다. 영국의 부지 해체는 유지보수 준비단계인 1

단계, 원자로를 안전하게 격리하는 유지보수단계인 2단계, 최종 원자로 해체 및 부지 정화단계인 3단계의 총 세 단계로 구성된다.

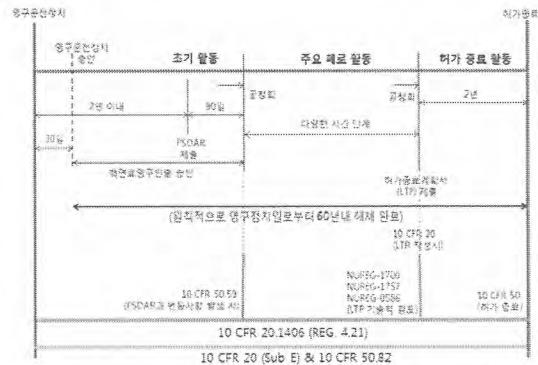


Fig. 1. Procedure of decommissioning in U.S.A.

2.3 독일

독일은 총 9기의 원전이 운전중이며, 19기의 발전소가 영구정지상태에 있다. 이 중 3기는 해체가 완료되어 부지가 녹지상태로 복원되었다. 2기는 밀폐관리 단계에 있으며, 기타 14기 원전은 해체중에 있다. 독일은 즉시해체 및 안전차폐 두 가지 기본 해체전략을 보유하고 있으며, 이 중 즉시해체를 주로 적용한다.

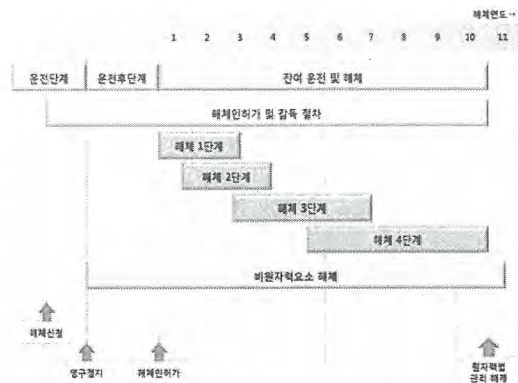


Fig. 2. Procedure of decommissioning in Germany.

2.4 프랑스

프랑스는 58기의 원전이 운전중이며, 7기의 기체냉각흑연로, 1기의 고속증식로를 포함하여 총 12기의 원전이 영구정지상태에 있다. 아직 해체가 완료된 원전은 없으며, 해체중 또는 해체계획중에 있다. EDF사 소유의 8기 원전에 대해서는 50년 후에 해체하기로 결정하였다. 한편, 프랑스의 규제기관인 ASN은 즉시해체 전략을 권고하고 있다.

2.5 캐나다

캐나다는 총 18기의 원전이 운전중이며, 4기의 원전이 장기정지 상태에 있다. Rolphton, Douglas Point, Gentilly-1, 3기의 원전이 영구정지되어 해체중에 있다. 해체중인 3기의 원전은 모두 장기저장 및 감시단계인 2단계에 속해 있으며, 감속재 제거 및 제염작업이 완료된 상태이다.

2.6 일본

일본은 총 50기의 원전이 운전중이며, 1기의 원전이 해체완료되었다. 현재 8기의 원자로가 해체중 또는 해체계획중에 있다. JPDR은 1986년~1996년의 기간에 걸쳐 해체가 완료되었으며, 연구개발을 포함한 해체비용은 약 230억 엔이 소요되었다. Tokai, Fugen, Hamaoka 원전은 정상적 운영종료로 해체에 돌입한데 반해, Fukushima 제1원전의 경우 2011년 3월 발생한 지진에 의해 중대사고가 발생하여 영구정지 되었다. Fukushima의 경우 3단계로 구성된 중장기 해체로드맵이 작성되었으며, 현재 방사성물질 배출제어 및 방사선량의 현저한 감소를 목표로 하는 Step 2가 달성된 상태이다.

3. 결론

2012년 현재 전 세계에는 19개국에서 138기의 원자로가 영구정지 상태에 있으며, 해체가 완료된 원자로는 17기에 불과하다. 향후 10년 동안 약 80기의 원자로가 영구정지할 계획에 있으므로, 해체 관련 규제제도 개선, 자금, 기술 및 인력 확보가 국제적인 이슈로 부각되었다. 국내에서도 해체제도 개선을 위한 연구가 수행 중이며, 기초자료 확보를 위한 국외 6개 원자력주요국의 상용원전 해체현황을 조사하였다. 조사대상 6개 국가는 다양한 해체경험을 보유하고 있으며, 이를 바탕으로

해체제도를 개선해왔다. 이러한 국외사례를 참조하여 국내 해체제도를 국제기준에 부합하도록 개선할 수 있을 것이며, 원자력시설 해체분야의 국제적 경쟁력을 확보할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 원자력안전연구 개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Fourth National Report, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 2011.
- [2] Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors, UNEP Year Book 2012.

원전 해체전략에 따른 국내 원전 해체시장 분석

정재훈, 박정수, 이병식, 김동선*, 박주완*

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354

*한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89

amagedon@kepco-enc.com

1. 서론

본 논문에서는 2012년 8월 현재 가동 중 원전 23기, 건설 중 9기, 건설예정인 8기를 포함한 총 40기의 원전에 대해 해체전략에 따른 국내 해체시장을 전망을 분석하였다.¹

2. 본론

2.1 해체시장 분석 시 주요 고려사항

2.1.1. 국가 정책

‘제1차 국가에너지기본계획’에서는 2008년부터 2030년까지의 국가 에너지 계획을 제시하고 있는데 원전의 건설 비중을 2006년 26%에서 2030년 41%로 상향할 것과 기존 부지에 수용되는 6기 외에 추가 원전 건설분은 2012년까지 신규부지 2~3곳을 확보를 통해 추진하는 것으로 나와 있다.

또한 ‘제5차 전력수급기본계획’에서는 2010년부터 2024년의 국가 전력수급 기본계획을 제시하고 있다. 2024년까지 원전의 폐지계획은 없는 것으로 보아 고리 1호기와 월성 1호기의 계속운전을 사업자가 의도하고 있음을 알 수 있다.

2.1.2. 해체전략 주요 인자

국내 해체전망은 해체시장 전망에 영향을 미치는 다음과 같은 주요인자들을 선정하였다.

① 운전기간

- 30년, 40년 수명종료 후 1) 계속운전 미적용, 2) 계속운전 20년 적용
- 60년 수명종료 후 계속운전 일괄 미적용

② 해체기간 : 10년 일괄 적용

③ 해체방식 : 1) 즉시해체방식, 2) 지연해체방식(30년), 3) 해체시장 평탄화 지연해체

④ 양호기 공용설비 이용시 1) 선행호기 종료시 해체, 2) 후행호기 종료 후 해체

⑤ 냉각기간 : 1) 미적용, 2) 5년 적용

2.1.3. 해체비용

원전해체비용은 OECD/NEA에서 제시하고 있는 가압경수로형 원전의 해체비용인 320 USD/MWe를 적용하였다².

2.2 국내 해체시장 전망 분석 결과

2.2.1 사례 1: 수명종료 후 즉시해체(가정 ①-1, ②, ③-1, ④-1, ⑤-1 적용)

Fig. 1과 같이 국내 해체시장은 2013년부터 2092년까지 총 150억불(15조원, 2002년 미국 달러 기준, 1,000원/USD 적용)로 평가되었다.

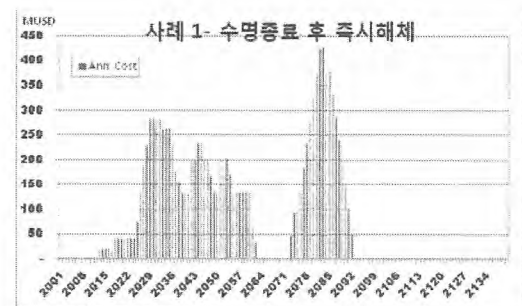


Fig. 1. Case 1 - Prompt Decommissioning.

2.2.2 사례 2: 30년 지연해체 (가정 ①-1, ②, ③-2, ④-1, ⑤-1 적용)

30년 지연해체는 사례 1의 시장규모와 동일하나 해체시기가 30년 지연된 것이다.

2.2.3. 사례 3. 수명종료 후 평탄화 지연해체 (가정 ①-1, ②, ③-3, ④-1, ⑤-1 적용)

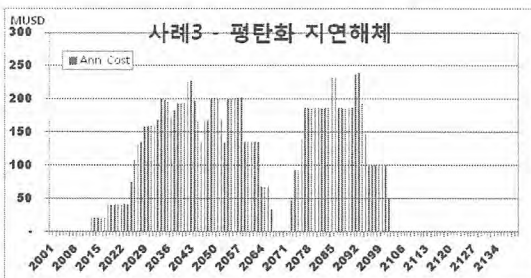


Fig. 2. Case 3 - Delayed Decommissioning for Leveling Market.

해체시장 평탄화를 위한 원전 지연해체를 고려한 해체시장 규모는 Fig. 2와 같다. 이는 연간 1.8~2억불(1,800억~2,000억원) 규모의 해체시장으로 약 6기 원전을 동시에 해체하는 규모이다.

2.2.4. 사례 4. 계속운전 후 즉시해체 (가정 ①-2, ②, ③-1, ④-1, ⑤-1 적용)

사례 4는 사례 1의 경우에 계속운전을 적용한 것으로 해체시장은 Fig. 3과 같이 2045년부터 급격히 증가하여 2049년~2052년 284백만불(2,840억원)을 침두와 2080년 461백만불(4,610억원)을 정점으로 이후 급격히 하락하는 것으로 평가되었다.

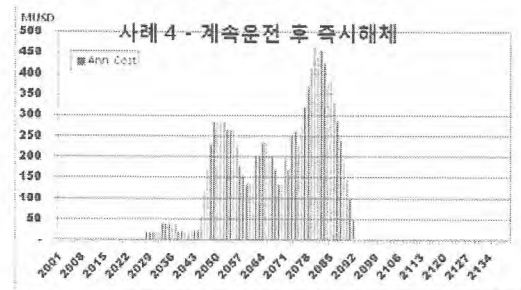


Fig. 3. Case 4 - Prompt Decommissioning after Refurbishment.

2.2.5. 사례 5. 계속운전 후 평탄화 지연해체 (가정 ①-2, ②, ③-3, ④-1, ⑤-1 적용)

사례 5는 사례 4의 경우에서 거의 모든 원전 부지에서 2102년까지 거의 연속적으로 원전 6~10기를 동시에 해체할 수 있도록 평탄화하였다. 이는 Fig. 4와 같이 연간 1.8~2.8억불(1,800억~2,800억원) 규모이다.

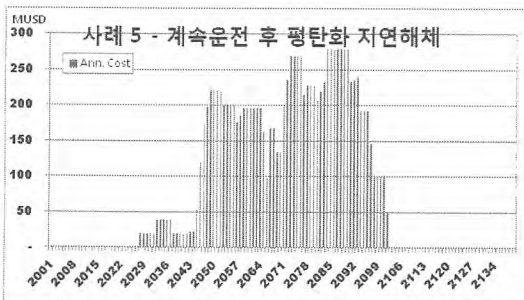


Fig. 4. Case 5 - Delayed Decommissioning for Leveling Market after Refurbishment.

2.2.6. 사례 6. 계속운전 후 평탄화 지연 동시해체 (가정 ①-2, ②, ③-3, ④-2, ⑤-1 적용)

사례 6은 사례 5에서 ④-2 후행호기 수명종료시 양호기 동시해체를 적용하였다. 원전 해체시장은

2043년부터 매년 원전 8기 정도를 해체하며 연간 2.5억불(2,500억원) 정도를 지속적으로 수행하는 규모로 평탄화하였다.

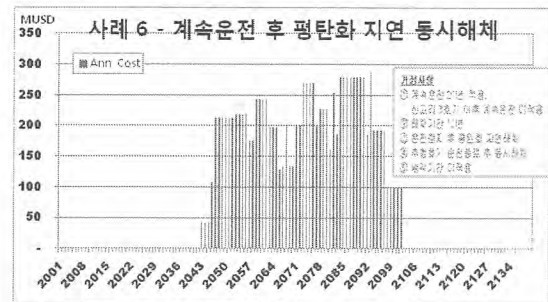


Fig. 5. Case 6- Delayed Concurrent Decommissioning for Leveling Market after Refurbishment.

2.2.7. 사례 7. 냉각기간 5년 (가정 ⑤-2 적용)

사례 7은 모든 사례에서 ⑤-2 냉각기간 5년 적용을 가정한 것으로서 사례 1~6에서 해체기간을 5년 지연한 것과 동일하다. 사례 1~6에서 냉각기간을 미적용한 것은 냉각기간과 상관없이 독립적인 사용후 핵연료 저장시설(Nuclear Island)로 원전 일부를 개조하여 해체를 지속할 수 있기 때문이다.

3. 결론

원전 해체전략에 따른 국내 해체시장을 분석한 결과, 사례 6 ①-2 20년 계속운전, ② 해체기간 10년, ③-3 평탄화 지연해체, ④-2 후행호기 운전종료시 동시해체, ⑤-1 냉각기간 미적용이 가장 가능성이 높다고 판단된다. 본 결과는 매년 원전 8기 정도를 지속적 해체하여 연간 2.5억불(2,500억원)의 해체시장이 발생하도록 평탄화하였다. 그러나 2030년경부터 시작하고 2050년경 침두가 예상되는 세계 해체시장을 선도하기 위해 고리 1호기와 월성 1호기는 예외적으로 계속운전 후 수명종료시 즉시해체하고 이후는 사례 6과 같이 계속운전 후 해체시장 평탄화를 위해 일부 원전의 지연해체와 양호기 동시해체를 제안한다.

4. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물관리공단, 원전 해체폐기물 실태 조사 용역 최종보고서, 2012.01.
- [2] OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants - Policies, Strategies and Costs, 2003.

국내 원자로시설 해체제도 개선방안

이정민, 김신제, 박찬희, 문주현
 동국대학교, 경북 경주시 석장동 707
boom8359@naver.com

1. 서론

1978년 고리 1호기가 상업운전을 시작한 이후 우리나라는 원자력을 기저 부하로 활용하여 안정적으로 전력을 공급하고 있다. 2012년 현재, 국내에는 총 23기의 원전이 운영 중에 있으며, 새로운 에너지공급원이 개발되기 전까지 원자력은 전력공급원으로서 핵심적 역할을 할 것이다.

원전은 설계수명을 다하게 되면, 적절한 절차를 거쳐 계속운전 또는 영구정지에 들어간다. 영구정지를 결정한 이후에는 사용후핵연료 이송 및 제염 등을 한 이후 원전 해체작업에 들어간다. 원전 해체란 효용가치를 상실한 원자력 시설을 주변 환경으로부터 안전하게 영원히 퇴출시키기 위해 취해지는 모든 기술적·관리적 활동을 말하는데, 모든 노후 원자력 시설의 해체는 원자력의 지속적 사용을 위해 필수적으로 거치는 과정이다. [1] 우리나라의 경우, 2013년 4월에 설계수명이 종료되는 월성1호기나 2007년 설계수명이 종료되었지만 2017년까지 계속운전 승인이 된 고리 1호기가 계속운전 승인 또는 재연장 승인이 되지 않는다면, 빠르면 2014년부터 원전 해체 작업에 착수할 것으로 보인다. [2]

원전 해체에는 사용후핵연료를 비롯해 다량의 방사성폐기물 발생이 수반되므로, 이를 최소화하기 위해서는 해체계획의 철저한 수립·이행이 필요하다. 하지만 국내 원자력 법령에는 이와 관련한 규정과 절차가 미흡한 실정이다. 따라서 본 연구에서는 미국의 원전해체 관련 안전규제 체계를 분석하여, 우리나라의 발전용 원자로 해체 관련 규제체계의 개선방안을 도출하고자 하였다.

2. 본론

2.1 우리나라의 원전 해체 관련 제도

우리나라의 원자로 및 관계시설 해체 관련 법규정은 원자력안전법 제28조와 동법 시행규칙 제26조에서 찾아볼 수 있다. 하지만 법 체계가 단순

하고 내용상으로도 아래와 같은 문제점이 있는 것으로 파악됐다.

첫째, 원자력안전법 제28조(발전용원자로 및 관계시설의 해체) 제1항에 의하면, 발전용원자로 및 관계시설을 해체하려 할 때에는 해체계획서를 작성하여 원자력안전위원회의 승인을 받아야 한다고 규정하고 있으나, 해체계획서 작성에 대한 상세 기술기준을 제시하지 못하고 있다. 둘째, 원자력 시설의 건설, 운영, 영구정지, 과도기, 해체, 허가종료로 이어지는 원자력 시설의 생애 단계별 규제와의 연계성이 부족하다. 셋째, IAEA의 해체 관련 안전요건과 비교해 보았을 때, 해체계획서 기재사항, 제출시기, 승인기준, 주민 의견수렴 등에 대한 사항이 상세하게 규정되어 있지 않으며, 해체 단계에 따라 요구되는 구비서류에 기재되어야 하는 내용도 규정되어 있지 않다. [3]

2.2 외국의 원자로 해체 관련 제도

미국의 경우, 원자로를 영구정지하기로 결정한 이후 각 단계별로 영구정지 증명서, 해체활동보고서, 영구인출증명서, 최종상태확인보고서 등을 제출하고 있으며 각각의 보고서에 대한 기재사항 및 제출시기가 상세하게 규정되어 있다.

그림 1과 2는 우리나라와 미국의 원자로 해체 착수단계부터 해체종료까지의 전체적인 규제절차를 간단하게 정리한 그림이다. [3]

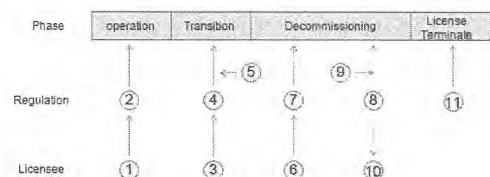


Fig. 1. Regulatory system for decommissioning of nuclear power plants of Korea[3].

※①법 제20조(허가신청) ②법 제20조(운영허가) ③령 제34조(변경허가신청) ④령 제34조(변경허가신청) ⑤령 제36조 제5항(영구정지) ⑥법 제28조 제1항(해체계획서

제출) ⑦법 제28조 제1항(해체계획서승인) ⑧법 제28조 제3항(해체상황확인점검) ⑨법 제28조 제4항(시정 또는 보완명령) ⑩해체활동폐지(제정법 없음)

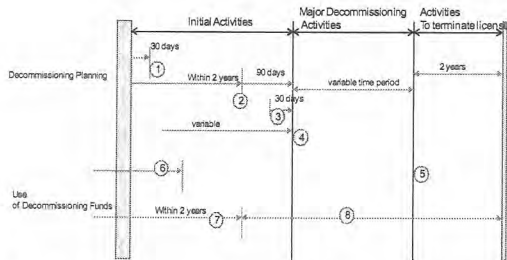


Fig. 2. Regulatory system for decommissioning of nuclear power plants of USA[3].

※ ①영구정지증명서제출, ②해체활동보고서제출, ③주민의견수렴, ④사용후핵연료 인출확인서, ⑤허가종료계획서, ⑥해체계획 수립 기간, ⑦해체 보조작업 기간, ⑧해체단계

일본, 영국, 프랑스 등도 미국만큼 상세하지 않지만 지정된 기간 내에 원전 폐지조치 계획을 제출하도록 규정하고 있다.

3. 결론

미국을 비롯한 외국의 사례에서 보듯이, 우리나라는 원전해체 관련 제도 개선 시 다음 사항을 반영하는 것이 필요하다.

첫째, 원전을 영구정지하기로 결정한 시점부터 원자로 해체를 착수하는 시점까지의 기간 동안 원전 안전성 확보와 효율적 규제를 위한 안전규제 제도를 마련해야 한다. 예를 들어, 원자로 영구정지를 결정한 이후 원자로에서 인출된 사용후핵연료와 저장수조에 보관 중인 사용후핵연료를 어떻게 관리하고 어느 시점에 중간저장시설 또는 영구처분시설로 이송할 것인지, 그리고 원자로가 정지되었지만 소내에 사용후핵연료가 보관되어 있으므로 안전규제 활동은 지속되어야 하나 가동중 원전에 비해 위험도가 떨어지므로 어떻게 효율적으로 안전규제를 할 것인지 등을 고려할 필요가 있다.

둘째, 원자로 영구정지 이후 해당 원자로에 대한 인허가 종료시점까지 각 단계별로 안전성 확인을 위한 심·검사 활동과 이를 위한 구비서류의 제출시점 등을 명확히 규정하여, 발전용원자로 사업자가 충분한 시간을 두고 준비할 수 있도록

해야 한다.

셋째, 해당 원자로의 인허가 종료 조건과 시점을 명확히 규정할 필요가 있다. 원자로는 해체되어도 해당 부지는 방사성 오염 상태를 유지할 가능성이 있으므로, 부지를 재활용할 수 있는 수준까지 제염할 필요가 있다. 이러한 부지 복원 과정을 사업자가 수행하도록 관련 규정을 제정할 필요가 있다.

넷째, 원자로 해체 및 부지 복원에 상당한 비용이 소요됨을 감안할 때, 발전용원자로 운영자가 이 해체비용을 사전에 충당할 수 있도록 해야 한다. 신규원전에 대해서는 해체비용을 가동시점부터, 현재 가동 중인 원전에 대해서는 법 규정 발효 시점부터 해체비용을 충당하도록 하는 것이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전(원자력안전규제기술)연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 문제권 등, 원자력시설 제염 해체 기술 개발 현황, pp.34-58, 2012.
- [2] 한국원자력안전기술원, 원전해체제도 개선방안, pp.1-63, 2007.
- [3] 안상면 등, 원자력시설 해체제도 및 개선방향, 제16회 원자력안전기술정보회의 pp.1-18, 2012.

국내 원전 해체 규제제도 개선방향 수립

이정준, 안상면, 최경우, 정찬우

한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62

lee@kins.re.kr

1. 서론

국내 가동중인 원전의 경우, 2030년까지 12기의 원전이 설계수명 만료 예정(계속운전 미반영)이며, 월성 1호기의 경우, 2012년 11월에 설계수명이 만료될 예정으로 현재 계속운전 심사 중에 있다[1~2]. 또한, 1978년 국내 최초로 상업운전을 시작하여 2007년 계속운전 승인 후 운영 중인 고리 1호기의 경우, 2월의 정전사건과 더불어 해체에 대한 관심이 지속적으로 증가하고 있다.

또한, 1990년대 이후 국제안전기준에서 원전 해체 규제체계의 개선이 강조되어 왔으며, 특히 후쿠시마 원전사고로 원자력시설의 조기해체에 따른 사전대비 필요성이 제기되고 있다. 한편, 2011년 7월, IAEA 통합규제검토서비스(IRRS, Integrated Regulatory Review Service) 수검 결과, 아래와 같은 권고사항이 도출되었다[3]. 이는 “규제체계가 원자력시설의 건설 및 운영에 대하여 해체계획을 요구해야 하고, 해체계획은 주기적으로 개정되어야 한다.”는 내용이며, 이와 관련하여 국내 원자력시설의 해체제도 및 규정 정비의 필요성이 대두되었다.

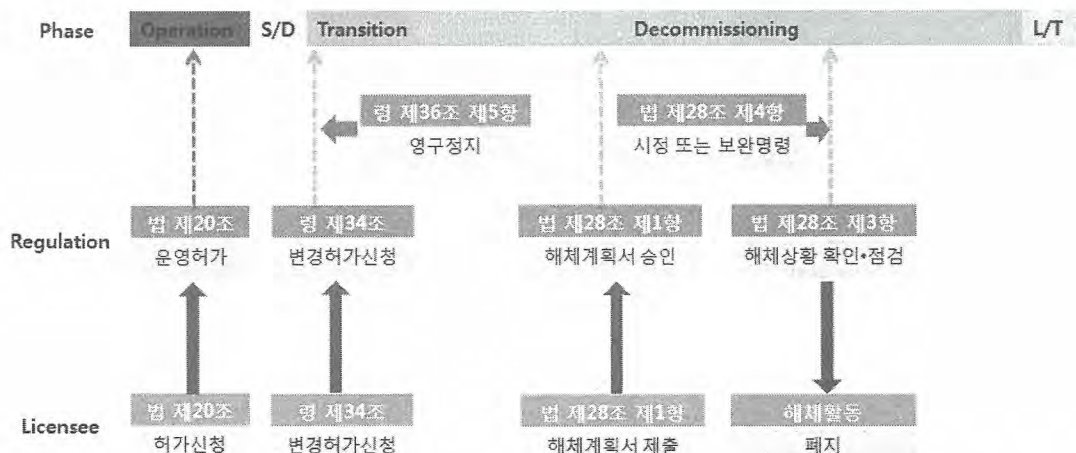
본 연구에서는 국내 원자력시설 해체 관련 규제제도를 개선하기 위하여, 현행제도의 미비점을 분석하고, 해체제도 개선을 위한 기본방향을 수립하였다.

2. 본론

2.1 해체관련 규제제도의 미비점

현행 원전의 해체를 위한 규제절차를 그림 1에 나타내었다. 이를 IAEA 국제기준[4~7] 및 원전 주요국의 해체 규제제도와 비교하여, 현행 제도의 미비사항을 아래와 같이 도출하였다.

- (1) 해체(Decommissioning)의 법적 정의 부재
- (2) 영구정지 이후 안전규제 절차 미비
- (3) 해체계획서 승인기준 미비
- (4) 해체계획서 조기 수립 및 주기적 갱신요건 미비
- (5) 해체계획서 기재사항 등에 관한 상세내용 미비
- (6) 해체후 부지 재이용을 위한 방사선학적 기준 미비



S/D : 영구정지(Shutdown), L/T : 허가종료(License Termination)

Fig. 1. Regulatory procedure of decommissioning in nuclear power plant.

2.2 규제제도 개선 원칙

원자력시설 전수명(life-cycle)과정에 걸쳐 해체 관련사항이 지속적으로 고려될 수 있도록 원자력 시설의 생애(life-cycle)를 3단계로 분류하여(표 1), 단계별로 관련 요건과 기술기준을 개발해서 해체에 대한 안전규제의 일관성이 유지되도록 한다. 앞서 설명한 현행 제도의 미비점을 개선하기 위하여, 각 해체 단계별 개선방향을 수립하여 표 2에 나타내었다.

Table 1. The classification of decommissioning stage during the lifecycle of nuclear facility.

해체 단계	내용
해체전 단계	원자력시설 건설·운영, 영구정지, 과도기*
해체단계	본격적인 해체작업과 활동기간
해체완료후 단계	해체완료 이후 허가종료까지의 단계
* 과도기(Transition): 원자력시설이 영구정지 되는 시점부터 해체활동이 본격적으로 시작되기 전까지의 기간	

Table 2. Improvement of regulatory framework in the decommissioning stage of nuclear facility.

해체 단계	내용
해체 전 단계	건설·운영 · “해체”의 정의 · 해체계획서 제출 의무화 · 해체계획서 주기적 갱신
	영구정지, 과도기 · 영구정지를 위한 변경허가 신청에 관한 상세규정
해체단계	· 해체계획서 제출 및 승인에 관한 상세규정
해체완료후 단계	· 해체완료 또는 허가종료 규정
기타 사항	· 해체용이성 설계요건 · 정보공개 및 주민참여

3. 결론

국내의 원전 해체 규제제도를 분석하여 미비점을 발견하고 개선방향을 수립하였다. 향후, 해외 원전 주요국의 해체규제사례 분석과 더불어, 해체 규제제도의 구체적인 개선안이 마련된다면, 관련 법령의 개정 및 기술기준의 개발을 위한 기초적인 자료로 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 원자력안전연구 개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] <http://opis.kins.re.kr/>
- [2] 김학수, 원전해체를 대비한 해체사업자의 노력, 제16회 원자력안전 기술정보회의 발표자료.
- [3] IAEA IRRS 수검결과 보고서 초안 (2011).
- [4] IAEA GSR Part 1 (2010).
- [5] IAEA GSR Part 5 (2009).
- [6] IAEA WS-R-5 (2006).
- [7] IAEA GSR Part 6 (draft, 2012).

RACE2010을 활용한 해체폐기물 경제성평가 Case 개발

최광순, 박정수, 이병식

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 2354

kschoi@kepco-enc.com

1. 서론

한국전력기술에서는 다양한 처리설비에 대해 설비 구매부터 폐기물 처분까지의 전체 단계에 걸친 평가가 가능한 경제성 평가 프로그램(RACE2010)을 개발하였다. RACE2010은 신규 원전 건설시 원전 생애 주기 동안 발생하는 폐기물에 대한 경제성 평가뿐만 아니라 1회성으로 발생하는 원전 해체폐기물에 대한 경제성 평가 수행도 가능하다. 본 논문에서는 RACE2010 프로그램으로 원전 해체 대형 금속폐기물 처리 방안에 대한 경제성 평가 Case를 개발하여 향후 실제 용역 수행시 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 평가 Case 개발 배경

2011년말 현재 전 세계적으로 435기의 원전이 가동 중에 있고 138기의 원전이 해체 중에 있다. 원전 해체시 발생하는 폐기물 중 Reactor Vessel, Steam Generator 등과 같은 대형금속폐기물은 폐기물의 부피 및 방사능량의 특성상 그 처리와 처분 과정에 있어서 일반 해체폐기물과 구분된다. 따라서 원전해체와 같은 대형사업을 효율적으로 수행하기 위해서는 대형금속폐기물의 처리 및 처분에 대한 면밀한 경제성 평가 수행이 요구된다.

이에 따라 본 평가 Case에서는 해체시 발생하는 대형금속폐기물 중 현재 국내외에서 가장 중점적으로 고려하고 있는 증기발생기(SG)를 처리 및 처분하는 여러 방안에 대한 경제성 평가 수행을 통해 향후 해체 사업이 본격화되었을 때 활용할 수 있는 참조 평가 Case를 개발하였다.

2.2 평가 대상 방안

2.2.1. 방안 I : "사전절단 - 포장용기 포장 - 처분"

SG를 1차 Loop 제염 후 적절한 포장용기에 들어갈 수 있도록 사전 절단하여 처분하는 방안이다. 방안 1에서 사전 절단 비용과 사전 절단으로 인한 처리전후부피비는 포장용기별로 달라지므로

아래와 같이 포장용기별로 평가방안이 세분화된다.

- 평가방안 I-1 : 20ft 컨테이너 포장
- 평가방안 I-2 : 4m³철재 드럼 포장

2.2.2 방안 II : "사전절단 - 추가제염 - 분쇄

- 용융 - 포장용기 포장 - 처분"

사전 절단, 추가 제염 및 분쇄를 거친 후 용융시켜 200L 드럼에 처분하는 방안이다. 이 때 추가 제염 방식에 따라 처리 전후 부피비와 설비비용이 달라지므로 아래와 같이 제염설비별로 평가방안은 세분화된다.

- 평가방안 II-1 : 블래스팅 제염
- 평가방안 II-2 : 화학제염

2.2.3. 평가방안 III : "임시저장 - 처분"

SG를 추가 제염, 절단 및 분쇄없이 일체형으로 처분하는 방안으로, SG는 임시저장고에 적정시간 저장된 후 처분시설에 처분된다.

2.3 주요 입력 데이터 설정 방안

2.3.1 처리전후 부피비

처리전후 부피비는 1차 Loop 제염, 사전 절단, 추가 제염, 분쇄, 용융 등으로 인해 감용되는 폐기물의 부피비를 의미한다.

예를 들어, 1차 Loop 제염의 경우 1차 Loop 제염으로 전체 SG 중 일부는 규제 면제 폐기물로 분류되어 후속 처리 대상 폐기물의 부피는 감소하게 된다. 따라서 1차 Loop 제염의 처리전후 부피비는 (SG 부피 - 1차 Loop 제염으로 발생하는 규제 면제 폐기물 부피) / SG 부피로 계산되어 약 0.4가 된다. (1차 Loop 제염 데이터는 참고문헌 3의 데이터 사용)

2.3.2 연간 운전시간

현재 RACE2010에서는 연간 운전시간을 입력하도록 개발되었으나 본 평가 Case의 경우에는 폐

기물이 1회성으로 발생하기 때문에 총 운전비용을 인건비로 나누어 준 값을 연간 운전시간으로 사용하였다.

예를 들어, 사전절단설비의 경우 포장용기별로 사전 절단 횟수가 달라지므로 사전절단설비 운전비용은 포장용기에 따라 결정된다. (운전비용 계산은 미국 Trojan 원전 해체비용 계산 방식 적용) 즉, 사전 절단 횟수와 절단 횟수당 소요시간, 시간당 작업 비용을 고려하여 사전절단 설비 운전비용이 결정되고, 이 비용을 인건비로 나누어 준 값이 RACE2010에서 사용되는 연간 운전시간이 된다.

2.3.3 처분비 요율표

국내 처분비용은 지식경제부 고시 제 2011-197 호 “방사성폐기물 관리비용 및 사용후핵연료관리 부담금 등의 산정기준에 관한 규정”을 기준으로 36,815 원/L이다.

RACE2010에서는 처분용기 부피가 아닌 처분용기 무게별, 방사능별, 표면선량별 처분비용만을 고려하도록 개발되어 있기 때문에 처분용기 무게별 DB를 변형하여 사용하였다. 즉 국내 처분비용인 40,065원/L 에 용기별 부피를 곱해주어 용기별 처분비용을 적용하였다.

2.4 주요 입력데이터 및 평가 결과 예시

본 평가 Case에서 사용된 주요 입력데이터는 다음과 같다. 제시된 입력데이터와 RACE2010 기본 DB 데이터를 사용하면 각 평가방안에 대한 경제성 평가 결과를 구할 수 있다. 단, 아래 입력데이터는 가정사항이 일부 존재하므로, 평가 결과는 참고용으로만 활용이 가능하다.

Table 1. Input Data.

비용 단위 : 백만원

	방안 I-1	방안 I-2	방안 II-1	방안 II-2	방안 III
처리전후 부피비	0.49	0.49	0.022	0.004	1
구입비용	70	70	17,741	15,405	3,674
연간운전 시간(hr)	659	694	16,637	13,097	0

입력데이터로 사용된 설비들은 다음과 같다.

- 사전절단설비 : 인버터 에어프라즈마 절단기

- 블래스팅제염 설비 : 참고문헌1의 블래스팅설비
- 화학제염 설비 : 참고문헌1의 화학제염설비
- 분쇄설비 : PSX-2250 상용 분쇄설비
- 용융설비 : 참고문헌1의 용융설비

3. 결론

이상의 평가 Case에서는 현재 확보가 어려운 입력 데이터가 존재하여 일부 가정사항이 적용되었다. 따라서 본 평가를 통해 정확한 최적 처리방안을 도출하기에는 무리가 있다. 다만, 현재 시점에서의 가용 데이터를 기준으로 평가가 가능하다는 점에서 유의미하며 이를 통해 해체 대형 금속 폐기물 처리 및 처분 최적방안 평가에 RACE2010을 활용할 수 있다는 점을 확인할 수 있었다. 또한 본 평가 Case에서 사용한 입력 데이터 및 평가 방안은 실제 대형 금속 폐기물 처리를 위한 경제성 평가시 참조 평가 Case로 활용이 가능할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] Decommissioning Cost Analysis for the Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant, KOPEC & RSCS, 2009.03.
- [2] Decontamination Handbook, EPRI, 1999. 07.
- [3] San Onofre's steam generator disposal project, Nuclear News 43page, October 2011.

대형해체 금속폐기물 처리 방법 및 처리처분 시설 분석

이수홍, 박상규, 김연화, 박진호, 신상화, 이재민

TUV Rheinland Korea, 서울시 구로구 구로동 197-28 이앤씨벤처드림타워 6차

suhong.lee@kor.tuv.com

1. 서론

국내에서는 원전 수명 연장 및 안전성 유지 확보를 위해 주요기기의 교체 사업이 진행 또는 계획되어 있다. 이런 주요기기 교체 사업이나 원전 해체 등을 통해 발생하는 대형해체 금속폐기물 중 대표적인 것은 증기발생기이다. 국내에서는 아직 대형해체 금속폐기물의 명확한 처리 및 처분 기준이 수립되어 있지 않아 발전소 부지 내 임시저장시설에서 관리를 하고 있으나, 국외의 경우 별도의 보관시설에서 관리하거나 처리처분 종합시설에서 처리하고 있다. 특히 종합처리시설의 경우 대형해체 금속폐기물의 일괄적 처분이 가능하도록 설계되어 있어 국내에서 추후 수립하게 될 처분 계획에 참고가 될 수 있다. 이에 본 연구에서는 국외의 대형해체 금속폐기물의 처리 방법 및 처분 시설의 특성을 분석하여 제시한다.

2. 본론

2.1 국내 증기발생기 발생 현황

현재까지 국내에서 발생한 대형해체 금속폐기물은 증기발생기가 있다. 현재까지는 고리 및 울진 원전에서 증기발생기 교체 사업이 수행된 적이 있으며 추후 안전성 증진을 위하여 필요시 동일 사업이 추진 될 예정이다.

2.2 증기 발생기 처리 개념

교체 등의 이유로 발생한 증기발생기의 경우 국내에서는 소내 부지의 임시저장시설에서 처분 방법이 확정될 때까지 보관 중이다. 국외의 경우도 국내와 동일하게 관리를 하는 경우와 소외의 특정 보관 시설에서 원형을 보존하며 관리하는 경우가 있으며 처분 방식을 적용하여 특정 처리 시설에서 증기발생기를 해체하여 금속 상태에서 폐기물로 분류하거나 용융 등의 과정을 거쳐 오염이 된 부분은 주괴 형태로 관리하고 오염이 안된 부분은 재활용 할 수 있도록 가공하는 방식을 적용하고 있다.

2.3 증기발생기 처리, 처분 방법

증기발생기의 처분을 위해서는 제염 및 절단을 통하여 원형을 가공하여 관리하거나 추가로 용융 공정을 거쳐 관리하는 방법이 있다. 보편적으로 적용되고 있는 증기발생기의 처리 과정은 다음과 같으며 각각의 공정은 해당 공정의 수행 국가의 관련 규정에 근거하여 진행된다. Fig 1은 전체적인 처리, 처분 공정을 도식화 한 것이다.

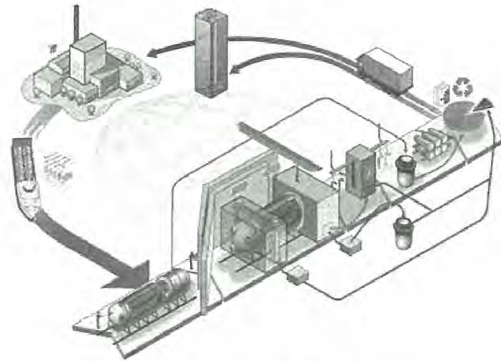


Fig. 1. S/G treatment facility design.

2.3.1 처리 시설 설치

처리 시설은 일반적으로는 발생 부지 내에 임시로 설치된다. 임시 처리 시설은 가건물 형태나 천막 구조물 형태로 구성되고 필수적으로 외부에는 차폐 설계가 적용되어야 하며 내부 작업시 방사성물질의 비산 방지를 위하여 비산 방지 장치가 설치된다.

2.3.2 내부 절단

증기발생기는 상부와 하부로 구분하여 절단한다. 절단 공정은 내부 절단과 외부 절단으로 구성되는데 내부 절단의 경우는 steam dome 상단에 잠수작업자가 들어갈 수 있는 개구부를 만든 후 증기발생기 내부에 물을 가득 채워 잠수작업자가 내부에서 절단 작업을 수행 할 수 있게 한다.

2.3.3 외부 절단

외부 절단은 기어 구동 방식의 외부 장착형 대형 절단기기를 사용한다. 기기 특성은 대상 증기발생기의 규격에 따라 다르게 적용될 수 있다.

2.3.4 인양 및 이동

분리된 증기발생기는 2개의 구성체로 이송될 수도 있으며 세부적으로 추가적인 절단 작업을 통해 보다 작은 크기의 금속 물체로 가공 후 이송될 수도 있다.

2.3.5 처분(보관) 시설 관리

이송된 증기발생기는 금속 오염 특성에 따라 분류되어 보관 시설에서 관리될 수 있으며 처리 방식에 따라 용융 등을 거쳐 재가공 및 재활용 될 수 있다.



Fig. 2. Disassembled S/G (steam dome, lower part).

2.4 증기발생기 처리처분시설 특성

최초 증기발생기가 시설에 반입된 후 처리 처분 절차는 다음과 같다.

- 증기발생기의 상하부 2단 절단
- 세부 절단 및 제염 작업(증기 세관 포함)
- 증기 세관 부피 감축 및 비방사성 금속의 용융
- 절단된 금속 표면 제염
- 용융 및 주괴 가공
- 비방사성 금속의 재활용 및 오염 금속 주괴 가공 후 처분 시설 이송

상기의 일괄적인 최소 공정으로 일반적으로 상하부 2단 절단 후 또는 세부 절단 후 처리 시설로 이송되어 용융 등의 가공 과정을 거치게 된다. 증기발생기 처리 방법은 2.3의 공정을 통하여 수행되며 처분을 위한 가공을 할 수 있는 국외의 대표적인 금속 처리 시설 특성은 Table 1에 제시되어 있다.

Table 1. Metal treatment facilities.

	Studsvik MRF	Siempelkamp	Bear Creek USA	Sellafield
처리용량 (tons/year)	3000	4000	4000	500
중량 한계	5 tons	리프트 한계까지	9.1 ton	15 tons
크기 한계	최소 두께 3mm			W×L×H(mm) 100×100×2.5 ~ 900×5000×700
선량 한계	표면선량 0.2mSv/h 이하	총방사능 1,000Bq/g 이하 H-3, C-14, Fe-55, Ni-63은 10,000Bq/g 이하		베타 및 감마 80Bq/cm ² 이하

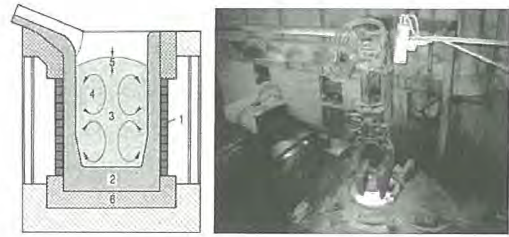


Fig. 3. Melt power unit, induction furnace.

대부분의 국외 처리처분시설은 금속폐기물의 재활용을 위한 용융 시설에 주안점을 두고 있으며 이는 이전의 절단 공정이 별도의 처리 개념으로 적용되기 때문이다. 이를 일원화한 개념을 스웨덴에서 적용하고 있으나 아직 보편화되지는 않았다.

3. 결론

본 연구에서는 대형해체 금속폐기물의 처리 및 처분을 위하여 국외에서 수행한 사례를 중심으로 처리 기술 및 처분 시설 특성을 분석하였다. 증기발생기의 처리 기술 및 시설은 국내에서 수행했던 교체 사업과 많은 부분이 공통적으로 적용될 수 있으나 일부 공정은 국내에서 수행된 사례가 없으므로 이에 대응하기 위하여 관련 기술을 확보할 필요가 있다. 이를 위하여 본 연구에서 분석한 주요 기술에 대하여 국내의 동일 또는 유사 기술을 조사 분석하여야 하며 특히 특정 기기 및 기술은 국내에 적용된 바가 없으므로 관련 연구를 통하여 명확한 기기 특성을 분석하고 특정 기술의 경우 본격적인 처리 처분 사업 이전에 국내 기술의 확보가 필요하다. 이를 통해 주요기기 교체 사업뿐만 아니라 원전 해체 사업 이후 발생될 많은 양의 대형해체 금속폐기물에 대한 처리 처분 기술을 확보해야 한다.

4. 참고문헌

- [1] IYNC 2008, Disposal of steam generators from decommissioning of PWR nuclear power plant, pager no. 158, 2008.
- [2] WM'2008 Conference, Decommissioning of large components as an example of steam generator from PWR nuclear power plant, 2008.
- [3] WM'07 Conference, New treatment concept for steam generator technical aspects, 2007.

우리나라의 원전해체폐기물 관리를 위한 전략적 고려사항

김기진, 김동선, 박주완, 이재설*, 성낙훈*

한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89

*코네스코퍼레이션(주), 서울시 서초구 양재동 210-2 두루빌딩

sooper08@krmc.or.kr

1. 서론

원자력 이용에 앞장섰던 선진 각국에서는 노후 원자력시설의 제염해체를 보다 안전하고 효율적으로 추진하기 위해 고심하고 있다. 제도적으로는 관련법과 규정을 개선 보완하고, 해체폐기물의 관리를 위한 시설확보에 노력하고 있다. 우리나라의 원전도 조만간 수명만료 원전이 발생될 전망이므로 해체에 대비한 제도와 발생폐기물의 관리대책이 체계적으로 마련되어야 할 시점이다.

원전의 운영폐기물에 비해 해체폐기물은 많은량이 비교적 단기간에 발생하며, 대부분 비방사성물질로서 규제면제 대상이 된다. 또한 일부 방사성폐기물도 관리방안에 따라서는 많은 부분을 재활용 또는 감용하여 처분효율을 증진할 수 있는 여지가 있어 국가의 방사성폐기물관리 차원에서 면밀히 고려할 이슈이다. 우리나라는 2014년에 경주 방폐장이 완공되어 중앙집중식 처분시설을 확보하게 되므로 이를 기반으로 해체폐기물의 발생에 대비한 최적 관리 대책의 수립이 필요하다.

2. 해체폐기물 분류기준 및 발생전망

2.1 방사성폐기물의 신분류체계

다양한 특성의 해체폐기물 관리제도의 기본은 폐기물 분류체계와 기준이다. 2009년 IAEA는 폐기물 신분류체계 제안을 통해 중저준위폐기물 분류체계 세분화를 통한 처분방식의 융통성을 부여하여 효율성을 추구할 수 있게 하였다 (Table.1). 현재, 프랑스, 영국, 스페인 등 유럽 주요국들이 준용하고 있고, 우리나라를 포함한 여러 나라가 채택을 검토하고 있다. 그러나 이 분류체계의 정량적인 기준은 국제적으로 통일되어 있지 않으며, 유럽연합 등을 중심으로 국제표준화를 위한 극저준위폐기물의 규제해제 기준과 차등적 접근법 등에 대해 논의하고 있고, 미국에서도 신분류방안의 채택이 제안되고 있다.

Table 1. Summary of IAEA Rradioactive Waste Classification [1].

기 준	개 정	처분방식
규제면제	규제면제	자체처분
중·저준위	극단수명	저장봉괴 후 처분
	극저준위	표층매립처분
	저준위	공학적 천층/동굴처분 (~30m)
	중준위	공학적 지층처분(수십~수백m)
고준위	고준위	심지층처분

2.2 해체폐기물 발생전망

원전해체폐기물 관리의 기초가 되는 발생량은 여러가지 요인에 의하여 큰 차이가 날수 있다. OECD/NEA 자료는 PWR의 경우 호기당 발생량이 3,000~12,000톤 범위로서 평균 6,000톤으로 가정하였다[2]. 우리나라의 경우 원전 34기(제5차 전력수급계획) 운영을 기준으로 호기당 해체폐기물이 3,000, 6,000, 9,000톤 발생하는 것으로 가정한 시나리오에 대해 각각 발생량을 전망해 보면 아래 Fig. 1과 같다. 만약 제1차 국가에너지 기본계획에 따라 원전 40기를 기준으로 한다면 6기분의 해당량이 추가될 것이다.

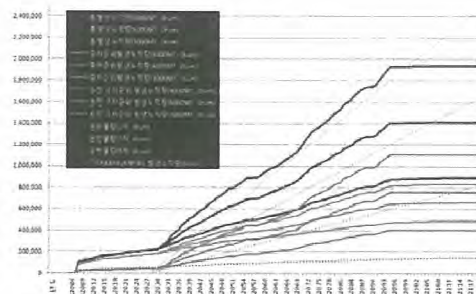


Fig. 1. Long-term prediction of D&D waste arisings (Unit : 200ℓ drums).

이러한 시나리오 분석에 의하면 중저준위와 극저준위를 합한 총량이 경주처분장의 계획용량인

80만 드럼의 용량을 초과하는 시점은 9,000톤 가정시 2050년, 3,000톤의 경우 2090년 경으로 해체 폐기물 발생량 가정에 따라 처분장 포화시기의 차이가 매우 크므로 정확한 해체폐기물 발생량 예측이 필요하며, 운영폐기물의 계속적인 발생 등 국가 전체적인 처분용량과의 조화가 고려되어야 한다.

3. 해체폐기물 관리전략

3.1 해외동향

해체사업을 추진하고 있는 선진국들의 해체폐기물관리 전략은 처분장의 가용성과 극저준위 폐기물 분류에 따라 차별화된다. 중앙집중식 처분장이 가용한 프랑스와 스페인은 극저준위폐기물 처분시설을 인근에 추가로 확보하여 처분효율성을 높이고 있다. 반면, 처분장이 가용하지 못한 상황에서 정책적으로 해체사업을 추진하고 있는 독일은 해체폐기물을 중간저장하면서 금속폐기물 등의 재활용을 극대화하여 처분대상 폐기물량을 최소화할 추구하는 대표적인 사례이다[3]. 그 밖에 장기계획이 수립된 스웨덴은 기존 동굴처분시설의 확장계획을 추진하고 있고, 영국과 미국 등 민간사업으로 추진하는 경우는 신규시설 확보에 주력하고 있다. 해체폐기물 처분장현황을 요약하면 아래 Table 2와 같다.

Table 2. Status of D&D Waste Disposal.

국가	중저준위	극저준위	비고
프랑스	l'Aube	Morvillier	중앙집중식
스페인	El Cabril	El Cabril	중앙집중식
스웨덴	SFR : VLLW 추후분류예정		중앙집중식
영국	Drigg 등	King's Cliffe 등	분산부지
미국	Barnwell, Richland, Clive, Andrews County (Texas)		분산부지

3.2 우리나라의 전략적 고려사항

우리나라는 원전 운영폐기물 관리를 목적으로 중앙집중식 경주동굴처분장을 건설중에 있다. 여러난관을 거쳐 확보된 이 시설을 가치있게 활용하기 위해서는 최적화된 원자력시설 해체폐기물관리전략을 설정할 필요가 있다. 우선 운영폐기물관리체계에 해체폐기물 관리를 위한 몇 가지 주요 고려사항을 짚어보면 아래와 같다:

- 극저준위폐기물 포장 : 기존에 사용되던 철제 드럼이나 컨테이너형 보다는 안전성을 충족하면서도 효율적인 자루형 용기(bag) 사용을 추구 (북미와 유럽에서 활용 확대 중).
- 운반체계 : 기존 용기의 운반체계의 적합성을 평가하여 더욱 효율적인 체계 개발(재사용 박스 등) 또는 보완
- 처분시설 : 중저준위처분장 인근 또는 처분장 부지에 극저준위폐기물처분용 표층매립형 처분시설 추가 확보. 중준위급 방사화폐기물의 별도관리방안.

아울러, 경주 처분장 용량을 초과하는 폐기물의 발생이 확실시되는 우리나라에서는 합리적인 규제해제 기준설정 및 차등규제의 시행 등을 통해 처분대상 해체폐기물의 최소화가 필요하다. 또한 소각, 압축 및 용융 등 감용설비와 아울러 대형금속폐기물 등 재활용이 가능한 폐기물의 처리를 위한 종합처리 시설이 필요하다..

4. 결론

선진국의 경우 자국의 여건에 적합한 해체폐기물관리전략을 추진하고 있는 것을 알 수 있듯이, 원자력 시설의 수명만료 후 해체에 대비하여 사전에 해체폐기물의 최적관리를 위한 국가차원의 제도적인 개발과 기존 인프라의 활용전략은 매우 중요하다.

우리나라는 현재 건설중인 경주처분장을 최대한 효과적으로 활용하기 위해서 해체폐기물 중 대부분을 차지하는 극저준위폐기물의 신규 분류 등 제도적인 기준설정과, 아울러 이에 대한 효과적인 포장방안, 운반체계, 그리고 처분시설의 최적활용을 위한 표층매립형 처분시설의 추가 확보와 최종 처분대상 폐기물량 최소화를 위한 종합처리시설 구축 등을 고려해 볼 수 있다.

5. 참고문헌

- [1] IAEA, Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide No. GSG-1, 2009.
- [2] OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants : Policies, Strategies and Costs, Paris, 2003.
- [3] IAEA, Disposal Aspects of Low and Intermediate Level Decommissioning Waste, IAEA-TECDOC-1572, 2007.

Volume Reduction of Large Components – Minimising Waste Volumes by Maximising Recycling

Björn Amcoff, Stefan Ekstrand, Jong-Bin KIM*

Studsvik Nuclear AB, SE-611 82 Nyköping, SWEDEN

* EuroNPC Ltd., 475-67 Amsadong Gangdong gu, Seoul Korea

bjorn.amcoff@studsvik.se

1. Introduction

Studsvik, Sweden, has been recycling contaminated metals from the international nuclear industry since 1987. Accepted metals are stainless steel, carbon steel, aluminium, copper, brass and lead.

The recycling concept comprises segmentation, decontamination, melting and clearance for recycling. Both metal scrap and large components are treated. The objective is to reduce the volume and weight of the waste and to recycle as much material as possible in order to reduce costs for storage in repository. Clearance of metals is applied in accordance with the European Commission's Recommendations for nuclear specific clearance, RP-89, Table 3.

During the years, the demands for reduction of waste volumes have lead to improved techniques for pre-treatment of large components prior to melting as well as minimisation of the waste volumes generated from the processes. In addition, the environmental aspect of a process that allows for recycling of valuable metals has become increasingly important.

One example of a successful achievement is treatment and volume reduction of a full size 310 MT PWR steam generator. It began as a R&D project in co-operation with the Swedish nuclear power plant Ringhals and resulted in a unique concept for volume reduction and recycling of metal from steam generators.

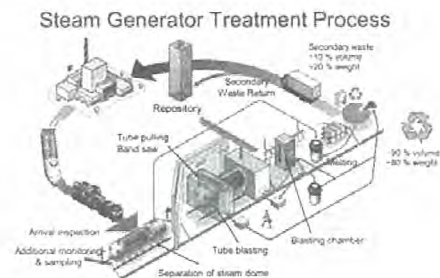
2. Development

In many countries there is no possibility for disposal of large components in one piece due to the limited space available at final disposals. A Ringhals steam generator weighs 310 MT and the storage volume would be about 400 m³. Considering the high disposal costs per m³ in existing or planned repositories, reduced

volumes are almost mandatory.

2.1 Treatment Concept

It was assumed that the Inconel 600 tube material would not be subject to clearance or recycling, only to volume reduction. However, most of the materials, such as the outer shell, the steam dome, the tube plate and water chambers etc were subject to melting and/or clearance and recycling.



The objective was to obtain less than 40 m³ of residual waste. Material which could not be recycled by clearance would have to be volume reduced and packaged for final disposal. Furthermore, the steam generator treatment method should be optimised to fulfil the demands for continuous conditioning of steam generators by Studsvik.

The Ringhals steam generator had the following dimensions.

- Length 21 m
- Diameter 4.5 m
- Weight 310 MT
- Storage volume 400 m³

The estimations of the radiation exposure to the operators were based on measurements. Co-60 was in the range of 0.65 TBq. For the long-lived isotopes, Ni-63 was the dominant in the range of 16 TBq.

3. Conclusion

Focusing on systematic development in the area of waste treatment and recycling of radioactive metals Studsvik has established new techniques and logistics. The investments made have led to the development of methods for treatment of steam generators and other large components that have generated interest from utilities worldwide.

The project objectives were to develop methods and techniques to achieve minimum waste volumes from the treatment of the Ringhals full size steam generator. Prior to treatment the steam generator had a weight of 310 MT and a storage volume of 400 m³. The treatment resulted in less than 35 m³ waste to be sent to repository, less than 9%.

4. References

- [1] Swedish. Rapport id 1855395. Underlag för projekt SÅGA – Beräkning av källtermen i en utrangerad ånggenerator Ringhals 2. Strålskyddsunderlag i form av beräkning av arbetsdoser, exemplifiering av strålskärning, några relevanta strålskyddsaspekter för ALARA-optimering.
English. Report id 1855395. Basis for project SÅGA – Calculation of the source term in a disposed Steam Generator from Ringhals 2. Basis for Radiation Protection in form of calculation of work doses, exemplification of radiation shielding to summarize some relevant radiation protection aspects for ALARA-optimization.
- [2] Paper 7130 - Co-operation development project for new treatment of STEAM GENERATORS's – Impact on final disposal volumes and recycling in Northern Europe. Bo Wirendal, Anders Lindström, Maria Lindberg Studsvik Nuclear AB and Tommy Hansson Ringhals AB
- [3] Paper 7131 - NEW TREATMENT CONCEPT FOR STEAM GENERATORS – TECHNICAL ASPECTS. Anders Lindström, Bo Wirendal and Maria Lindberg Studsvik Nuclear AB

관(管)형 철재폐기물 자체처분을 위한 내부오염 측정장비 개발

조준호, 이종은, 임종규, 유석준, 정원범, 이상욱, 김용준
 선광원자력안전(주) 울진사업소, 경북 울진군 북면 부구리
leejongeun1234@gmail.com

1. 서론

자체처분 대상인 관(管)형 철재폐기물의 표면오염도 측정 시 기존의 표면오염도측정기로는 원형, 사각형의 내부에 대한 오염검사가 곤란한 실정이다. 이에 관(管)형 철재폐기물에 대한 오염여부 검사를 손쉽게 할 수 있도록 측정장비를 개발하게 되었다. 비오염 및 오염가능성이 있는 폐기물에 대해 방사능 측정을 기존 보유하고 있는 표면오염도측정기와 새로 개발한 관(管)형 측정장비로 교차 측정을 실시하였고 서로 비슷한 계측값이 도출되었다. 특히, 직접법으로 측정이 곤란한 부위(내부 및 굴곡부위)는 관(管)형 측정장비로 측정이 가능하여 자체처분 전단계인 철재폐기물의 오염여부를 판단하는데 적합하여 현장에 적용하면 관(管)형 철재폐기물의 절단없이 오염여부를 판정할 수 있으므로 작업방법의 단순화와 작업시간을 단축할 수 있다. 현 시제품인 측정장비는 다소 부피가 커서 이동 및 전원공급에 문제가 발생할 수 있어 차후 소형화, 장시간 사용 및 이동성이 좋은 PIN 광다이오드로 보완하여 현장에서 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 목적

관(管)형 철재폐기물을 자체처분하기 위해서는 하나하나 세로로 절단해 관내부가 드러나게 하여 내부오염 여부를 입증한 후 자체처분하는 경우도 있지만 관(管)형 폐기물을 세로방향으로 절단하는 작업이 쉽지 않고 폐기물의 양이 많을 경우 인원 및 시간의 소비가 많아 비효율적이다. 또한, 절단작업 시 안전사고의 위험이 상존하여 개선이 필요한 실정이다.

2.2 측정장비의 필요성

관리구역 내 발생하는 철재폐기물의 처리 방식은 처분제한치 기준으로, 이상인 경우 드럼을 생성하고 미만인 경우 자체처분을 하여 외부로 배출하고 있다. 드럼생성의 경우 철재폐기물은 특성

상 압축이 어려워 원상태로 처리하나 폐기물처리시 드럼 내 공극율이 증가하여 드럼이 과다하게 발생된다. 이와 같은 이유로 철재폐기물은 자체처분을 통하여 폐기물 발생량을 저감해야 하지만 철재폐기물은 자체처분이 용이하지 않은 경우가 있다. 특히, 관(管)형인 경우 관 내부의 비오염을 입증해야 한다. 그러나 현재 현장에 사용 중인 측정장비는 계측이 곤란한 실정이다. 관(管)형 철재폐기물 내부를 측정하기 위해 Detector부위를 관속에 삽입할 수 있도록 소형 및 원통형으로 제작하여 현장에 적용하여 방사성폐기물 자체처분시 신뢰성 및 안전성 확보하였다.

2.3 방사능 계측장비 선정

관(管)형 계측장비로는 가공성 및 모양을 다양하게 적용할 수 있는 플라스틱 신틸레이터를 적용하여 시제품화 하였고 차후, 현장에 발생하는 관의 지름이 작은 것이 다양하게 발생하므로 작고 경량이며 감도가 좋고 빠른 동작특성을 지닌 광다이오드를 이용하여 완제품을 제작하여 현장에 적용할 예정이다.

2.4 관(管)형 철재폐기물 내부오염 측정

방사선관리구역 내 관(管)형 철재폐기물 측정을 위해 개발된 측정장비(Fig. 1)와 측정에 사용된 방사능계측기 종류(Table 1)이다.



Fig. 1. Tube steel waste radiation detector.



Fig. 2. General radiation detector.

Table 1. Radioactivity kind of measurement.

종류 기기정보	SARC-100	Hand E Count	관(管)형 측정장비
기기번호	1002127	388	-
효율	22.8%	14.8%	-

측정대상 시료형태는 관(管)형 및 U자등의 형태이며(Fig. 3.) 측정방법은 관리구역 내 사용 중인 SARC-100 및 Hand E Count 그리고 관(管)형 측정장비의 순으로 교차 측정하였다.



Fig. 3. Sample form.

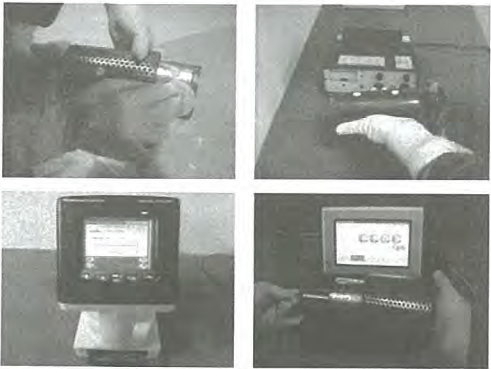


Fig. 4. Measured appearance.

Table 2. The measured results(possible contamination).

측정기 번호	SARC-100 (CPM)		Hand E Count (CPM)		관(管)형 측정장비 (CPS)		비고
	①	②	①	②	①	②	
1	100	100	46	46	1	1	
2	90	100	46	45	2	1	
3	90	90	45	45	2	2	
4	10,000	10,000	210	200	1,160	1,167	오염
5	100	90	50	47	2	2	
6	100	90	46	46	1	1	
7	100	100	45	45	1	1	
8	100	100	46	46	1	2	
9	100	90	45	45	1	2	
10	200	250	62	68	13	14	오염

Table 3. The measured results (impossible contamination).

측정기 번호	SARC-100 (CPM)		Hand E Count (CPM)		관(管)형 측정장비 (CPS)		비고
	①	②	①	②	①	②	
1	90	100	45	46	1	1	
2	100	100	45	45	2	1	
3	90	90	45	45	2	2	

Fig. 3의 방법으로 측정된 결과값을 Table 2, 3에 나타내었다.

2.5 관(管)형 측정장비 현장 적용

현재 사용되고 있는 방사능 표면오염도 측정장비인 SARC-100은 약 20cm의 면적을 가진 Detector를 사용함으로 관(管)형태의 시료를 측정할 수 없으며 또한, 시료를 절단하여도 평평한 면이 아니면 SARC-100으로 측정하여 오염여부를 판정하기는 어렵다. 이번에 개발된 관(管)형 측정장비는 다양한 형태(원형, 사각형 등)의 내부 오염검사를 쉽게 할 수 있으며 또한, SARC-100보다 Detector 크기가 작아 관형 및 시료 절단부위에 대해 오염여부를 판단할 수 있어 측정의 신뢰성을 높였다.

3. 결론(문제점 및 보완)

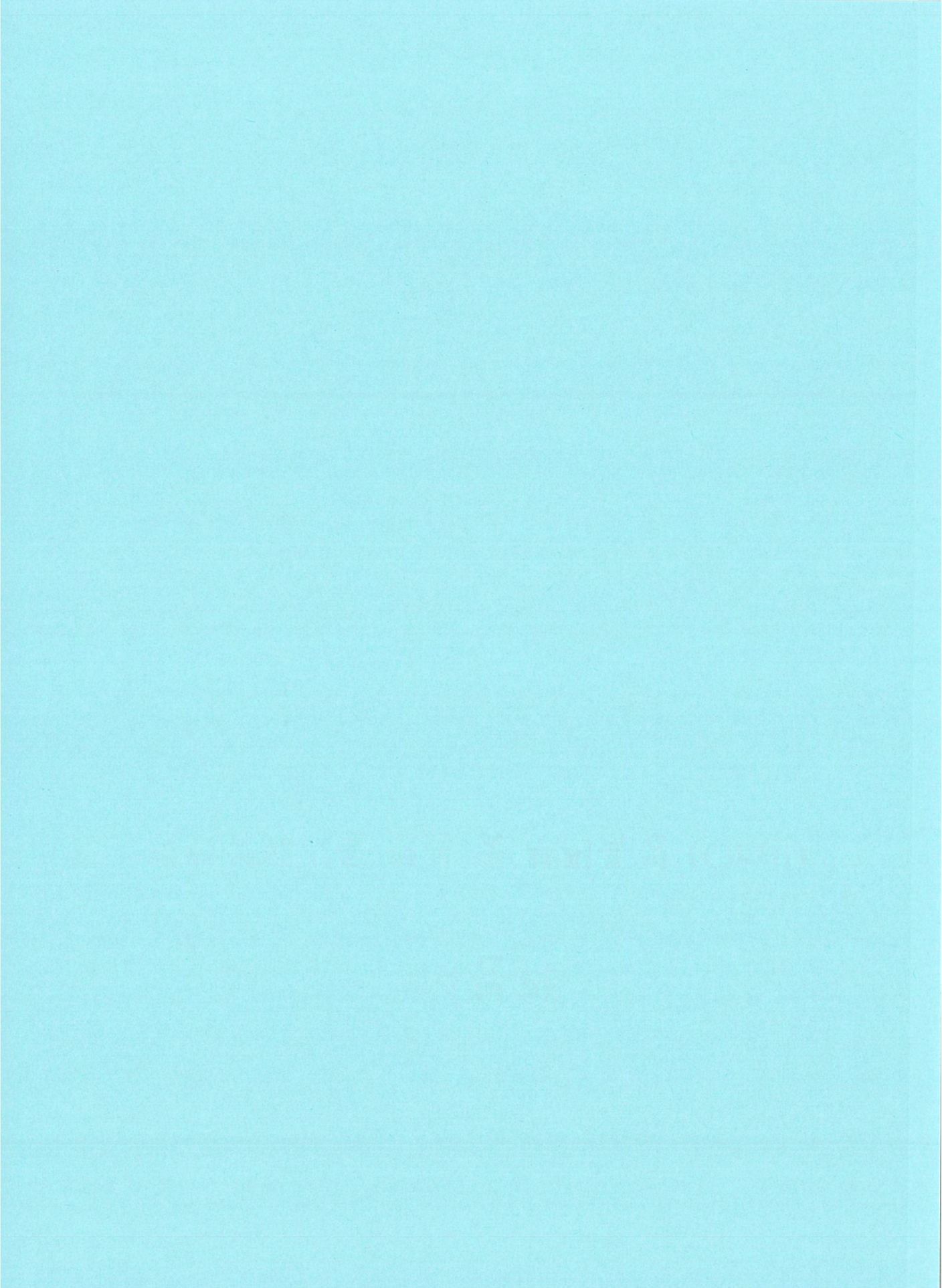
플라스틱 신틸레이터(관(管)형 측정장비)를 이용한 계측기는 원형 Detector이므로 복잡한 Geometry에 의해 효율 산정이 복잡하고 기계적 충격에 약하며 PIN 광다이오드에 비해 수명이 짧은 등 문제점이 발생하므로 사용 시 상당한 주의가 필요하여 자체처분 대상 폐기물에 대해 오염여부만 판단할 수 있는 장비이다. 현재 다양한 형태의 폐기물을 측정이 가능하도록 소형화 및 이동성, 편리성을 고려하여 반도체검출기의 한 형태인 PIN 광다이오드를 제작하여 현장에 적용하면 절단없이 폐기물의 오염도 측정을 통하여 자체처분에 많은 도움을 줄 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] 방사선취급(한국원자력연구원, 서범경박사).
- [2] 방사선취급기술(2011년, 한국동위원소 협회, 제3~5장).
- [3] 방사성폐기물 규제해제요건개발 (2002년, KINS/RR-144, 제2장).

제4분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)



지질환경정보시스템 구성 방안에 대한 연구

정재열, 정해룡, 이정환

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jijy@krmc.or.kr

1. 서론

현재 세계적으로 사용후핵연료를 포함하는 고준위 폐기물 처분을 위한 방법으로 심지층 처분이 가장 안전하고 가능성 있는 방법으로 받아들여지고 있다. 이와 관련하여 우리나라에서도 고준위 폐기물 처분을 위한 방법으로 심지층 처분을 고려하고 있다. 심지층 처분에 적합한 부지를 선정하기 위한 조건 중 지질환경을 평가하는 방법의 선행단계로써, 우리나라의 지질환경과 관련된 기존의 문헌 및 조사 결과를 수집하고 이들을 데이터베이스화하여, 체계적이고 과학적인 방법으로 평가를 계획하고 있다. 본 연구에서는 지질환경과 관련된 자료의 효율적인 데이터베이스 관리 및 평가가 가능한 시스템인 지질환경정보시스템에 대한 구성에 대하여 연구하였다.

2. 본론

심지층 처분을 위한 자연방벽 평가는 계획단계와 사업단계로 구분할 수 있으며, 계획단계에서는 처분 원칙과 자연방벽 평가 프로그램을 제시하게 되고, 사업단계에서는 절차에 따른 부지선정 작업을 수행하게 된다. 우리나라의 경우 심지층 처분 프로그램이 확정되지 않은 계획단계에 있으며, 사용후핵연료 최종처분 정책이 아직 결정되지 않은 상태이지만 최종처분으로 심지층처분을 고려하고 있다. 최종처분을 위한 자연방벽 평가시 고려해야할 요소는 장기 지질 안정성, 기술성, 사회·경제·환경 등으로 구분할 수 있으며, 이들에 대한 자료를 효율적으로 관리하고 정량적으로 평가할 수 있도록 지질환경정보시스템을 구축하였다.

2.1 지질

처분 부지의 지질은 역학적, 열적, 수리적 및 화학적 특성을 결정하는 중요한 역할을 한다. 지질과 관련된 암종분포 및 구조지질학적 특성인 단층, 습곡, 전단대, 변질대에 대한 기초자료는 기존 지질도를 참고하여 구축하였다. 특히, 제4기에 움직임이 있었던 단층은 활동성 단층으로 분류하고 동해 및 남해,

서해의 해안 중심으로 조사 및 데이터베이스 구축 중에 있다. 암석의 열적특성은 역학적 환경 및 지하수 유동, 화학적·생물학적 환경에 영향을 미치기 때문에 처분장 배치와 설계시 중요하다.



Fig. 1. 지질환경정보시스템 1:100만 지질도.

지질학적 장기 안정성 요소 중 급발성 사건에 해당하는 지진과 화산의 경우, 지진은 고문헌의 기록된 자료를 바탕으로 역사지진 데이터베이스를 구축하였으며, 화산은 제4기에 활동한 6곳을 대상으로 자료를 구축하였다. 완속성 사건에 해당하는 용기·침강, 침식·퇴적 요소는 10~100만년동안의 장기 안정성을 요하는 처분 부지에 영향을 줄 수 있으므로, 이들 항목에 대한 조사 및 데이터베이스 구축 중에 있다.

- 지질/암석

- 5만 지질도 • 5만 단층 • 5만 습곡
- 5만 연성전단대 • 5만 변질대 • 5만 탄층선
- 25만 지질도 • 25만 단층
- 100만 지질도 • 100만 단층

- 구조지질

- 단층대 • 제4기 단층특성(활동성 단층)

- 열적특성

- 지열류량 • 지온경사 • 열물성 • 열생산률

- 지진

- 제4기 지각변동

- 용기율 • 침식/퇴적

- 기타

- 제4기 화산

2.2 수리지질

지하 심부의 암석을 통한 지하수의 유동은 심지층 처분의 격리 및 지연기능에 가장 큰 영향을 미치는 요소이며, 이러한 지하수 유동은 암반의 투수성과 동수구배에 영향을 받는다. 암반의 투수성은 지하수 관측망 및 기존 대규모 관정에서 이루어진 수리시험 결과를 토대로 데이터베이스를 구축하였다. 일반적으로 동수구배는 지형경사에 영향을 받는 요소이나 주변 지하수의 사용이나 심부 지층의 영향을 반영하기 위해 실제 관측된 지하수위를 근거로 작성된 수문지질도 자료를 이용하였다. 지하수 유동방향에 따른 배출지역과 함양지역의 분포는 수리모델의 경계 조건 설정에 중요한 요소이며, 처분장으로부터 생태계에 이르는 방사성핵종의 유동경로가 최대가 되기 위해서는 함양지역 아래가 처분 부지로써 유리하다.

- 수리지질

• 수리상수 • 수리지질

- 수문지질도

• 유역경계 • 우물 • 단층 • 유동방향
• 지하수동수위선 • 수문지질경계 • 대수층

2.3 지구화학

심지층 처분부지 주변 지하수의 화학적 특성은 캐니스터 부식속도 및 핵종 용해도, 흡착능에 영향을 미치기 때문에 처분장의 격리기능과 지연기능에 영향을 미친다. 수소이온농도(pH)는 방사성핵종 용해도 및 흡착, 처분용기 부식, 완충재·뒤틀채움재에 영향을 준다. 일반적으로 지하 100m 이하에서 지하수는 6~10의 pH 농도를 보인다. 산화-환원전위는 pH와 마찬가지로 처분용기 부식에 영향을 미치며, 산화-환원에 민감한 핵종의 용해도에 영향을 미친다. 총 용존고형물(TDS)은 주로 완충재의 안정성과 방사성핵종의 흡착에 영향을 미치며, TDS 농도가 높으면 완충재의 팽창능력이 감소하며 농도가 100 g/L 이상일 때 절반이상 감소하는 것을 알려지고 있다. 지하화학 자료는 전국규모 조사단계에서는 고려대상이 아니지만, 후보지역 조사부터는 부지조사의 경우 다양한 깊이에서의 지하수화학조성을 측정해야 함으로써 기존 자료에 근거한 조사가 필요하다. 주로 심도가 깊은 국내온천수조사 자료 및 농촌지하수조사 자료, 국가지하수관측망 자료의 지구화학 특성을 이용하여 구축하였다.

- 수리화학

• 국내온천수 • 농촌지하수조사
• 국가지하수관측망

- 관측망

2.4 사회/경제

심지층 처분장의 건설과 운영은 해당지역에 다양한 영향을 미치므로 지역의 고용 및 산업, 서비스, 인구, 환경, 주변 조건 등을 충분히 고려해야 한다. 방사성폐기물 운반비용은 부지의 위치에 따라 크게 달라지기 때문에 기존 도로, 철도, 항만의 위치를 파악할 필요가 있다. 또한, 부지선정은 지질환경적으로 최적의 부지라 할지라도 해당지역 주민의 동의가 없는 진행되지 어려우므로 이해당사자와 지역주민의 협조가 필요하다. 따라서, 인구밀집지역이나 행정구역 경계지역은 분쟁을 유발할 가능성이 크므로 되도록 피하는 것이 좋다. 기 발간된 수치지형도를 기본도로 구축하였으며, 2005년 인구조사 결과의 행정구역별 인구를 기준으로 인구밀도를 구축하였다.

- 기본도

• 철도 • 건물 • 도로 • 하천 • 행정구역
• 인구밀도 • 등고선

3. 결론

본 연구에서는 심지층 처분 자연방벽을 평가하는 방법으로, 우리나라의 지질환경과 관련된 기존의 문헌 및 조사 결과를 수집, 데이터베이스화하여 정량적으로 평가할 수 있는 지질환경정보시스템을 구축하였다. 향후 기 구축된 요소에 대한 추가 조사와 미구축된 요소에 대한 추가가 필요하며, 복합 요소를 고려한 조건별 검색시스템과 요소별 중요도를 고려한 최적부지분석시스템을 개발할 계획이다. 이러한 연구성과는 향후 사용후핵연료의 심지층 처분을 위한 기반자료를 제공할 것이며, 처분정책 수립에 있어서 중요한 과학적 근거로 적용할 수 있을 것으로 기대된다. 또한, 사용후핵연료 중간저장시설의 건설시에도 기초자료로 활용할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2012171020001A)

5. 참고문헌

- [1] 심지층 처분장 부지선정인자 분석보고서, p.74, 2012.

국제공동연구 DECOVALEX-2015 연구 현황

이창수, 권상기*, 조원진, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*인하대학교, 인천광역시 남구 용현동 253 번지

leecs@kaeri.re.kr

1. 서론

지하 심부 암반에 건설될 고준위방사성폐기물 처분장 주변에서는 열-수리-역학-화학적 (THMC) 환경변화가 예상되며, 이러한 환경 변화는 고준위방사성폐기물의 심지층 처분 시스템의 성능과 안전성 및 안정성에 영향을 미치게 된다. 따라서 장기간 안전성이 요구되는 처분 환경에서의 THMC 복합거동에 대한 이해와 이를 예측할 수 있는 시스템의 개발은 반드시 필요하다. 이를 위해 심지층 처분을 고려하고 있는 세계 각국에서는 실험실 및 현장 시험 수행하여 THMC 복합거동에 대한 이해를 높이고 그 결과를 바탕으로 하여 THMC 복합거동을 예측하는 다양한 수학 모델과 모델링 기법을 제안하고 있다. 하지만 장기간에 걸쳐 발생하는 THMC 복합거동의 복잡한 특성 때문에 만족할 만한 성과를 거두지는 못하고 있는 실정이다.

2. DECOVALEX

THMC 거동에 대한 이해와 예측 시스템의 필요성이 부각됨에 따라 세계 각국에서 수행된 대규모 현장 및 실험실 실험 결과와 관련 경험의 공유뿐만 아니라 전문가들의 상호검증으로 제안된 예측기법의 신뢰도와 기술 개발의 효율성을 높이고자 국제공동연구인 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments) 프로젝트가 추진되었다(권상기 외, 2009). 1992년 DECOVALEX-I이 시작된 이래로 4년 단위로 새로운 프로젝트가 수행이 되어져왔다. DECOVALEX-II, DECOVALEX-III을 거쳐 DECOVALEX-THMC와 DECOVALEX-2012가 수행되었고 2012년 현재 DECOVALEX-2015(D-2015)가 진행 중이다.

3. DECOVALEX-2015

D-2015는 2012년 4월에 미국 Lawrence Berkeley National Laboratory에서 개최된 첫 번

째 워크샵을 시작으로 크게 3가지의 Task에 대한 연구를 수행하고 있으며 BGR(독일), CAS(중국), DOE(미국), ENSI(스위스), IRSN(프랑스), JAEA(일본), KAERI(한국), NDA(영국), NRC(미국), RAWRA(체코)가 참여하고 있다.

3.1 Task A

Task A에서는 폐쇄 후 sealing system의 장기적인 HM 거동 특성을 평가하기 위해 계획된 프랑스 Tournemire URL의 SEALEX 현장 시험 결과를 토대로 HM modelling을 수행한다. Task A에서 수행하는 modelling은 argillite에서의 수리적 거동의 변화로 발생하는 swelling pressure의 변화와 그 변화로 야기되는 변형을 변화 및 포화도에 따른 물리적 그리고 역학적인 물성변화를 예측하고 실험값과 비교하고자 한다. Task A의 경우 5 단계로 구성되며 각각의 단계별 내용은 다음과 같다.

- Step 0 : 입력변수 산정 및 bentonite-sand mixture에 대한 HM modelling
- Step 1 : SEALEX의 1/10 비율 mock-up test에 대한 HM modelling
- Step 2 : bentonite-sand plug 주변의 암반에서의 수리거동에 대한 modelling
- Step 3-4 : SEALEX의 PT-N2 및 PT-A1 현장 시험 결과와 HM modelling 결과의 비교 분석을 통한 수치해석 기법 검증

3.2 Task B

2012년 현재 한국원자력연구원이 참여하고 있는 Task B는 두 개의 Task로 이루어져있다. Task B1에서는 스위스 Mont Terri Laboratory에서 수행된 HE-D 그리고 HE-E 현장 시험 및 실험실 실험 결과를 토대로 한 THM modelling을 수행하고 Task B2에서는 일본 Horonobe URL에서 수행한 full scale Engineering Barrier System (EBS) 시험을 토대로 한 THMC modelling을 수행할 예정이다.

3.2.1 Task B1

EBS와 근계암반영역(Opalinus clay)의 THM 거동의 변화를 예측하기 위해 붕괴열에 의한 처분시스템의 온도변화를 heater로 모사하고 EBS 및 근계암반의 온도 변화와 온도 변화로 야기되는 공극 수압 및 strain 변화 그리고 bentonite의 포화도 변화, 그 뿐만 아니라 포화도 변화로 인한 bentonite의 열-역학적인 물성변화를 예측하고 실측값과 비교한다. 또한 Task B1에서는 특정 지점에서의 변위, 온도, 공극 수압 등을 blind test로 실시하여 사용된 수치해석 프로그램을 평가하고 상호 검증하고자 한다. Task B1의 경우 4 단계로 구성되며 각각의 단계별 내용은 다음과 같다.

- Step 1 : 입력변수 산정 및 HE-D 현장 시험에 대한 THM modelling
- Step 2 : CIEMAT column cells test에 대한 THM modelling
- Step 3-4 : HE-D 현장 시험에 대한 THM 거동 변화 예측 modelling 및 현장 시험 결과와 비교 분석을 통한 수치해석 기법 검증

3.2.2 Task B2

Task B2는 수행된 시험에 대해 수치해석을 수행하는 것이 아니라 수행될 현장 시험에 대해 modelling을 수행하고 추후 시험 결과와 비교할 예정이다. Sedimentary 암반의 THMC 거동 변화 뿐만 아니라 폐쇄 후의 전체 처분시스템의 THMC 거동에 대한 modelling을 수행하고자 한다. Task B2에서의 modelling은 Buffer material의 온도, 공극 수압, 함수율, 변위, 습도 변화와 Backfill material의 변형률과 공극 수압의 변화 그리고 암반에서의 온도, 공극 수압, 변형률 변화를 예측하고 실측값과 비교할 예정이다.

3.3 Task C

지금까지의 DECOVALEX 프로젝트는 주로 THM 거동 특성에 초점을 맞추어 진행이 되었지만 DECOVALEX-2015 Task C의 경우 화학적인 거동에 초점을 두어 THMC 거동을 연구하고 있다. Task C1에서는 실험실 시험 결과를 토대로 THMC modelling을 수행하며 Task C2에서는 DECOVALEX-2011 수행했지만 다소 만족스러운 결과를 내지 못한 Task C를 지속적으로 수행하고 있다.

3.3.1 Task C1

Task C1에서는 암석의 절리면에서의 THMC 거동 특성을 평가하기 위해 미국 Penn State 대학과 일본 Ehime 대학교에서 각각 novaculite와 granite으로 수행한 실험실 시험의 결과들을 토대로 THMC modelling을 수행한다. Task C1에서의 modelling은 온도와 응력의 변화가 절리면에서의 유량변화, 유동에 따른 Si 농도변화, 수리적인 간극의 변화 그리고 pH에 미치는 영향을 예측하고 실측값과 비교한다.

3.3.2 Task C2

Task C2에서는 절리 암반에서의 THMC 거동 특성을 평가하기 위해 체코 Bendrichov 수로 터널에서 수행된 현장실험 결과를 토대로 THMC modelling을 수행한다. Task C2에서는 지하수 유입량 변화, 추적자 시험, 절리 암반의 응력 및 변위 변화를 modelling하여 예측하고 현장 시험 결과와 비교한다.

4. 결론

DECOVALEX 프로젝트에서는 단순히 현장 및 실험실 실험 결과에 대한 정보 교환의 틀을 벗어나 동일한 문제에 대한 수치해석 결과를 상호 검증함으로써 보다 효과적인 해석기법의 개발을 하고 있다. 따라서 한국의 많은 방사성폐기물처분관련 연구자들이 다양한 Task에 참여하여 처분시스템의 신뢰도를 높이고 수치해석 기법 개발의 효율성을 더욱더 높이는 기회로 삼을 필요가 있을 것으로 판단된다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환인 공학적방벽 성능향상 기술 개발 과제(53341-12)로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] 권상기, 김진섭, 조원진, 2009, 국제공동연구 DECOVALEX-2011 연구 현황, 한국방사성폐기물학회 춘계 학술대회 논문 요약집, 169-107.

Mock-up 실험을 통한 철근콘크리트 구조물의 공극률 변화 특성

권기정, 정해룡, 김도겸*, 김건영**

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283

**한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

kikwon@krmc.or.kr

1. 서론

콘크리트가 원자력관련 시설물에 방사선차폐재로서 사용되는 이유는 콘크리트 자체가 여러 가지 혼합물로서 구성 재료의 배합과 밀도를 다양하게 변화시킴으로 방사선 차폐성능을 개선시킬 수 있으며, 경제적인 요인과 시공의 편리성까지 겸비한 우수한 재료이기 때문이다. 차폐용 콘크리트 또한 콘크리트의 일반적인 성질을 가지고 있으므로 외부환경 조건에 의해 정도의 차이는 있지만 반드시 열화는 진행되게 된다. 따라서 이러한 콘크리트의 내구성 평가는 매우 중요하다고 할 수 있으나 내구성에 대한 연구보고서 및 연구결과는 매우 부족하고, 단지 외국의 품질규정, 차폐성능 및 시공관리에 필요한 시설기준 및 참고문헌에만 의존하고 있는 실정이다. 본 연구에서는 Mock-up 실험을 통해 철근콘크리트 구조물의 열화물 침투에 의한 공극률 변화 특성을 관찰하였다.

2. 본론

2.1 콘크리트 배합 및 설계 조건

원자력 관련 시설물에 적용된 실제 배합비와 설계 조건을 기반으로 하여, Mock-up 실험 장치를 제작하였다.

Table 1. 콘크리트 배합설계.

W/C (%)	S/a (%)	Proportion(kg/m³)								비고 (Remark)
		W	C	F/A	G 3/4"	S1	S2	WRA	AEA	
40.0	38.4	206	412	103	961	357	241	2.32	0.13	515

Table 2. Mock-up 시험체 설계 조건.

방벽두께 (mm)	주철근 피복두께 (mm)	주철근 직경 (mm)	주철근 간격 (mm)
1,000	100	38	300

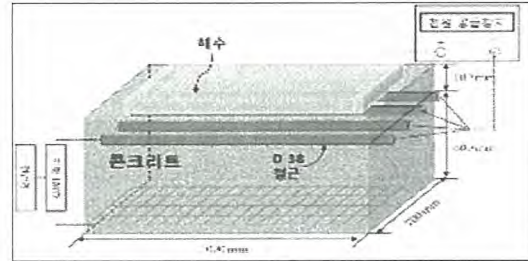


Fig. 1. 축진 철근부식 시험체 구성도.

2.2. 실험결과 분석

2.2.1 투수계수 실험

투수계수 실험은 채취한 코어 시편을 콘크리트용 시편 절단기를 사용하여 Ø100×50mm 크기의 원주형시편으로 제작 후, 콘크리트의 수압 투수 깊이 시험방법(ASTM D 5084)에 의거하여 삼축 압축 투수계수 시험기를 사용하여 실험하였다.

2.2.2 MIP 실험

열화 환경에 따른 공극구조의 변화를 알아보기 위해서 수은압입 공극측정시험(MIP: Mercury Intrusion Porosimetry)을 실시하였다. 시험을 실시하기에 앞서 시편을 건조로에서 101±2℃의 온도로 24시간 건조함으로써 시편내의 잔여 공극수를 제거하였다. 측정 전까지 시편은 아세톤 용액에 보관함으로써 추가적으로 발생할 수 있는 수화반응을 억제하였다. MIP 시험조작은 수은의 원활한 압입을 위해 챔버 내의 압력을 서서히 낮추어서 최대 4.68psi로 하였다. 각 압력에 따른 수은의 압입량과 그때의 공극의 크기는 Wsahburn 방정식을 통해 구하였다.

3. 결론

코어시험체를 깊이별(1,3,5,7cm)로 컷팅한 후, 두께 10mm, 무게 7~8g의 시료를 채취하였다. 또한 각 시료를 ASTM D 4284에 의거하여 수은압

입법(Mercury Intrusion Porosimetry)으로 미세공극분포(macropore-size-distribution), 체적밀도(bulk density), 공극률(porosity)를 각각 분석하였다.

3.1 미세공극분포

분석결과, 공극분포의 피크점이 대략 50nm에 분포하였으며, 건전한 콘크리트의 피크 포인트와도 동일한 결과를 나타냈다. 따라서 콘크리트 내부로의 염분침투, 침투한 염분의 응결에 의한 공극의 증가현상은 미미한 것으로 나타났다.

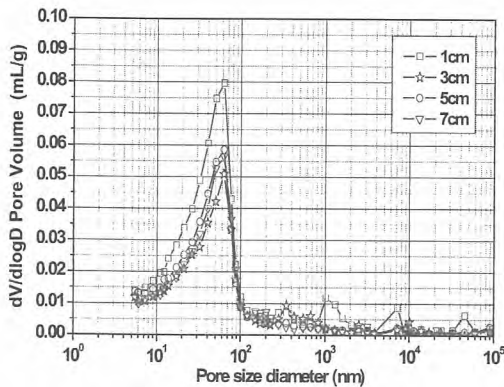


Fig. 2. 시험체 깊이별 공극분포.

3.2 공극률 및 체적밀도

코어시험체는 깊이가 증가함에 따라 공극률은 감소하고 체적밀도는 증가하는 경향을 나타냈으며, 공극률은 대략 10~12%, 체적밀도는 2,200~2,300kg/m³으로 열화가 없는 동일한 물-시멘트비의 시험체와 유사한 값을 나타냈다. 한편, 상대적으로 불리딩의 영향이 높은 콘크리트의 표면과 가장 근접한 깊이(1cm)에서는 다소 높은 공극률과 낮은 체적밀도를 나타냈다.

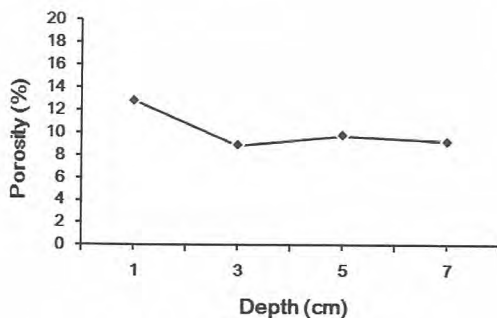


Fig. 3. 시험체 깊이별 공극률.

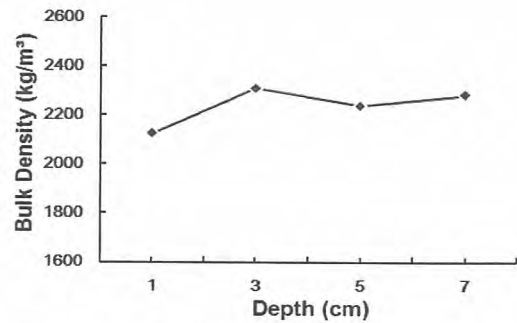


Fig. 4. 시험체 깊이별 체적밀도.

3.3 투수계수

70cm코어를 채취하여 콘크리트 표면으로부터 3cm, 5cm별로 시편을 준비해 투수계수 실험을 진행하였다. 그 결과 깊이별 투수계수는 염화물 침투에 의한 부식에 의한 영향을 거의 받지 않는 것으로 나타났다.

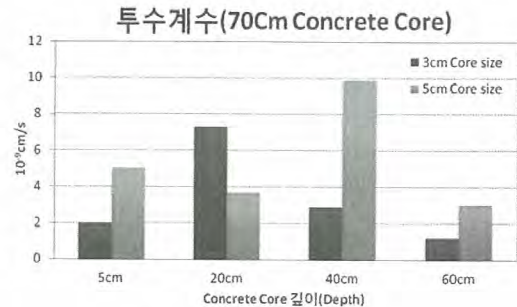


Fig. 5. 투수계수 측정결과.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(2009T100100523)

5. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물관리공단, 2012, 콘크리트 균열발생 및 철근부식 결과 보고서.
- [2] 한국방사성폐기물관리공단, 2011, 철근부식 모델링 보고서.

파이로 폐기물 처분 안전성에서 I-129의 영향

강철형, 정종태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

chkang@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 (KAERI) 에서 고려하고 있는 Pyro-Process는 크게 환원 공정과 전기정련 공정으로 나누어지며, 이들 공정을 통하여 다양한 종류의 폐기물이 발생된다. Pyro-Process는 크게 환원 공정과 전기정련 공정으로 나누어지며, 이들 공정을 통하여 다양한 종류의 폐기물이 발생된다. 현재 이들 파이로 폐기물에 대하여 고려하고 있는 개념에 따르면 금속 폐기물과 고준위폐기물의 경우는 처분을 하고 Cs, Sr 등의 고열량 폐기물은 열량이 충분히 낮아질 때까지 보관을 하며 I-129를 포함한 폐기물의 경우는 추후 고속로나 소멸로에서 소멸 처리하는 것을 고려하고 있다.

후행핵주기 연구에서 I-129는 긴 반감기와 매우 낮은 흡착성 때문에 중요하게 고려된다. 본 논문에서는 처분 관점에서 I-129의 중요성을 평가하여 보고자 한다.

2. 평가 방법

한국원자력연구원에서 각기 다른 종류의 폐기물을 처분하기 위한 시스템인 선진핵연료주기 폐기물 처분 시스템 (A-KRS) 개념을 개발하고 Goldsim [1]을 이용하여 선진핵연료주기 처분 안전성 평가 프로그램을 개발하였다 (Fig. 1).

폐기물 선원향 평가를 위하여 기준 사용후핵연료 (PWR 4.5 wt% U-235, 45,000 MWD/MTU, 5 years cooling)를 가정하고 이 기준 사용후핵연료로 pyro-process 공정을 거쳤을 때 나오는 폐기물의 양을 계산하였다 [2-4]. I-129는 용해도가 크고 흡착이 거의 되지 않으며 반감기가 1.59×10^9 년으로 장반감기 핵종의 하나이다. 따라서 I-129의 경우는 처분안전성 평가 기간의 초기부터 후반부까지 가장 중요한 영향을 미친다. 본 논문에서는 A-KRS 시스템에 처분되는 파이로 폐기물의 처분 안전성에서 소멸 처리 계획인 I-129의 영향을 평가하여 보았다. 이를 위하여 I-129는 세라믹 고준위 폐기물과 함께 처분한다고 가정하였다.

GoldSim Model

A Deterministic and Probabilistic
TSPA Model for A-KRS 2B10
Integrated Safety Assessment Group, KAERI

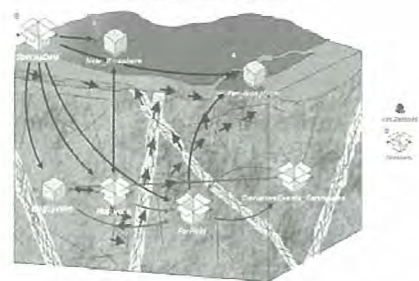


Fig. 1. GoldSim으로 개발한 처분 안전성 평가 시스템.

3. 평가 결과 및 토의

선진핵연료주기 처분 안전성 평가 프로그램은 Goldsim [1]을 이용하여 개발되었으며 복잡한 처분시스템을 평가할 수 있도록 되어 있다 [2]. 즉 각기 다른 형태의 여러 종류의 폐기물을 다양한 방법으로 처분하는 A-KRS를 평가할 수 있도록 설계되었다 (그림 1과 2 참조).

처분 안전성평가를 위하여 기준 사용후핵연료 (PWR 4.5 wt% U-235, 45,000 MWD/MTU, 5 years cooling)를 가정하고 이 기준 사용후핵연료로 pyro-process 공정을 거쳤을 때 나오는 폐기물의 양을 계산하였다 [2-4].

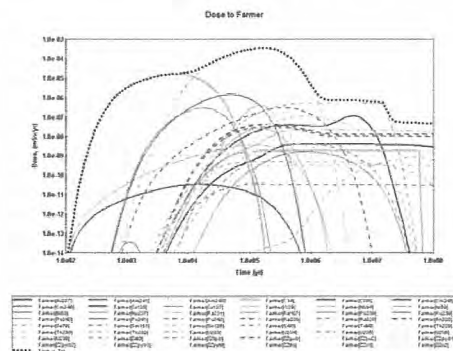


Fig. 2. Annual Individual Dose from Pyro-Process Waster.

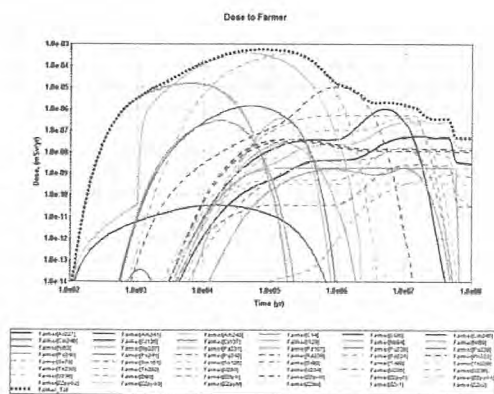


Fig. 3. Annual Individual Dose from Pyro-Process Waste and I-129.

그림 2는 처분 용기의 수명을 금속 폐기물은 100년, 세라믹 고준위 위폐기물은 1,000년, 폐기물 고화체의 유출율을 10^{-5} 1/yr로 가정하였을 경우 현재 개념에 따라 고준위 폐기물과 금속 폐기물을 A-KRS에 처분할 경우 안전성평가 결과이다.

그림 3의 경우는 I-129을 소멸 처리하지 않고 고준위폐기물 및 금속 폐기물과 함께 처분하는 경우의 안전성 평가 결과이다. 그림 2와는 달리 I-129 때문에 1,000년부터 10,000년까지 선량값에 변화가 있으며 선량의 최대치는 높아지며 최대치에 이르는 시간이 빨라진다. 영향이 매우 크게 나타난다. 그러나 I-129를 같이 처분하여도 선량의 최대값은 규제치보다는 매우 적음을 알 수 있다.

그림 4는 I-129을 소멸 처리할 경우 DF (Decontamination Factor)에 따른 처분 안전성 평가 결과를 보여 준다. DF는 다음과 같이 정의된다.

$$\text{Decontamination Factor} = \frac{\text{mass of nuclide in feed}}{\text{mass of nuclide in waste}}$$

DF=0의 경우는 소멸을 하지 않는 경우로 그림 3의 결과와 같으며 DF=∞는 I-129을 100% 소멸하는 경우로 그림 2의 결과와 같아진다. DF가 5이상만 되면 I-129의 존재가 처분안전성에 미치는 영향은 거의 없다고 할 수 있다.

I-129이 처분 안전성에 영향을 주지만 규제치는 충분히 만족시킴을 확인할 수 있다. 또한 I-129을 소멸할 경우에도 DF를 5~10 정도만 된다면 충분한 효과를 얻을 수 있다. 처분 관점에서 보면 I-129은 주요핵종이나 문제 핵종은 아니라고 말할 수 있다.

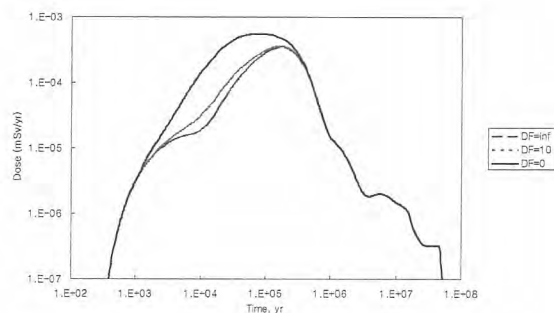


Fig. 4. Annual Individual Dose from Pyro-Process Waste and Transmutation of I-129.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

- [1] Goldsim, Goldsim Contaminant Transport Module, User's Guide, Goldsim Technology Group, 2006.
- [2] Y. Hwang and C. H. Kang, "The Development of a Safety Assessment Approach and its Implication on the Advanced Nuclear Fuel Cycle," NET, 42 [1], 2010.
- [3] 강철형, "선진핵연료주기 폐기물 처분안전성 평가," 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, 2009.
- [4] 강철형, "A-KRS에 처분한 파이로 폐기물의 처분 안전성 평가 민감도 분석," 한국방사성폐기물학회, 2010년 추계학술발표회 논문요약집, 2010.

Interruption with the Migration of Iodide by GR(Cl)

J. H. Min, J. K. Lee, J. T. Jeong

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-Daero, Yuseong, Daejeon, 305-353

jhmin1031@gmail.com

1. Introduction

In underground radioactive waste repository, the corrosion of iron canisters would be proceed as follows; Fe(II) and/or Fe(III) dissolved from iron containers $\rightarrow$ Fe(II)(OH)₂ and/or Fe(III)(OH)₃ $\rightarrow$ Green rust $\rightarrow$ Lepidocrocite or Magnetite $\rightarrow$ Goetite etc. Generally, the green rust has known to exist in environments close to the Fe(II)/Fe(III) transition zone or between the oxidized layer and reduced layer in the underground. As anion exchanger and strong reducer, the green rusts can affect the migration of anions in underground radioactive waste repository. Despite green rusts are important on the migration of anions, reactions involving green rusts were poorly studied in relation to the safety assessment of radioactive waste repository. The purpose of this study is to understand the influence of green rust on the migration of iodide(I⁻).

2. Experiment

2.1 Synthesis of GR(Cl)

Green rust chloride(GR(Cl)) was synthesized using the method from Ph. Refait et al[1]. 40 mmole of FeCl₂ · 4H₂O powder was dissolved in 0.5 mole/L NaCl 70 mL solution. The acidity of prepared solution was adjusted at pH 7.5 by addition of 5 mole/L NaOH. The solution was magnetically stirred for approximately 2 hours to obtain precipitated Fe(OH)₂(s) suspension and its pH was measured about 6.5. Perohydroxide (1 mole/L) solution was injected in precipitated Fe(OH)₂(s) solution as FeCl₂/H₂O₂ = 8.5 mole ratio. The precipitated blue-green rust was vacuum filtered under anoxic condition and washed with deionized water 3 ~ 4 times. The filtered suspension of solution including GR(Cl) is used to sorption experiments, immediately.

2.2 Reaction of between iodide and GR(Cl)

Separate solutions of 2.6×10^{-7} to 2.6×10^{-4} mmole/L NaI were prepared in the glass bottles with rubber stopper. The GR(Cl) suspension (5 or 10 mL) was added to the NaI solution, in which the dry weight of 10 mL GR(Cl) suspension was 0.25 g. The sorption experiments were conducted for 1, 14, and 336 hours, respectively. The redox potential of solutions was measured about -400 mV without addition of reducing agent.

3. Results

As shown in Fig. 1, the most sorption between iodide and GR(Cl) are quickly occurred within 1 hour.

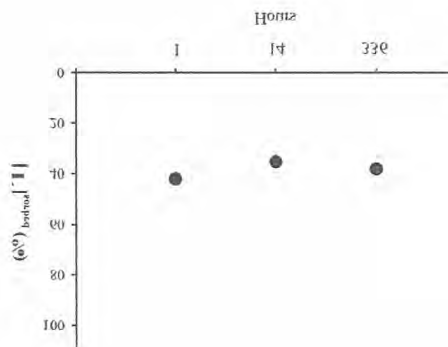


Fig. 1. Fraction of iodide as a function of reaction time at $[I^-]_{\text{initial}} = 8.6 \times 10^{-5}$ mole/L and GR(Cl)/solution = 12.5 g/L.

Sorbed rate of iodide on GR(Cl) as function of concentration are showed in Table 1. Despite GR(Cl) was washed with deionized water 3 ~ 4 times, some of chloride could be still dissolved in the suspension of GR(Cl). Hence, the chloride as a form of dissolve in the solution or sorbed by GR(Cl) could compete with iodide for the sorption

Table 1. The experimental conditions and results for the sorption of iodide on GR(Cl⁻) as a function of iodide concentration.

Suspension solution (mL)	[I] _{initial} (mole/L)	[Cl] _{initial} (mole/L)	[Cl ⁻]/[I ⁻]	Final pH	Final Eh (mV)	[I] _{Final} (mole/L)	[I] _{initial} - [I] _{final} (mole/L)	[I] _{sorbed} (%)
10	-	4.9x10 ⁻³	-	7.59	-400	x	x	x
	2.6x10 ⁻⁴	2.8x10 ⁻³	1.1x10 ²	7.67		2.1x10 ⁻⁴	5.2x10 ⁻⁵	20
	8.6x10 ⁻⁵		3.3x10 ²	7.57		4.9x10 ⁻⁵	3.7x10 ⁻⁵	43
5	1.0x10 ⁻⁵	1.4x10 ⁻³	1.4x10 ³	7.90		7.1x10 ⁻⁶	3.3x10 ⁻⁶	28
	1.0x10 ⁻⁶		1.4x10 ⁴	7.89		7.7x10 ⁻⁷	2.6x10 ⁻⁷	23
	2.6x10 ⁻⁷		5.5x10 ⁴	7.90		2.0x10 ⁻⁷	6.3x10 ⁻⁸	22

* (-) : No added in experience solution, (x) : No measured

of iodide onto anionic sorption site of GR(Cl⁻). The most sorbed rate of iodide are slightly reduced according to increased rate of [Cl⁻]/[I⁻] only except on [I]_{initial}=2.6x10⁻⁴ mole/L. The most sorbed iodide concentration on GR(Cl⁻) is about 5.2 x 10⁻⁵ mole/L in Table 1.

4. Discussion

The mechanism of the reduced iodide by GR(Cl⁻) is assumed precipitation and/or adsorption on the surface reactive sites of GR(Cl⁻) and/or anion exchange between anion(Cl⁻) in interlayer of GR(Cl⁻) and iodide.

Solid precipitation of iodide as I(cr) or FeI₂(cr) is never occurred because I(cr) and FeI₂(cr) have high solubility at oxidation and reduction conditions. In general, iodide is known that can be adsorbed as outer-sphere on the strong cation site(≡FeOH₂⁺) of iron oxide below pH 5. However, iodide is rarely sorbed on the weak cation site(≡FeOH) and anion site(≡FeO⁻) of the iron oxide above pH 5[2]. At pH 9, formed major surface sites(≡FeOH and/or ≡FeO⁻) of iron oxide can't remove the iodide. However, the concentration of iodide was dramatically decreased by addition of GR(Cl⁻). It suggested that the dissolved iodide in solutions were exchanged with the chloride in interlayer of GR(Cl⁻).

It's that although 1.4x10⁻³ to 2.8x10⁻³ mole/L chloride is dissolved with 2.9x10⁻⁷ to 2.6x10⁻⁴ mole/L iodide in the separate solutions, the iodide is

exchanged with chloride in interlayer of GR(Cl⁻) and sorbed on the positive site of GR(Cl⁻). Although the characteristics of GR(Cl⁻) were not analyzed in this work because GR(Cl⁻) is very sensitive against oxidation, iodide migration may be interrupted near the seawater or saline layer by the GR(Cl⁻) as a iron corrosion product.

5. Conclusions

GR(Cl⁻) would be major corrosion product of iron near the seawater or saline layer in underground. The GR(Cl⁻) may play an important role in the retardation of the iodide migration in a deep geological environment due to it's anionic exchange reaction.

6. Reference

- [1] Ph. Refait, O. Benali, M. Abdelmoula, J.-M.R. Genin, Formation of 'ferric green rust' and/or ferrihydrite by fast oxidation of iron(II-III) hydroxylchloride green rust, Corrosion science 45 (2003) 2435-2449.
- [2] T. Nagata, K. Fukushima, Y. Takahashi, "Prediction of iodide adsorption oxides by surface complexation modeling with spectroscopic confirmation" J. Colloid and inter. Sci. 332, (2009) 309-316.

Process Knowledge를 이용한 방사성폐기물 핵종규명 방안

황동현, 맹성준, 박종길

한국수력원자력(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70

moremore@khnp.co.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 인도규정에 따르면 방사성폐기물에 포함된 전체 방사성 핵종의 95% 이상을 규명하도록 요구하고 있다. 핵종규명 방법으로는 드럼핵종분석장치를 이용한 직접 측정방법, 척도인자를 이용한 간접 평가 방법, 물질수지 등을 이용한 이론적 평가 방법이 있다. 드럼핵종 분석장치를 이용한 핵종규명 방법은 감마핵종의 경우 쉽게 측정이 가능하지만 알파, 베타핵종의 경우 측정이 불가능하기 때문에 척도인자를 이용한 간접평가 방법을 함께 사용하고 있다. 이론적 평가 방법으로 Process Knowledge(공정지식)를 이용한 핵종 규명 방법은 적용범위가 제한적이긴 하지만 가장 경제적인 핵종규명 방법으로 알려져 있다. 또한 한 가지 핵종규명 방법을 쓰는 것보다 상황에 따라 적당한 핵종규명 방법을 선택하여 적용하는 것이 효율적일 것이다. 원전에서 발생하는 방사성폐기물 중 일부는 유리화, 폴리머고화화 같은 고화처리 공정을 거쳐 생성되는 고화체 폐기물이 있으며, 이러한 고화체 폐기물에 대한 핵종평가를 경제적이고 효율적으로 하기 위한 Process Knowledge 이용한 핵종규명 방안을 제안하고자 한다.

2. 본론

2.1 Process Knowledge

Process Knowledge란 방사성폐기물이 생성되는 공정에 대한 상세한 기술정보를 의미하며, 공정에 입력되는 정보와 해당 공정에서의 물질수지 변화에 대한 정보를 알면 해당 공정으로부터 생성된 방사성폐기물의 특성을 평가할 수 있다. Process Knowledge를 이용한 폐기물특성평가(Waste Characterization) 방법은 40CFR194.24에서도 인정하는 기법이며, IAEA 기술문서에서도 주요 폐기물특성평가 기법의 하나로 보고되고 있다.[1] 또한 국내에서는 원안위고시 2012-53호를 통해 물질수지에 의한 방법을 이론적 핵종평가

방법으로 제시하고 있다. Process Knowledge를 이용한 핵종규명 방법의 장점은 다른 방법에 비해 경제적이며, 작업자 피폭을 줄일 수 있다.[2]

하지만 Process Knowledge를 이용한 핵종규명 방법의 정확도를 위해 엄격한 품질관리가 요구된다.

2.2 Process Knowledge 이용 핵종규명 개념

현재 원전에서 활용되는 고화처리 기술로 폴리머 고화공정이 있으며, 농축폐액 및 폐수지를 고화하여 폴리머 고화체를 만든다. 이러한 고화체 폐기물의 핵종규명을 위해서는 고화체 폐기물에 대한 척도인자를 도출해야 하며, 척도인자 도출을 위해 고화체 폐기물을 파괴분석하여 충분한 수량의 분석결과를 확보해야 한다. 이에 따른 분석비용, 피폭유발 등으로 폐기물 관리 측면에서 바람직하지 않다. 한편, 고화체 폐기물의 핵종규명 방법으로 Process Knowledge 기법을 도입한다면 파괴분석을 수행하지 않고도 효율적인 핵종규명이 가능하다.

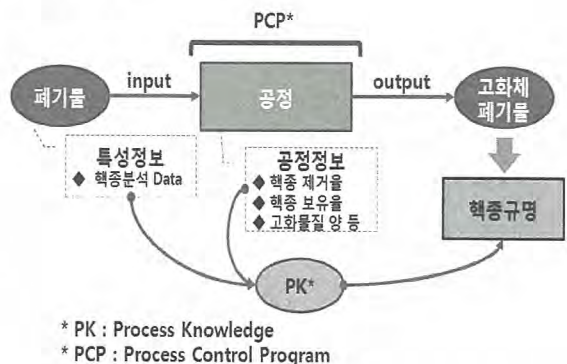


Fig. 1. PK 이용 고화체 핵종규명 방안.

2.3 고화체 폐기물에 대한 Process Knowledge 적용 방안

고화체 폐기물 드럼의 핵종평가에 적용하기 위해서는 고화공정에 대한 정보로부터 척도인자를 보정해야 한다. 고화체 폐기물에 대한 척도인자는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$SF_c = CF \times SF_o \dots\dots\dots (1)$$

여기서, CF : 고화공정에 대한 보정인자
 SFc : 고화체의 척도인자
 SFo : 기존 폐기물의 척도인자

하지만 잡고체, 폐수지, 농축폐액 등과 같은 기존 폐기물의 척도인자는 도출되어 있지만 고화체 폐기물의 척도인자는 실제 고화체 폐기물을 분석하여 도출해야 하기 때문에 현실적으로 고화공정에 대한 보정인자를 결정하기 어렵다.

한편 기하평균에 의한 척도인자 식은 다음과 같이 나타낼 수 있다.[3]

$$SF = \exp \left[\left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln \left(\frac{A_{DTMi}}{A_{Keyi}} \right) \right) \right] \dots\dots (2)$$

여기서, n : 분석데이터 수
 A_{DTMi} : 측정난이핵종의 분석값
 A_{Keyi} : 지표핵종의 분석값

(식2)를 Process Knowledge 기법을 이용하여 척도인자를 보정하면 다음과 같이 나타 낼 수 있다.

$$SF_c = \exp \left[\left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln \left(\frac{A_{DTMi} \times c_{pDTM}}{A_{Keyi} \times c_{pKey}} \right) \right) \right] \quad (3)$$

여기서, SFc : 고화체의 보정된 척도인자
 CpDTM : 고화공정에서 측정난이핵종에 대한 핵종 변화율
 CpKey : 고화공정에서 지표핵종에 대한 핵종 변화율

CpDTM와 CpKey는 고화공정에 대해 이미 알고 있는 Process Knowledge로서 이를 이용하여 고화체 폐기물에 대해 보정된 척도인자를 구하여 핵종평가가 가능하다.

3. 결론

방사성폐기물의 핵종규명 방안으로서 Process Knowledge 기법 적용에 대해 검토하였다.

Process Knowledge는 방사성폐기물 발생과정에 대한 정보로부터 최종 폐기물의 특성을 평가하는 방법이다. 따라서 폐기물의 생성과정을 명확하게 정의할 수 있다면 가장 경제적인 핵종규명 방법이다. 하지만 원전에서 발생하는 방사성폐기물의 경우 생성과정이 복잡하여 Process Knowledge 기법만으로 핵종규명을 하기는 어렵다. 따라서 방사성폐기물의 고화공정과 같은 특정 처리과정에 대해 Process Knowledge 기법을 적용하여 방사성폐기물의 특성평가 가능성을 검토하였다. 원전에서 발생하는 폐기물 중 고화처리 공정을 거쳐 생성되는 고화체 폐기물의 경우, 분석 데이터 등과 같은 이미 알고 있는 방사성폐기물에 대한 특성정보와 고화공정에 대한 정보, 즉 Process Knowledge를 이용하여 경제적이고 효율적인 핵종규명이 가능하다.

4. 참고문헌

- [1] IAEA, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA-TECDOC-1537 (2007).
- [2] Steven J. Singledecker, Radioactive Waste Characterization Strategies; Comparisons Between AK/PK, Dose to Curie Modeling, Gamma Spectroscopy, and Laboratory Analysis Methods (2012).
- [3] 한수원(주), 방사성폐기물 인도를 위한 척도인자 주기적 검증 방법 개발, 2012-50003339-전-014TR (2012).
- [4] 원자력안전위원회, 중·저준위 방사성폐기물 인도규정, 원자력안전위원회고시 제2012-53호 (2012).

U(VI)-탄산염 착물 화학종의 분광학적 특성 조사

정의창, 조혜륜, 차완식, 백민훈

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ecjung@kaeri.re.kr

1. 서론

U(VI)-탄산염(carbonate) 착물(complex)은 용해도가 높기 때문에 지하수 등의 수용액 매질에서 우라늄의 이동에 중요한 역할을 한다. 지화학 조건에서 존재하는 U(VI) 화학종은 크게 U(VI)-가수분해 착물과 U(VI)-탄산염 착물로 구분할 수 있다. 대부분의 U(VI)-가수분해 착물은 형광 특성이 우수하기 때문에 시간분해 레이저 형광 분광학(Time-Resolved Laser Fluorescence Spectroscopy, TRLFS) 방법을 이용한 화학종 규명(chemical speciation) 연구가 용이하다. 반면에 U(VI)-탄산염 착물은 형광 특성을 측정하는 것이 어려우므로 자외선-가시광선(UV-visible) 파장 영역의 분광광도계(spectrophotometer)를 이용한 흡수 분광학 또는 라만 분광학 방법을 이용하여 화학종 규명 연구를 수행하고 있다. 그러나 후자의 두 방법은 TRLFS 방법에 비해 화학종 규명 감도가 매우 낮기 때문에 낮은 농도의 U(VI)-탄산염 착물 화학종 규명 연구에 적용하기에는 한계가 있다.

지금까지의 연구 결과는 지화학 조건에서 형성되는 대표적인 U(VI)-탄산염 착물로서 $\text{Ca}_2\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3(\text{aq})$, $\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{2-}$ 화학종을 꼽고 있다. 이 화학종들은 지하수 내에 존재하는 Ca^{2+} 이온이 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종과 결합함으로써 형성되며, 이들의 형광 특성이 보고되었다 [1-3]. 그러나 최근 들어 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종 자체도 형광 특성을 보인다는 것이 밝혀졌으며, 따라서 Ca^{2+} 이온이 개입된 U(VI)-탄산염 착물과 그렇지 않은 착물을 보다 정확하게 구별해야 할 필요성이 제기되었다 [4]. 이제 화학종이 보이는 형광 스펙트라의 봉우리(peak) 파장 위치에 차이가 없으므로 형광 스펙트라를 비교하는 것만으로는 화학종 규명이 힘들기 때문이다.

이 논문에서는 형광, 흡수, 라만 분광학 방법을 모두 이용하여 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종 및 Ca^{2+} 이온이 개입된 경우에 형성되는 U(VI)-탄산염 착물 화학종의 분광 특성을 조사한 결과를 보고한다.

2. 본론

2.1 실험

흡수 스펙트럼을 측정하기 위해 자외선-가시광선 파장 영역의 분광광도계(Varian, model Cary 3E)를 이용하였다. 형광 스펙트럼과 라만 스펙트럼을 측정하기 위해 구성한 TRLFS 장치와 라만 분광 장치의 구성은 참고문헌 [5], [6]에 상세하게 설명하였다.

U(VI)-탄산염 착물 형광 신호의 짧은 형광수명을 측정하기 위해 1 GHz의 대역폭과 5 GS/s의 샘플링 속도를 가진 디지털 오실로스코프(Tektronix, model DPO 4102B)를 이용하였다.

실험실에서 제조한 U(VI)-탄산염 착물 시료와 U(VI)를 함유하고 있는 지하수 시료를 실험에 이용하였고 각각의 분광 특성을 비교하였다.

2.2 결과 및 논의

$\text{UO}_2(\text{ClO}_4)_2$ 모용액과 Na_2CO_3 , NaOH 용액을 이용하여 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종이 100% 가까이 존재하는 시료(U(VI) 농도 42 mM, Na_2CO_3 농도 500 mM, pH 11.4)를 제조하여 측정한 흡수, 라만, 형광 스펙트라를 그림 1-3에 보였다.

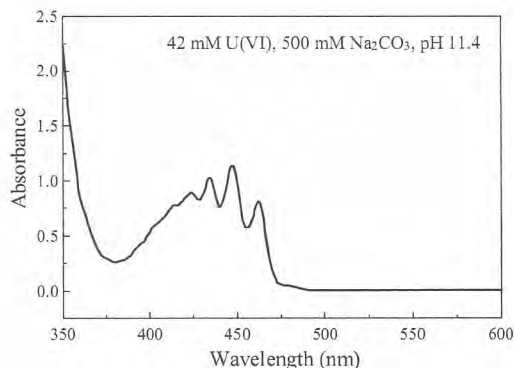


Fig. 1. Absorption spectrum of $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$.

그림 1에서는 잘 알려진 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종의 흡수 봉우리를 확인할 수 있다.

그림 2에 U(VI)의 농도가 다른 두 시료에서 측정한 라만 스펙트라를 나타내었다. $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종의 라만 봉우리가 811 cm^{-1} 에서 관측되었고, 모용액에 포함된 ClO_4^- 이온과 CO_3^{2-} 이온의 봉우리가 $934, 1066\text{ cm}^{-1}$ 에서 각각 관측되었다. 그림 1, 2에서 보인 결과는 이 시료 내에 존재하는 주 화학종이 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 임을 시사하고 있다.

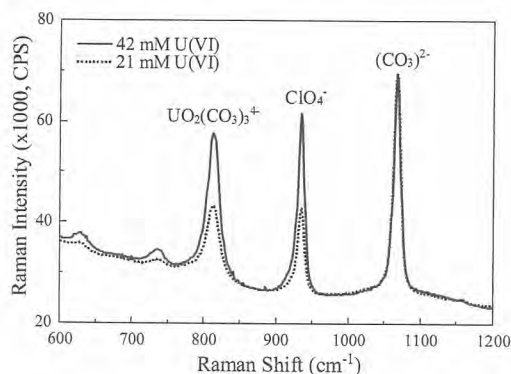


Fig. 2. Raman spectra of $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$.

참고문헌 [1]과 [4]의 저자들은 연구 초기에는 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종은 형광 특성을 보이지 않는다고 발표했으나 2011년에 발표한 참고문헌 [4]에서 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종도 상온 조건에서 약하지만 형광 특성을 보인다고 수정 발표하였다.

그림 3에서 실선으로 나타낸 스펙트라는 그림 1, 2에서 사용한 것과 동일한 시료에 5 mJ의 펄스 에너지, 파장 355 nm인 레이저빔을 입사시킬 때 측정된 형광 스펙트라이다. 그림에서 점선으로 보인 UO_2^{2+} 이온의 형광 봉우리 위치(470, 488, 509, 533 nm)에 비해 단파장 방향으로 이동한 파장 위치(468, 486, 505, 527 nm)에서 형광 봉우리가 관측되었다.

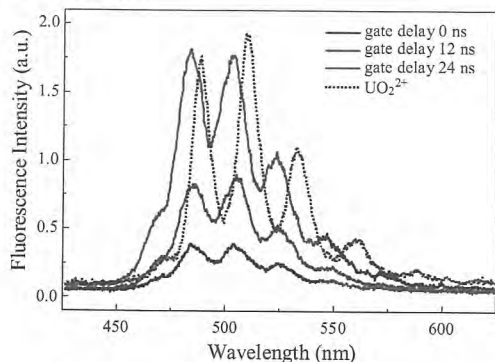


Fig. 3. Fluorescence spectra of $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$.

그림에서 실선으로 나타낸 스펙트라에서 확인할 수 있듯이 스펙트럼을 측정할 때의 boxcar gate 지연시간(delay time)을 변화시킴에 형광 세기가 급격히 변화함을 알 수 있다. 이와 같은 방법으로 측정된 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종의 형광수명은 약 15 ns이다. 동일한 방법으로 측정된 $\text{Ca}_2\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ (aq.) 화학종의 형광수명은 약 35 ns임을 확인하였고, 따라서 형광수명을 비교함으로써 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$, $\text{Ca}_2\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ (aq.) 화학종의 구분이 가능하다는 것을 확인하였다. 그러나 이러한 형광 특성을 이용해 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종과 $\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{2-}$ 화학종을 구분할 수 있을지에 대해서는 추가적인 연구가 필요하다.

3. 결론

자외선-가시광선 파장 영역의 흡수 분광학, 라만 및 형광 분광학을 이용하여 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$ 화학종의 분광 특성을 조사하였다. 조사한 특성을 바탕으로 탄산염 매질과 금속 이온, 유기물이 공존하는 지화학 조건에서의 UVI-탄산염 착물 화학종을 규명한 연구 결과를 보고한다. 지하수에 존재하는 유기물이 형광 측정에 미치는 영향 때문에 주의해야 할 사항을 함께 논의할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발기금의 지원을 받아 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] G. Bernhard, G. Geipel, T. Reich, V. Brendler, S. Amayri, H. Nitsche, *Radiochim. Acta*, Vol 89, pp. 511, 2001. W. Dong, S.C. Brooks.
- [2] W. Dong, S.C. Brooks, *Environ. Sci. Technol.* Vol. 40, pp. 4689, 2006.
- [3] O. Prat, T. Vercouter, E. Ansoborlo, P. Fichet, P. Perret, P. Kurtio, L. Salonen, *Environ. Sci. Technol.* Vol. 43, pp. 3941, 2009.
- [4] C. Gotz, G. Geipel, G. Bernhard, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* Vol. 287, pp. 961, 2011.
- [5] 정의창, 조혜륜, 박경균, 방사성폐기물학회지, Vol. 7(3), pp. 133, 2009.
- [6] 정의창, 김광욱, 이근영, 조혜륜, 차완식, 정동용, 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집, pp. 61, 2012.

KURT 시설 확장계획 및 활용 방안

이종열, 배대석, 김정수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

niylee@kaeri.re.kr

1. 서론

URL은 Underground Research Laboratory 또는 Underground Rock 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 표 1.에 나타난 바와 같이 구분하고 있으며, 우리나라도 이러한 연구수행을 위하여 한국원자력연구원 부지에 소규모의 Purpose Built Generic 지하연구시설로서 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)을 1단계 건설하여 일부 연구를 수행하고 있으며, 보다 폭넓은 연구를 위하여 점진적인 확장을 계획하고 있다.

Table 1. URL 구분.

구분	특징
Generic URL	최종 처분장으로 사용될 부지가 아닌, 기존의 폐광산이나 터널을 확장하여 지하지질에 관한 연구와 실증시험을 목적으로 건설된 지하연구시설
Purpose Built Generic-URL	처분사업에서 실증이 요구되는 분야의 연구를 위해 특정 부지에 건설하는 지하연구시설
Site-Specific URL (SS-URL)	최종 부지에 처분장 건설을 목적으로 건설 인허가를 위한 실증시험용 지하연구시설로서 부지특성평가 업무의 핵심 시설

2. KURT

2.1 KURT 개요

우리나라 고유의 독자적인 고준위폐기물처분시스템 개발 및 실증을 목적으로 2006년 말 건설된 1단계 지하처분연구시설로서, 건설 및 운영 목표는 다음과 같다.

- 고준위폐기물처분시스템 개발을 위한 지하

실증연구시설 건설

- 처분장 예상 심도에서의 한국형 처분시스템 안전성 실증
- 방사성폐기물 처분에 관한 교육 홍보를 통하여 국민 수용성 증진

2.2 추진경위

한국원자력연구원 1997년부터 고준위폐기물 처분에 관한 연구개발의 주관연구기관으로 임무를 수행해 오고 있다. 2003년 원자력연구개발사업 기획위원회에서 고준위폐기물처분 연구개발의 핵심 시설인 KURT 1단계 시설을 KAERI 부지 내에 건설하기로 계획하였으며, 아래에 기술하는 조사/설계 및 건설을 거쳐 운영 중에 있다.

- 2003년 ~ 2004년 : 부지 지질조사/상세설계
- 2005년 ~ 2006년 KURT 1단계 시설 건설
- 2006년 11월 KURT 시설 운영 개시

2.3 1단계 시설 개요

KURT 시설에 대한 1단계의 터널 규모와 연구 모듈 및 배치는 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

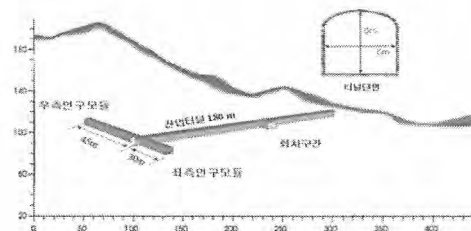


Fig. 1. KURT 1 단계 시설 레이아웃.

KURT에서 고준위폐기물 한국형 처분시스템 개발 및 성능의 실증에 필요한 현장시험을 2007년부터 본격적으로 착수하여 2011년까지 1 단계 시험을 수행 중에 있으며, 아래 표 및 그림은 시

협일정과 KURT내에서의 위치를 표시하고 있다.

Table 2. 1단계 수행 중인 연구 항목 및 일정.

실증시험	시험일정				
	2007	2008	2009	2010	2011
소규모 히터시험					
암반교란대 특성 시험					
정밀지구물리탐사					
용질이동시험					
심부 시추조사					
지하수 및 역학적 안정성 장기모니터링					

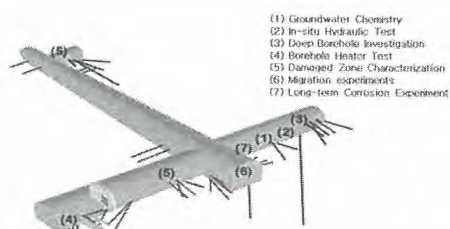


Fig. 2. KURT 내 1단계 연구수행 위치.

3. KURT 2단계 확장 계획

현재의 1 단계 KURT 시설에서는 규모 및 심도를 고려할 때 기초적인 연구 수준을 벗어날 수 없는 단계이므로, 실질적인 처분시스템 안전성 실증을 위하여 처분장 예상심도의 지질환경 확보가 필요하다. KAERI 주변의 지하수 화학적 특성상 지하의 산화-환원 전이대는 약 250 m 심도에 형성되어 있으므로 실제 처분 유사환경은 450 m 심도의 연구터널에서 확보 가능할 것으로 예상된다. 또한, 처분시스템 안전성 실증에 장기간 소요되므로 처분장 개발 프로그램의 적기에 지하연구시설 확보가 필요하다. 이러한 지하연구시설에서 이루어지는 장기적인 실증시험 및 처분시스템 최적화 과정은 처분장 건설 전에 마무리되어야 하므로 조기에 처분장 예상심도의 지하연구시설을 확보하는 것이 시급하다.

이번 2단계 확장계획에서는 천연방벽의 가장 중요한 핵종이동경로인 MWCF 구조에 대한 특성에 대한 종합적인 시험연구와 이를 기반으로 하는 Safety Case 개발을 목표로, 현재의 KURT 막장에서 MWCF를 관통하는 터널 확장을 계획하고 있다. 그림 3 및 표 4는 기존 1단계 KURT에서 확장하는 배치(안)와 그에 따른 연구수행계획을 나타내고 있다.



Fig. 3. KURT 2단계 확장배치(안).

Table 3. 2단계 확장에 따른 연구수행일정.

Experiment	1 st Phase	2 nd Phase					
	07~11	12	13	14	15	16	
• Borehole heater test							
• DEBS-KURT							
• EDZ characterization							
• Migration experiment							
• Deep borehole investigation							
• Groundwater monitoring							
• Very long-term corrosion experiment							
• Hydro-structural modelling							
• Cubic-law testing							
• Spontaneous potential testing							
• MWCF characterization							
✓ Long-term GW monitoring							
✓ Fracture zone properties							
✓ Redox front							
✓ Tracer test							
• Pseudo-radiotracer sorption & diffusion experiment							

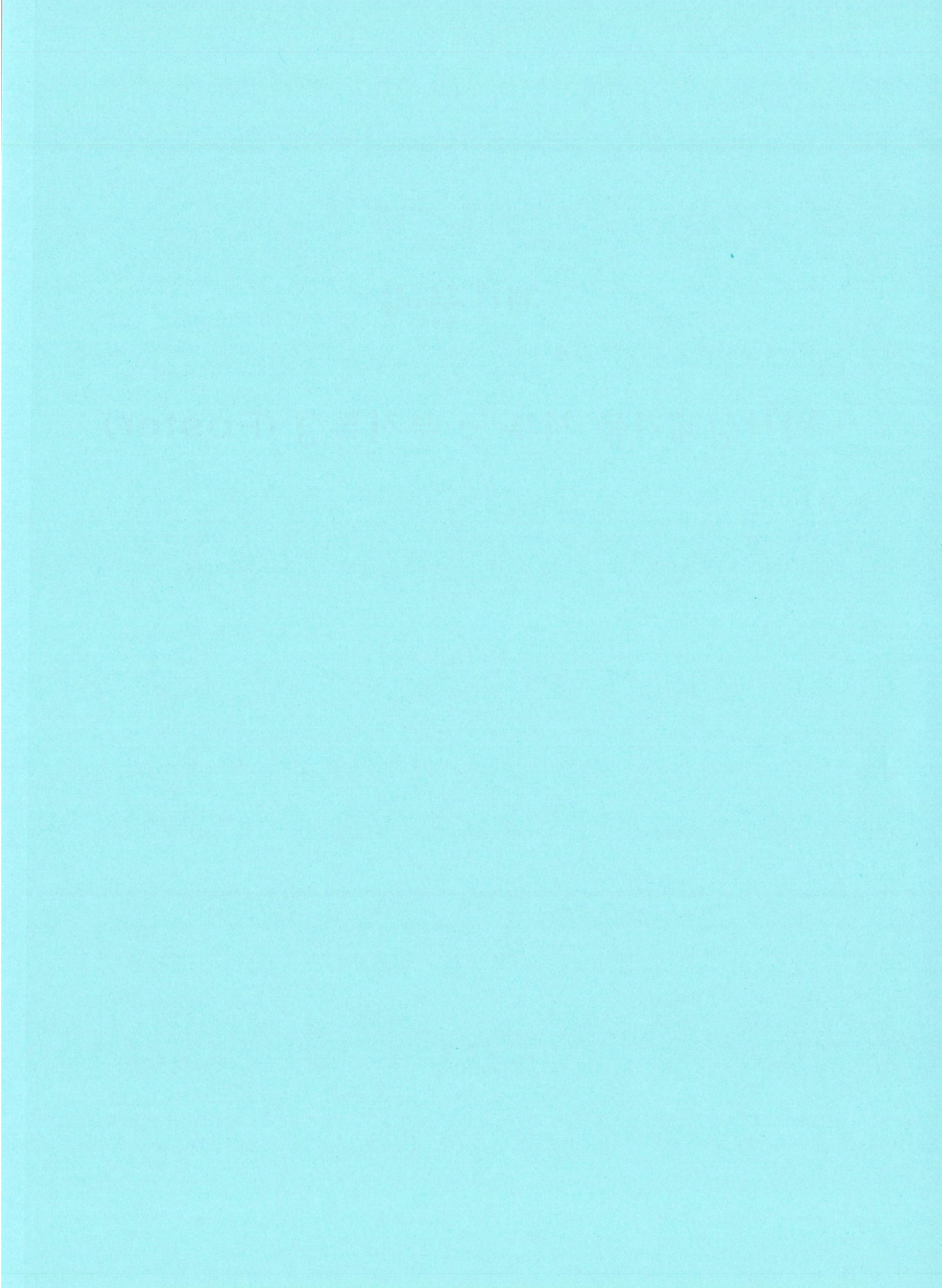
4. 결론

방사성폐기물처분시설 개발 프로그램을 지원하기 위한 처분시스템의 현장실증시험, 예비안전성 평가 및 엔지니어링기술 실증과 대국민 교육홍보 • 이해증진 등이 종합적으로 이루어지는 지하연구시설은 실제 처분심도를 확보하여 연구를 수행하는 것이 가장 바람직하다. 현재의 2단계 확장계획은 MWCF에 따른 처분시스템 특성구명을 주목표로 이루어지며, 향후 실제 처분심도까지의 URL 확보가 절실하다.

이러한 URL이 확보되면, 한국형 처분시스템 실증으로 상용처분사업 기반기술을 구축하고, 국내 전문기술수준의 향상과 국제 협력프로그램 활성화를 통한 기술수준 선진화에 활용될 것이다. 또한, 고준위폐기물 관리 국가정책 수립 지원과 고준위방사성폐기물 처분 관련 이해당사자 및 대국민 홍보효과 증진에 유용하게 활용될 것이다.

제4분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)



처분용기 재료의 KURT 장기부식시험 개요

이민수, 김노박, 최희주, 문순성

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

minm@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 폐기물을 심지층에 처분하기 위해서는 오랫동안 구조적 건전성을 유지할 수 있는 처분용기가 필요하다. 처분용기는 구조적 강성을 유지하기 위한 단단한 내부 용기와 오랜 기간 부식에 견딜 수 있는 내부식성 외부 용기로 구성된다. 결국, 외부 용기와 내부용기가 침식이 되어야 내부의 방사성 물질이 밖으로 흘러나오게 되므로, 오랜 기간 부식되지 않는 외부 및 내부 용기재료를 사용하는 것이 매우 중요하다. 하지만 심부 지하 환경에서 어떤 재료가 장기적으로 부식에 잘 견딜 수 있을 지는 실제 환경부식시험을 통해 확인하는 것이 가장 바람직하다.

이에 본 연구에서는 실제 처분 조건에 가깝게 꾸밀 수 있도록 KURT (한국원자력연구원 내, 지하연구터널)에 부식 시험 모듈을 설치하였다. 부식시험은 실제 처분조건과 비슷하게 금속 시험편을 압축 벤토나이트로 감싸고, 그 주변을 심부에서 뽑아낸 지하수를 꾸준히 흘려주어, 수화학적 부식 시험 모듈이 심부환경과 비슷하도록 하였다. 사용된 시험재료로는 내부식 재료로 널리 이용되고 있는 구리, 티타늄, 그리고 스테인리스를 선택하였으며, 내부용기 재료인 구상흑연주철도 부식 시험에 추가하였다. 구리는 일반동과 최근 개발되고 있는 저온분사코팅동 2종을 사용하였다[1].

2. 본론

2.1 시험

시험에는 직경 15 mm, 두께 1.0 mm의 동전형 금속 시험편을 이용하였다. 시험편은 표면적인 약 400 mm²으로서, 표면은 Sandpaper #2,000으로 표면을 1차로 연마하고, 0.3 μm 알루미나 슬러리 입자로 최종 연마하였다. 연마된 시험편은 에탄올로 세척하여 표면상의 이물질을 제거한 후 사용하였다.

금속 시험편은 티타늄 재질의 금속용기에 압축 벤토나이트로 감싸서 넣었다(Fig. 1). 압축 벤토나이트는 경주산 Ca-벤토나이트로 건조 압축 밀도

1.6 g/cm³이었다. 티타늄 금속 용기는 팽윤하는 벤토나이트를 격리시키고, 외부에서 지하수가 스며들어 올 수 있도록 상하부에 천공시키고 티타늄 필터를 두었다.

티타늄 용기는 다시 70도로 유지된 2개의 항온조에 50개씩 총 100개를 제작하여 넣었다. 항온조는 외부의 산소 영향을 최소화하기 위해, KURT 지하에서 뽑아낸 지하수를 10~20 cc/min의 유속으로 꾸준히 내부로 흘러 주었다. 이렇게 하여 항온조 내부조건을 심부처분조건에 가깝게 유지하였다.

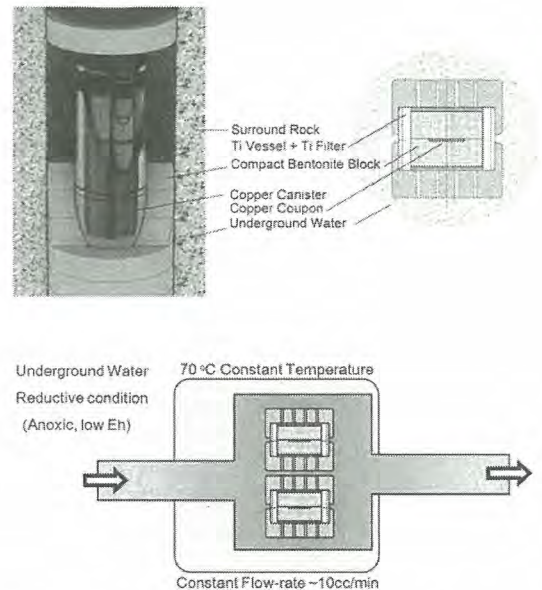


Fig. 1. Structure of a corrosion vessel modeling after an engineered barrier system.

부식시험이 진행되는 동안 항온조로 흘러 들어가는 지하수의 수질과 항온조에서 흘러나오는 수질을 측정하였다. 측정된 항목은 온도, pH, ORP, 용존 산소량이었다. 수질 측정은 수질 환경이 실제 심부환경과 어느 정도 유사한지 파악하기 위함이었다.

일정기간 경과된 후, 금속시험편은 개별적으로 5

개를 한조를 하여 수집한 후, 부식 피막을 제거하고 무게 감손법에 의한 평균 부식두께를 식 (1)과 같이 계산하였다.

$$D_c(\text{mm}) = \frac{W_{\text{loss}}(\text{g})}{A_s(\text{mm}^2) \times d(\frac{\text{g}}{\text{cm}^3})} \times 1,000 \quad (1)$$

여기서, W_{loss} : Amount of Weight loss, A_s : Specimen Area, d : Specimen density 이다.

부식 피막의 제거 방법은 다음과 같다[2].

- 구리: 2.5% HCl 수용액에서 20 sec 가량 초음파 세척함.
- 주철: 35%HCl 500ml(sp gr 1.18) 및 3.5g hexamethylene tetramine을 혼합한 2L 수용액에 상온에서 5분간 초음파 처리함.
- STS : Diammonium Citrate 200g을 녹인 1L water 용액에 70℃, 10분간 초음파 처리함.
- Ti: 피막을 제거하지 않고, 무게 증가를 측정하였음. 무게 증가의 원인이 TiO_2 의 생성에 있다고 가정하였음.

한편, 측정된 시편은 다시 연마처리 후, 항온조에 재 삽입하였다.

2.2 결과

현재 까지 2년간의 수질을 분석한 결과, KURT는 인간 활동으로 인해 지하수의 용존산소량이 조금씩 증가되어 원래 기대하였던 혐기성 조건의 부식 시험은 불가능하였다. 공급수의 용존산소량은 약 4~5 mg/L 이며, 70℃로 가온된 항온조 내부의 용존 산소량은 약 3~4 mg/L로 측정되었다. 측정된 pH는 공급수는 약 8.9 정도로서, 항온조에서는 8.5로 약간 감소하였다.

현재 까지 측정된 시편의 부식율은 실험실에서 측정된 값에 비해 낮은 수치를 나타내고 있다. Fig. 2에 2년간 측정된 구리시편의 부식 두께를 나타내었다. 구리는 58일 시편과 660일 시편의 부식두께가 큰 차이가 없이 아주 낮은 부식율을 나타내었다. 스테인리스의 경우에는 2년간의 실험에도 전혀 부식되지 않았다. 하지만 티타늄의 경우에는 초기1년에는 전혀 부식되지 않다가 2년 쯤에는 약간의 부식이 감지되었다. 한편, 구상흑연 주철은 예상과 달리 부식이 진행됨에 따라 부식 두께의 증가가 감소되는 passive한 거동이 나타나고 있다. 초기에는 부식두께가 빨리 증가되었으나, 그 이후에는 느려졌다. 원인으로서는 압축벤트

나이트에서 생성된 부식생성물이 압착되어 보호막을 형성하는 것이 아닌가 추측되었다.

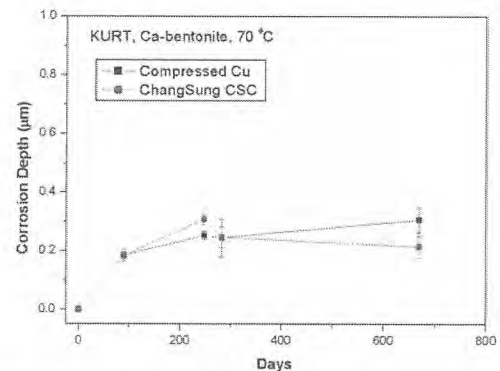


Fig. 2. Corrosion depth of copper specimens from a long-term KURT test in a EBS simulated condition.

3. 결론

KURT를 이용한 장기부식 시험은 실험실에서 장기부식시험과 달리, 부식환경을 일정하게 유지할 수 있다는 장점이 있다. 앞으로 10년 이상 꾸준히 진행하여 처분용기 재료의 정확한 부식율 산정에 도움을 줄 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업 과제로 수행된 것으로서, 본 연구의 재정지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] MS. Lee, H.J. Choi, J.W. Choi, and H.J.Kim, "Application of Cold Spray Coating Technique to an Underground Disposal Copper Canister and Its Corrosion Properties", Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43 no.6, PP 557-566 (2011).
- [2] ASTM G1-03, "Standard Practice for Preparing, Cleaning, and Evaluating corrosion Test".

Time Domain 해석 방법을 이용한 KURT 부지 환경에서의 방사성 핵종의 이동 모의

황영택, 고낙열*, 최종원*

충남대학교 녹색에너지기술전문대학원, 대전시 유성구 대학로 99

*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

hvt84@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 우리나라에서는 결정질 암반의 지하 심부에 처분 시설을 건설하여 처분하는 심지층 처분 방식이 연구되고 있다. 처분장 안전성평가 과정에서 핵종의 이동 현상을 규명하기 위해서는 지하수내 핵종의 다양한 수리지질학적 인자들에 대한 자료가 요구된다. 따라서, 핵종의 이류, 분산과 더불어 흡착과 같이 이동을 지연시키는 기작에 관한 특성들이 처분 시설이 들어설 부지의 수리지질학적 특성화를 통해 추정되어 처분 시설에서 생태계로 유출되는 핵종의 양과 이동 거리 및 시간에 관한 자료를 계산하는데 이용된다.

본 연구에서는 KURT 부근의 가상의 방사성폐기물 처분장으로부터 누출된 핵종의 이동 현상을 시간 영역(Time Domain)에서 TDRW(Time Domain Random Walk) 방법을 이용하여 계산해보고 그 결과를 도시하였다. 계산에 필요한 지하수 유동과 관련된 자료는 KURT에서 이전에 수행된 지하수 유동 관련 추정값 및 모의 결과를 이용하였다.

2. 본론

2.1 연구지역

용질 이동 모의에 이용된 지하수 유동 자료는 KURT 지하의 지하수 유동 자료를 이용하였다. 본 연구에서는 심도 -500 m에 처분 위치를 선정하고, 처분 시설에서 누출되었다고 가정된 핵종이 단일 암반과 투수성이 큰 단열을 통과하여 지표로 유출되는 상황에 대한 안전성 평가를 수행하기 위해 대표 지점을 설정하였다. 설정된 위치에서 입자 추적 모의를 수행하여 지하수가 지표까지 흐르는 유동 경로를 계산하고, 그 결과를 방사성 핵종의 이동을 계산하는데 이용되었다.

2.2 TDRW를 이용한 용질 이동 모의 방법

TDRW 방법에서는 입자의 임의적인 운동(Brown motion)을 확률밀도함수를 통해 나타내는 Fokker-Planck식을 이용하여 시간 영역에서 1차원의 이류-분산 방정식을 풀어낸다. 1차원적인 유동 경로를 따라 흐르는 지하수에 의한 이류현상과 흐름 방향으로의 분산 현상에 의해 계산되는 지하수내 용질의 이동 시간을 τ 라고 하면, 용질이 순간적으로 이동 경로의 입구에서 주입될 때 출구로 나오는 용질의 양을 표준화한 이력곡선은 τ 에 대한 확률밀도함수가 된다. 그 때, 이 확률밀도함수의 누적 분포 $F(\tau)$ 는 다음과 같이 표현된다.

$$F(\tau) = \frac{1}{2} \left[\operatorname{erfc} \left(\frac{\sqrt{\eta}}{2} \frac{1 - \tau'}{\sqrt{\tau'}} \right) + \exp(\eta) \operatorname{erfc} \left(\frac{\sqrt{\eta}}{2} \frac{1 + \tau'}{\sqrt{\tau'}} \right) \right] \quad (1)$$

단, τ' 은 $\tau/\bar{\tau}$, $\bar{\tau}$ 는 이동 경로를 이류만으로 움직일 때의 경과 시간으로 지하수의 유동 시간과 동일하고, η 는 L/a , L 은 이동 경로의 길이, a 는 이동 방향으로의 분산도(dispersivity)를 나타낸다.

이류와 분산 이외에 지하수내 용질이 이동할 때 발생하는 용질의 이동 지연 현상도 시간 영역에서 계산하였다. 용질의 이동 경로와 암반간의 경계면에서 발생하는 평형 흡착(equilibrium sorption)만을 고려하는 경우, 흡착에 의한 이동 지연 시간 t_{ret} 는 다음과 같이 계산된다.

$$t_{ret} = K_d \rho_b \tau \quad (2)$$

이 때, K_d 는 분배계수(distribution coefficient), ρ_b 는 주어진 기질의 단위 부피당 고체 입자의 질량(bulk density)이다.

지하수 유동 및 용질의 이동 방향에 수직 방향으로 발생하는 암반 기질로의 확산(matrix diffusion)과 흡착을 고려하는 경우에는, 용질의 지연된 이동 시간의 누적 분포는 용질의 지연 기작에 따라 식 (1)과 유사한 방식으로 다음과 같이 표현된다.

$$F(t_{ret}; \kappa, \beta) = \operatorname{erfc}\left(\frac{\kappa\beta}{2\sqrt{t_{ret}}}\right) \dots\dots\dots (3)$$

이 때, $\beta = \int_0^{\tau} \frac{1}{b(\vartheta)} d\vartheta$, $\kappa = n_m \sqrt{D^* R_{im}}$ 이며,

b 는 용질 이동 경로의 간극(aperture) 크기의 절반, n_m 은 기질(matrix)의 공극률, D^* 는 기질로의 확산 계수(matrix diffusion coefficient), R_{im} 은 기질에서의 지연 계수(retardation factor)이다.

2.3 모의 결과

평형 흡착 모델에서의 모의결과를 보면, KURT 기반 안전성 평가와 SKB의 안전성 평가에서 쓰인 각 핵종의 분배 계수값에 의한 영향이 더 크게 나타난다(Fig. 1). ^{241}Am 은 상대적으로 매우 짧은 반감기 때문에 두 개의 모의에서 모두 나타나지 않았다. KURT 자료에서 ^{233}U 의 분배 계수값이 ^{237}Np 보다 작아 그로 인한 지연효과가 적어 방사성 붕괴에 의해 ^{237}Np 로부터 생성된 ^{233}U 가 ^{237}Np 보다 앞서 지표에 유출되는 것으로 나타났다(Fig. 1a). ^{233}U 의 시간당 유출량이 어느 정도 일정하게 유지되는 것은 ^{237}Np 의 방사성 붕괴로 인한 영향으로 보인다. 이에 반해 SKB의 자료에서는 ^{237}Np , ^{233}U , ^{229}Th 의 분배 계수가 동일하게 설정되었기 때문에 서로 비슷한 시각에서 시간당 유출량의 최대값을 보이며, 각각의 분배 계수가 KURT 자료보다 작기 때문에 지표로의 유출 시점도 더 빠른 것으로 나타났다(Fig. 1b).

기질 확산 모델의 결과에서, KURT의 분배 계수 자료를 이용할 경우 지표로 유출되는 방사성 핵종은 ^{237}Np 와 ^{233}U 뿐이었으며, 시간당 질량 유출량은 10^{-10} mole/yr 이하였다(Fig. 2a). SKB의 자료를 이용한 모의에서는 암반 기질의 영향에 의해 평형 흡착 모형에 비해 ^{237}Np 가 유출되는 시각이 약 10배 정도 지연되고, 그 양도 10^4 배 이상의 비율로 감소하였다(Fig. 2b).

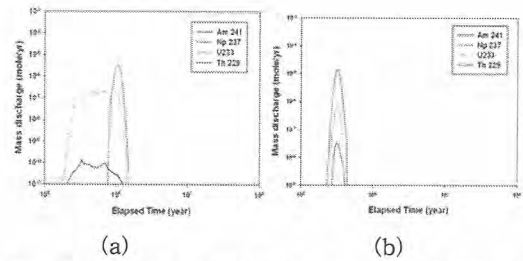


Fig. 1. Results of the transport of the radionuclides included in a four-member decay chain with ^{241}Am , ^{237}Np , ^{233}U and ^{229}Th using the data from (a) KURT and (b) SKB under the equilibrium sorption model.

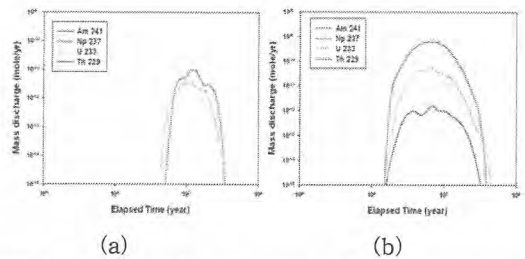


Fig. 2. Results of the transport of the radionuclides included in a four-member decay chain with ^{241}Am , ^{237}Np , ^{233}U and ^{229}Th using the data from (a) KURT and (b) SKB under the matrix diffusion model.

3. 결론

TDRW 방법을 이용한 방사성 핵종의 이동 모의 결과를 분석해보면, 흡착의 정도를 표현하는 분배 계수의 차이로 인해 발생하는 핵종 도달 시각의 지연 효과가 잘 나타났고, 연쇄 반응에서 분배 계수의 차이로 인해 더 늦게 생성되는 핵종이 더 먼저 생성되는 핵종보다 빨리 유출되는 양상도 보여주었다. 이런 결과로 볼 때, 이 연구에서 이용된 방사성 핵종의 모의 방법이 지하 환경을 통과하는 방사성 핵종의 이동 양상을 잘 보여줄 수 있을 것으로 생각된다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드립니다.

다변량 통계기법을 활용한 KURT 지하수 수질특성의 이해

김은영, 권장순, 고용권, 오승주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

keyzz@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 후쿠시마 원전사고를 계기로 원자력에 대한 관심이 높아진 가운데 사용 후 핵연료의 처분에 관한 중요성도 높아지고 있다. 사용 후 핵연료의 지하 처분은 당장 지하수에 대한 관심을 불러일으키게 된다. 물은 느린 속도지만 먼 거리를 이동할 수 있으며, 수문계의 보다 빨리 이동하는 영역으로 들어갈 수도 있다. 때문에 방사성폐기물 처분이라는 관점에서 국내 지질 환경하에서의 부존하는 지하수의 지화학/물리적 자료는 매우 중요한 자료가 된다. 한국원자력연구원 내에는 방사성폐기물 처분과 관련하여 화강암 지역에 심부 시추공이 작성된 후 지하수의 수리특성, 화학특성 및 동위원소 특성 등이 모니터링 되고 있다. 본 연구는 화강암을 기반으로 하는 지하수 내 수리지구화학적 환경을 이해하기 위하여 다변량 통계분석을 통해 화강암 기반 지하수의 수질 특성을 평가하고 이들의 거동 해석 및 농도를 제어하는 인자들을 분석하고자 한다.

2. 본론 및 토의

2.1 연구방법

2.1.1 연구지역

연구지역인 유성은 경기변성암 복합체 내에 위치하며 주로 중생대의 심성암과 맥암류로 구성되어 있다. 연구지역을 주로 구성하고 있는 중생대 심성암류는 크게 편상화강암과 복운모 화강암으로 나뉘어진다. 이 중 복운모화강암은 편상화강암을 관입하고 있으며 이들을 맥암류와 석영반암이 연구지역 전반에 걸쳐 관입하고 있다. 주 구성광물은 석영, 사장석, 미사장석, 흑운모 등이며 녹니석, 녹염석, 백운모가 2차 광물로 관찰되고 퍼어다이트가 관찰되기도 한다[1].

2.1.2 시료 채취 및 분석

한국원자력연구원의 지하처분연구시설(KURT)

내 D-1공과 주변 관측공(Y-1, Y-4)을 대상으로 시료(77개)를 심도별로 채취하였다. 다중패커 시스템용 지하수 샘플 챔버를 이용하여 각 단열구간에 대한 직접적인 시료채취가 수행되었다. 채취된 시료에 대해서는 현장에서 대기와의 접촉이 차단된 상태에서 온도, pH, EC, DO, Eh를 측정하였다. 모든 시료는 0.45 μ m 셀룰로즈 막필터로 여과하였고 양이온은 고순도 질산을 이용하여 pH를 2이하로 유지하였다. 양/음이온 분석은 물의 전하균형 오차 $\pm 5\%$ 이내로 분석의 신뢰도를 보였다. 각 분석항목은 RSD(Relative Standard Deviation) 값을 5% 이내로 하여 분석하였다.

2.1.3 다변량 통계 분석

다변량 통계분석은 최소한의 정보손실을 유지하면서 변수와 케이스의 차원(dimension)을 줄이는 통계분석 체계이다. 본 연구에서는 화학적 성분들의 특성 및 상관성을 평가하기 위하여 수질 분석 결과를 이용하여 다변량 통계분석(상관, 요인 및 군집분석)을 수행하였으며 통계프로그램은 SPSS 12.0을 사용하였다.

통계분석에는 현장측정항목과 이화학분석 자료가 모두 사용되었으며, 성분농도가 분석한계치 이하인 자료에 대해서는 DL/2의 값으로 환산하여 통계분석을 실시하였다[2]. 또한, 각각의 변수가 정규분포를 이루게 하기 위하여 대수변환을 하여 분석에 이용하였으며, 군집분석에서는 데이터나 다중공선성의 오류를 줄이기 위해 지하수 성분 농도가 아닌 요인 점수값(Factor score)으로 분석을 실시하였다[3].

2.2 지구화학적 특성

화강암이 분포하는 연구지역 내 지하수 시료에 대한 수질분석 결과 심도별로 Ca(Na)-HCO₃형에서 Na-HCO₃형의 변화양상을 보인다. 화학조성 중 일부시료에서 불소와 우라늄의 함량이 높은 특징을 보여준다. 불소의 경우 0.2~13.7mg/L(평균 6.4mg/L)의 함량을 보이며 시추공 지하수의 심도에 따라 함량이 증가하는 경향을 보인다. 국

내 화강암지역 지하수는 F^- 함량이 높은 것으로 알려져 있으며 심도별 F^- 함량의 증가는 물-암석 반응 정도를 지시하는 것이다. 우라늄의 경우 0.2 $\mu\text{g/L}$ 에서 최대 3,122 $\mu\text{g/L}$ (평균 258 $\mu\text{g/L}$)의 높은 함량을 보인다.

2.3 상관 및 요인분석

요인 1의 고유치는 5.66으로 3개의 요인 중 가장 큰 비중을 차지하며 전체 분산에 대한 해석에 있어서 중요한 변수이다. 요인 1의 주요 성분들은 모두 고농도의 불소의 영향인자로 설명된다. 고불소의 시료들은 F^- 함량이 증가함에 따라 pH, CO_3^{2-} 와 정(+)의 관계를 보이고 불소의 용해도는 형석의 용해도에 좌우되기 때문에 Ca^{2+} , EC와는 부(-)의 관계를 보인다. 요인 1의 주요 변수들 간의 상관관계를 보면 99.99%의 유의수준에서 F^- 와 Na^+ , HCO_3^- 와 Ca^{2+} , Ca^{2+} 와 Mg^{2+} 간에 상관관계수가 각각 0.86, 0.85, 0.77으로서 비교적 높은 상관관계를 보인다. 요인 2는 심도(0.77), Na^+ (0.76), 온도(0.74), SiO_2 (0.65)에 높은 양의 적재값을 보이며 SO_4^{2-} (-0.79)에서는 높은 음의 적재값을 보인다. 연구지역이 규산염광물로 대수층이 구성되어 있어 심도에 따라 Si의 농도도 함께 증가하는 것으로 판단된다.

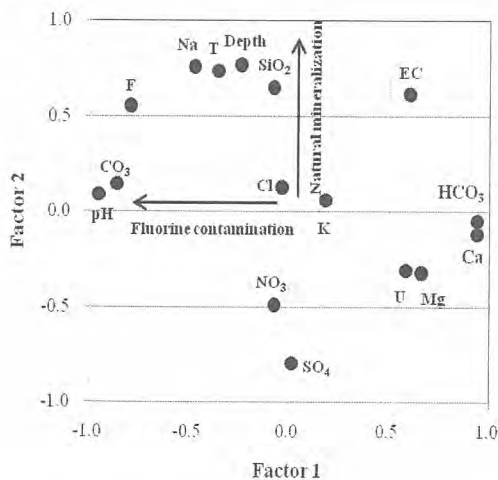


Fig. 1. Factor loading diagram for variables, factor 1 vs. factor 2.

2.4 군집분석

군집분석 결과에서 도출된 Dendrogram에 의하면 4개의 그룹으로 구분된다. 군집 1은 $\text{Na}(\text{Ca})-\text{HCO}_3$ 형의 지하수로 특징적으로 우라늄의

함량이 높은 군집이다. 연구지역이 옥천대 우라늄 광화대 북서쪽에 위치함을 근거로 화강암 내 포함된 우라늄 광물기원으로 추정된다. 군집 2는 Y-1공의 심부(약 170m 이상) $\text{Na}-\text{HCO}_3$ 유형의 지화학 특성을 보이며 F^- 의 함량이 높다. 특히 Na^+ 와 SiO_2 , F의 함량이 높는데 이는 물-암석 반응의 영향을 받고 있음을 지시한다. 군집 3은 $\text{Ca}(\text{Na})-\text{HCO}_3$ 유형의 지하수로 주로 천부지하수의 특성을 갖는다. 다른 군집들과 달리 지표 오염기원인 Cl^- 와 SO_4^{2-} 의 농도가 높은 편이다. 군집 4는 YS 4공의 약 340m구간에 해당하는 것으로 다른 구간들과는 다른 지화학 특성을 보인다. $\text{Ca}-\text{HCO}_3$ 유형의 지하수로 pH가 약 6.6으로 낮고 Ca^{2+} , SiO_2 , HCO_3^- 농도가 높다. 반면 SO_4^{2-} 농도는 낮은 편이다. 그룹 간 불소의 함량 증가에 따라 수질 특성은 $\text{Ca}(\text{Na})-\text{HCO}_3$ 유형에서 $\text{Na}-\text{HCO}_3$ 유형으로 진화하는 경향이 뚜렷하다.

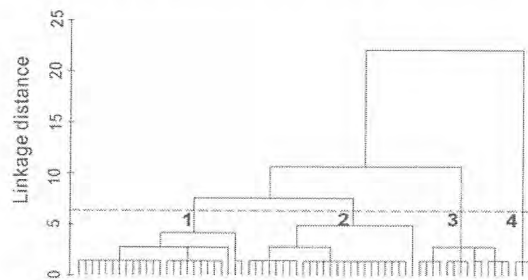


Fig. 2. Dendrogram from hierarchical cluster analysis.

3. 참고문헌

- [1] 이상만, 김형식, 나기창, 한국지질도 대전도폭 (1:50,000) 및 도폭설명서, 한국지질자원연구소, pp 26, 1980.
- [2] Stezenbach, K.L., Farnham, I.M., Hodge, V.F. and Johannesson, K.H, Using multivariate statistical analysis of groundwater majorcation and trace element concentration to evaluate groundwater flow in a regional aquifer, Hydrological Processes, Vol. 13, pp 2655-2672, 1999.
- [3] Suk H. and Lee K.K, Characterization of a ground water hydrochemical system through multivariate analysis; clustering into ground water zones, Ground Water, Vol 37, pp 358-366, 1999.

FLAC3D를 이용한 지하처분연구시설 시추공 히터시험 열해석

권상기, 김진수, 박승훈, 최희주*

인하대학교, 인천시 남구 용현동

*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

kwonsk@inha.ac.kr

1. 서론

고준위방사성폐기물 심지층 처분장에서 발생하는 열에 의한 처분장 주변에서의 열적 거동을 예측하기 위해서는 처분환경과 유사한 조건에서의 실증을 위한 현장 시험이 매우 중요하다. 한국원자력연구원에 건설된 지하처분연구시설(KURT)에서는 암반에서의 열-역학적 복합거동 평가를 위한 시추공히터시험이 실시되었다. 시험구간에서의 열-역학적-수리적 물성은 실험실 또는 현장시험을 통해 측정되어 보고된 바 있다(Cho and Kwon, 2010; Kwon et al., 2011). 본 연구에서는 시추공히터시험을 통해 얻어진 암반 내 온도 변화를 분석하였으며 시험 구간에서 측정된 암반의 물성과 FLAC3D 를 이용한 3차원 모델링을 실시하였다.

2. 시추공 히터시험

KURT 가 준공된 2006년 11월 이후 KURT 내 연구모듈에서는 시추공 히터시험을 위한 장비설치, 히터 가열 전 암반 및 대기의 온도 변화, 암석 코아를 이용한 암석의 열적, 역학적 물성 측정을 위한 실험실 실험이 실시되었다. 터널 벽면에 11cm 직경의 히터공을 천공하고 알루미늄 재질의 5kw 히터를 터널 벽면에서 1m~3m 구간에 설치하였으며 온도와 응력 변화를 측정하기 위한 15개의 관측공을 천공하였다. 이중 11개의 관측공에는 약 100개의 온도센서를 설치하였으며 20개의 응력센서는 히터공에서 0.5m 떨어진 4개의 관측공에 각각 5개씩 설치하였다. 2007년 9월 히터와 센서, 데이터로거, 전력공급장치 등의 성능시험을 위한 예비시험을 마치고 2007년 12월 본 시험을 위한 전력공급이 시작되었다. 히터의 온도는 단계적으로 상승시킨 후 2010년 9월까지 90°C를 유지하였다. 비정상 가열 조건에서의 암반 거동을 평가하기 위해 히터의 온도를 최대 120°C 까지 상승시키면서 암반 내외의 온도, 응

력, 습도 변화를 자동 또는 수동으로 측정하였다. 기존 세계 각국에서 실시된 히터시험과 본 현장 시험은 다음 측면에서 차별성을 가진다.

- (a) 절리가 존재하는 결정질 암반
- (b) 터널 굴착으로 손상된 구간에서의 시험
- (c) 환기시스템의 영향을 고려

시험구간에는 다수의 절리가 존재하며 이들 절리의 존재는 암반 내 온도 분포에 영향을 미칠 수 있다. 각 시추공에서 회수된 암석코아에 기록된 절리의 수를 0.5m 간격으로 측정하여 구간별 절리의 평균간격을 계산하여 Fig.1과 같이 2차원 분포로 나타내었다. 그림에서 보듯이 시험기간 동안 각 온도센서에서 측정된 최대온도와 암반 내 절리의 간격은 밀접한 연관성을 가지고 있음을 알 수 있다. 터널 벽면 부근에서는 벽면으로의 열 손실에 따라 상대적으로 낮은 온도 분포가 나타나며 3m 구간에서 나타나는 낮은 온도는 그 구간에 많이 분포하는 절리 때문으로 판단된다.

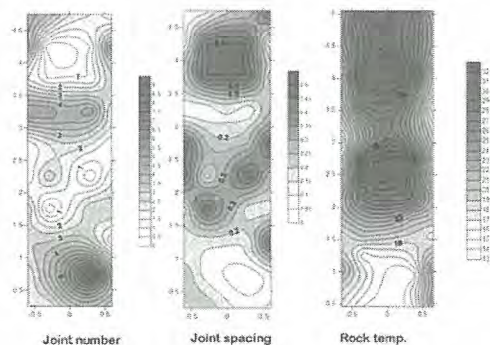


Fig. 1. Distribution of joint and peak rock temperature in rock.

3. 시추공히터시험 열해석

시추공히터시험에서 측정된 암반 내 온도 분포와 컴퓨터 해석 결과와 비교하기 위해 FLAC3D를 사용하였다. 본 해석에서는 히터에서 발생하는 열과 터널 벽면으로의 열손실과 암반 손상구

간의 영향을 함께 고려하기 위해 Fig.2와 같은 모델 격자망을 구성하였다. 격자망은 60x60x60m로서 6.5m 크기의 터널과 0.1m 직경의 히터공을 모사할 수 있도록 작성되었다. 터널벽면에서 1m 거리는 굴착시 발파작업으로 손상을 입은 암반손상 구간으로 이 구간의 열전도도는 원암($3\text{W/m}^2\text{K}$)에 비해 낮은 $2\text{W/m}^2\text{K}$ 로 가정하였다. 현장시험과 같이 히터의 온도는 20°C 에서 90°C 까지 상승시킨 후 장기간 안정화될 때까지 유지시켰으며 이후 비정상 과열상태의 모사를 위해 120°C 까지 히터 온도를 증가시키면서 암반에서의 온도변화를 계산하였다. Fig.3 은 약 100개에 달하는 온도센서에서 측정된 최대온도값과 모델링에서 계산된 최대온도값을 비교하여 보여준다. 히터공에서 0.9m 떨어진 관측공의 온도 예측값은 실측값과 매우 유사한 변화 양상을 보이고 있다. 하지만 0.3m 떨어진 곳에서는 실측값과 상대적으로 많은 차이를 보이고 있다. 이는 암반 내에 존재하는 불연속면의 영향이 히터공 주변에서 보다 크게 나타난다는 것으로 볼 수 있다. 따라서 보다 정확한 모델링을 위해서는 불연속면을 고려한 해석을 실시해야 할 것으로 판단된다. 0.6m 관측공의 각 측정 지점에서의 온도값은 실측값과 예측값에 차이가 있으나 최대, 최저온도나 전반적인 변화양상은 비교적 유사하게 나타남을 알 수 있다.

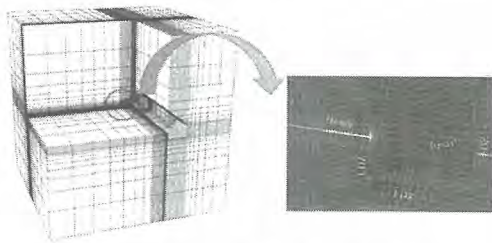


Fig. 2. Model mesh for BHT modeling.

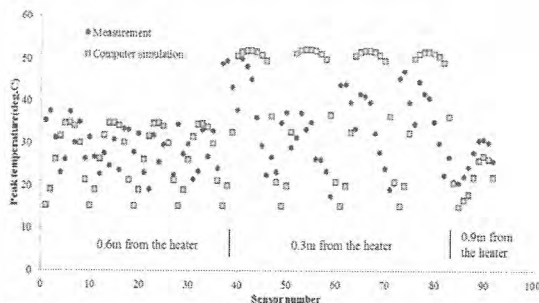


Fig. 3. Comparison of the peak temperatures from the measurement and modeling.

4. 결론

본 연구에서는 3차원 상용코드인 FLAC3D를 이용하여 원자력연구원에 지하처분연구시설에서 수행된 현장 시추공히터 시험에 대한 모델링을 실시하였다. 모델링을 통해 전반적인 온도 변화 양상이나 최대,최소값은 실측값과 유사하게 예측할 수 있었다. 다만 암반 내 온도 분포에 큰 영향을 미치는 것으로 나타나는 암반 내 불연속면의 영향을 모델링으로 구현하기 위해서는 추가적인 해석이 필요한 것으로 나타났다.

5. 감사의 글

이 논문은 한국원자력연구원(45519-01)과 인하대학교(INHA-44095)의 지원에 의하여 수행되었음.

6. 참고문헌

- [1] Cho, W.J. & Kwon, S., 2010. Estimation of the thermal properties for partially saturated granite, *Engineering Geology*. 115,132-138.
- [2] Kwon, S. Choi, W.J. Choi, J.W., 2011. Initial Thermal Conditions around an Underground Research Tunnel at Shallow Depth. *Int. J. of Rock Mechanics and Mining Sci.* 48, 86-94.

KURT 내 펄스반응시험을 이용한 수리간섭 효과 해석

김병우, 김진영, 고용권, 김정수, 김석일, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

bwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

결정질암반에서의 지하수유동은 투수성 단열체계의 분포특성에 지배되며, 이러한 단열체계는 대수성시험으로부터 해석할 수 있다. 본 연구에서는 지하처분연구시설(KURT) 내 심부 지하저장시설 부근의 저심도공(GL(-)10m)을 대상으로 상대적으로 투수성이 낮은 NTB-2-1, -2, -3호공에 대하여 현장 수리시험인 펄스반응시험(pulse response test)을 수행하였다. KURT 내에서 3개의 관측정으로부터 펄스반응시험을 통하여 단열의 연결성과 관련한 수리간섭효과를 분석하는데 목적을 두었다.

2. 본론

2.1 지질 특성

한국원자력연구원에 KURT에서는 국지적으로 흑운모가 우세한 운모류로 산출되면서 흑운모 화강암의 양상을 보이며, 시설의 일부 구간에서는 구조작용에 의한 편상 흑운모 화강암의 양상을 보이기도 한다. 또한 일부 산화철이 미세 단열을 따라 세맥으로 존재하기도 한다. 관측공 NTB-2-1, -2, -3호공이 위치한 암상은 회백색에서 회색의 화강암이 주를 이루며 분포하고 있다.

2.2 시험 및 해석 방법

KURT 내 펄스반응시험은 3개의 관측공에서 단공과 공과 공사이의 동시 펄스시험을 이용하여 수리간섭효과를 분석하였다. 관측공이 위치한 지질 특성은 상부 자갈층과 단열암반층으로 분류되며, 각 관정의 이격거리는 Fig. 1의 좌측으로부터 각각 0.95m, 1.99m이며, 제원은 표 1에 정리하였다.

이러한 펄스반응시험은 각 관측공 NTB-2-1, -2, -3호공으로부터 지표하 3m 구간에 micromechanical handle packer를 설치하였다. GL(-)3~(-)10m 구간의 피압(confining)에 의한 수두변화는 지표로부터 길이 5m, 직경 0.025m의 아크릴 튜브(tube)를 통하여 수두가 작용할 수 있도록 지표에서 조절장치를 개폐 시키므로써, 경과 시간에 따른 충격으로

인한 수두변화의 소멸 현상을 관측하는 것이다. 반응시험에 따른 시험 경과시간은 5,000초이며, 시험 해석법은 Bouwer-Rice(1976) 해와 Hvorslev(1951) 해를 이용하여 수리특성을 해석하였다.

이러한 펄스반응시험을 통하여 단공, 공과 공사이의 수리간섭 효과를 분석하기 위하여 Table 2에서 보는바와 같이 시험을 수행하였다.

Table 1. Condition of monitoring wells.

I D	Well diameter (inch)	Depth(m)	Casing depth (m)
NTB-2-1	2.36 "	10	GL(-)0.10
NTB-2-2	2.36 "	10	GL(-)0.20
NTB-2-3	2.36 "	10	GL(-)0.30

Table 2. Hydraulic interference test between the well to the well using pulse response test.

Step	NTB-2-1	NTB-2-2	NTB-2-3
A	●	×	×
B	×	●	×
C	×	×	●
D	×	●	●
E	●	●	×
F	●	×	●
G	●	●	●

Remark) ●: Open hole, ×: Close hole

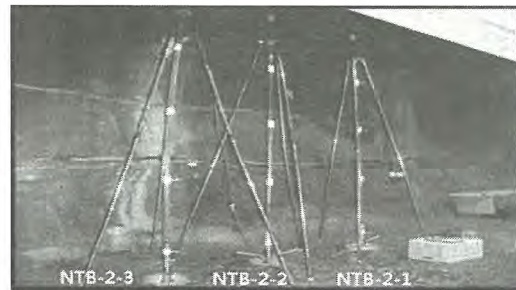


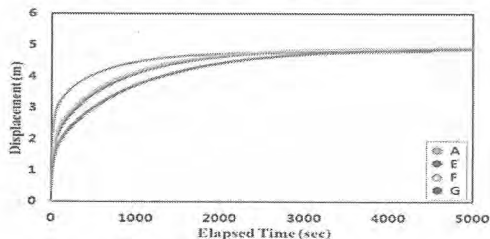
Fig. 1. Design of pulse response test.

2.3 해석 결과

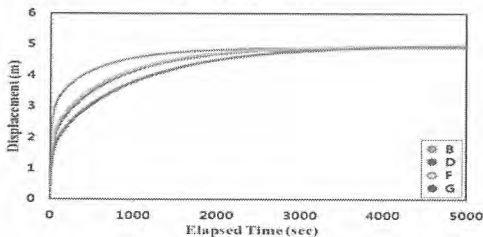
펄스반응시험은 관측공 내 지표로부터 3m 지점에 단일패커를 설치하여 상부로부터의 지하수의

유입과 유출을 차단하는 가압방식의 시험방법이다. 펄스반응시험의 가장 큰 장점은 단시간이 소요된다는 점은 있지만, 조사반경의 범위는 제한되어 있다. 이러한 시험은 치밀한 암층에 대한 주입 및 산출시험의 대안으로 이용할 수 있다(Forster & Gale, 1980). 또한 단공시험 주위에 발달한 미세균열과 공과 공사이에 연결된 단열들의 범위에 대한 수리특성 및 수리간섭효과에 대한 특성파악을 가능하게 한다. 이러한 펄스반응시험의 결과는 Fig. 2에서 보는바와 같이 Bouwer & Rics(1976) 해와 Hvorslev(1951) 해로 이용하였으며, 분석에 이용된 소프트웨어는 AQTESOLV이다

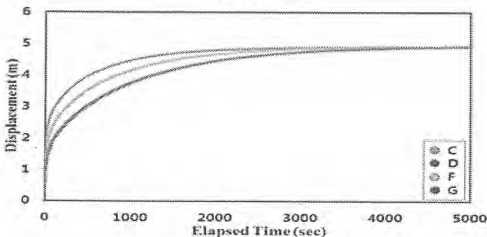
펄스반응시험에 의해 해석된 NTB-2-1호공의 수리전도도는 $1.043 \sim 1.29 \times 10^{-7}$ m/sec이며, NTB-2-2호공은 $1.072 \sim 1.323 \times 10^{-7}$ m/sec, NTB-2-3호공은 $1.069 \sim 1.387 \times 10^{-7}$ m/sec이다. 분석결과 3개의 관측공은 수리단열이 같은 연결성을 보였다.



(a) NTB-2-1



(b) NTB-2-2



(c) NTB-2-3

Fig. 2. Displacement of groundwater using pulse response tests.

같은 단열의 연결 구조로부터 수리적 간섭효과를 분석하기 위하여 단공에 대한 수리특성과 공과

공사이의 수리간섭효과를 비교·분석하기 위하여 Table 2와 같이 7단계(A, B, C, D, E, F, G)의 순서로 펄스반응시험을 실시하였으며, 시간경과에 따른 수위 변위는 Fig. 2에서 보는바와 같다.

Hvorslev 해를 적용한 경우에는 수리전도도 해석에 있어서는 과소평가되는 반면에 Bouwer-Rice 해는 수리간섭에 의한 수리전도도 산정에 매우 적합한 것으로 나타났다. Bouwer-Rice 해로 산정된 수리전도도에서 Fig. 2와 같이 1개의 관측공(A, B, C)을 개폐 하였을 때, 2개의 관측공(D, E, F)을 개폐 시켰을 때, 3개의 관측공(G)을 개폐하였을 때, 각각의 평균 수리전도도는 1.061×10^{-7} m/sec, $8.640 \sim 8.907 \times 10^{-7}$ m/sec, 7.48×10^{-8} m/sec이다. 이때, 수리간섭효과로 인한 수리전도도는 약 0.705~0.823배 감소되었다.

피압대수층에서 2개 이상의 관정으로부터 동시 펄스반응시험을 할 경우에는 Fig. 2에서 보는바와 같이 수리간섭효과에 의해 수위 변위와 수리전도도가 감소되는 것으로 나타나났다.

3. 결론

피압대수층에서 2개 이상의 관정으로부터 펄스반응시험을 할 경우에는 수리간섭효과에 의해 수위 변위와 수리전도도가 감소되는 것으로 나타나났다.

이는 가압층으로부터 압력변화가 발생하게 되어 수리단열의 유동구조가 변화한다는 것이다. 특히 피압대수층으로부터 시험공 인근에 굴착된 관측공이 많을 경우에는 수리단열의 간섭효과가 발생되어 수리특성이 낮게 나타나게 된다.

4. 참고문헌

- [1] Bouwer, H., R.C. R. C. 1976, Slug test method for determining hydraulic conductivity of unconfined aquifers with completely or partially penetrating well, Water Resources Research, 12(3), pp.423-438.
- [2] Hvorslev, M.J., 1951, Time Lag and Soil permeability in Ground-Water Observation, Bull, 36, Waterways Exper. Sta. Corps of Engrs, U.S. Army, Vicksburg, Mississippi, pp.1-50.
- [3] Forster, C. B. and Gale, J. E., 1980: Injection versus pressure pulse borehole tests in fractured crystalline rocks-observations and recent experience. Proc. 3rd Invitational Well-Testing Symposium, March 26-28, 1980, LBL-12076, Berkeley, California.

AE 기법을 이용한 반복하중 조건에서의 KURT 화강암의 파괴특성 분석

김진섭, 이경수, 최희주, 조계준*

한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국과학기술원, 대전 유성구 과학로 335

kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 심지층 처분장과 같은 지하 대형 구조물의 건설은 암반 굴착과 발파, 터널지보재 시공 그리고 처분장 운영 및 폐쇄 등의 일련의 작업들로 인해 주변 현장암반은 다양한 응력경로를 겪게 된다. 이 같은 동적인 하중은 구조물의 안전뿐만 아니라 암반의 안정성 해석에 무시할 수 없는 중요한 인자 중의 하나이다. 더욱이 동적 하중 조건에서의 암반의 역학적 물성은 정적 하중에서의 암반의 물성과 상당한 차이를 보이는 것이 일반적인 현상이다. 즉 반복하중에 놓인 암반은 단순하중의 압축강도 보다 더 낮은 응력조건에서 특정한 징후 없이 조기에 파괴현상이 발생하는 것은 잘 알려진 사실이다.

따라서 본 연구에서는 원자력연구원 내 지하처분연구시설인 KURT 화강암을 대상으로 단조 증가 반복하중 조건에서 발생하는 파괴특성을 분석하고, 이에 따른 KURT 암석의 손상도를 추정하였다.

2. 실험재료 및 방법

KURT 화강암을 대상으로 하여 반복하중 조건 하에서 일축압축 강도 측정실험을 수행하였다. 하중은 0.1 MPa/sec의 하중속도로 재하하였으며, 0 MPa/sec- 30 MPa/sec-0 MPa/sec-60 MPa/sec-0 MPa/sec-90MPa/sec 등 파괴가 일어날 때까지 30 MPa/sec 씩 점차 하중을 증가시켰다.

사용재료의 물리적 특성을 아래의 Table 1에 나타내었다. 실험은 NX size 암석시료에 strain gage를 가로와 세로 방향으로 각각 설치한 후, 하중을 재하하면서 응력증가에 따른 변형률의 변화를 기록하였다. 이와 동시에, Fig. 1과 같이 설치된 데이터 수집장치와 AE 센서를 이용하여 AE 데이터를 계측하였다.

Table 1. Mechanical properties of rock samples.

Bulk density	Young's modulus	Poisson's ratio ν	Peak strength
2.67 g/cm ³	44.0 GPa	0.31	177.9 MPa



Fig. 1. Laboratory test set-up.

3. 실험결과 및 분석

3.1 응력-변형률 관계

응력-변형률의 관계를 이용하여 암석의 손상도를 추정하기 위하여 inelastic volumetric strain (crack volumetric strain)을 도입하였으며, 다음의 식 (1)과 (2)를 이용하여 계산하였다. 또한 이를 Acoustic Emission 결과와 비교하였다.

$$\epsilon_v^{ie} = \epsilon_v - \epsilon_v^e = \epsilon_v - (\epsilon_{axial}^e + 2\epsilon_{lateral}^e) \dots\dots\dots (1)$$

$$\epsilon_v^{ie} = \epsilon_v - \frac{1-2\nu}{E}(\sigma_{axial}) \dots\dots\dots (2)$$

반복하중 조건 하에서 측정된 응력-변형률의 관계를 다음의 Fig. 2에 나타내었다.

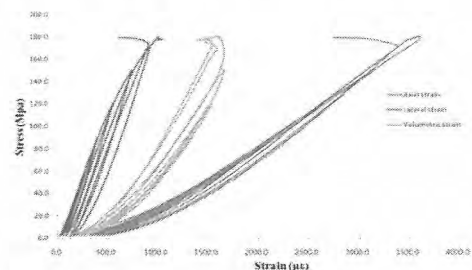


Fig. 2. Variation in measured axial, lateral and volumetric strain with an increasing stress.

다음의 Fig. 3에는 실험과정에 측정된 하중단계별 acoustic emission 데이터를 나타내었다. 본 연구에서 명확한 Kaiser effect는 발견할 수 없었으며, Felicity 현상이 발생하였다. KURT 화강암의 Load ratio는 약 0.78로 측정되었다.

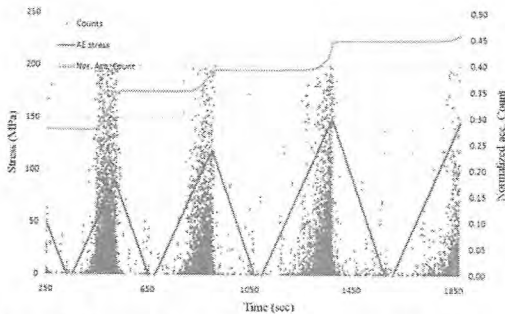


Fig. 3. Accumulated AE energy and AE count in accordance with stress.

3.2 KURT 화강암의 손상도 프로파일

측정된 AE 데이터를 바탕으로 AE 에너지를 산정하였으며, 최종 파괴 단계까지 발생한 총 에너지를 이용하여 각 하중단계별 정규화된 AE 에너지비를 계산하였다. 이 정규화 비를 암석의 손상도라 정의하고 그 결과를 아래의 Fig. 4에 나타내었다.

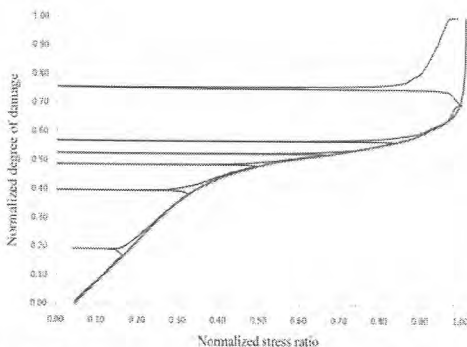


Fig. 4. Damage evolution profile in KURT rock specimen measured from AE data.

전체적으로 역 S자형 손상도 프로파일을 보이고 있다. 하지만 다른 시료에 비해 Fig. 4의 결과에서는 하중재하 초기에 상당량의 AE가 계측되었다. 즉 이로 인하여 재하초기에 급격한 손상도가 발생하는 것으로 분석되었다. 또한 반복하중 일축압축 강도의 90% 이상에서 급격한 파괴가 일어나는 것으로 측정되었다.

하지만 이는 실제 KURT 암석의 손상도 진행

프로파일을 보이는 것이 아니고, 실험초기 하중 재하 장치와 시료 사이의 end effect로 인해 발생하는 것으로 판단된다. 또한 Eberhart (1998)은 균열단합응력(crack closure stress threshold) 이하의 응력에서 발생한 AE 데이터는 실험결과 분석에서 제하여야 한다고 규정하고 있다.

따라서 균열단합 응력(σ_{cc}/σ_c) 이하의 AE 데이터를 제하고(KURT 화강암의 경우, 균열단합 응력은 0.32~0.36임) 실험결과를 분석한다면, 전형적인 역 S자형 손상도 프로파일을 구할 수 있을 것으로 판단되며, 급격한 파괴가 발생하는 균열손상응력도 약 0.8의 결과를 얻을 수 있을 것으로 예상된다.

4. 결론

반복하중 조건에서 KURT 화강암은 뚜렷한 Kaiser effect 현상이 발견되지 않았으며, Load ratio는 약 0.78의 값을 보였다. 균열단합 응력 이하의 AE 데이터를 보정하면 전형적인 역 S자형 손상도 프로파일을 구할 수 있을 것이다.

본 실내실험을 이용하여 KURT 암석의 손상도 진행과 관련된 일반적인 패턴을 결정하고, 현장실험의 Goodman Jack 반복하중 실험을 통해 현장 암반의 손상도 진행 프로파일을 결정하기 위한 연구를 현재 진행 중에 있다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] Eberhardt E., Stead D., Stimpson B., Read R.S. (1998), Identifying crack initiation and propagation thresholds in brittle rock. *Can Geotech J* 35(2):222-233.
- [2] Martin C.D. and Chandler N.A. (1994), The progressive fracture of Lac du Bonnet granite. *Int. J. Rock. Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr.* 31(6): 643-659.

지하시설 건설을 위한 지층평가 방법 연구

정제열, 정해룡, 채병곤*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국지질자원연구원, 대전광역시 유성구 과학로 124

jiv@krmc.or.kr

1. 서론

사용후핵연료를 처분하는 방식인 심지층 처분은 지하 500~1,500m까지의 깊은 심도에서 암반의 격리 기능과 핵종이동의 지연기능을 이용한 지하시설을 건설하여 처분하는 방식으로 10~100만년 동안의 장기 안정성이 보장되어야 한다. 따라서, 건설부지를 확보하는데 있어서 고려되어야 할 여러 요소 중 지질환경에 대한 요소가 가장 우선시 되어야 한다. 심부의 지질을 평가하는 방법 중 가장 좋은 방법은 실제 심부시추를 통하여 자료를 획득하는 것이나 우리나라 전역을 대상으로 심부시추를 하는 것은 막대한 비용과 시간이 소요되므로 기존 지표 지질조사 자료를 토대로하여 지층에 대해 평가하고 추후 상세조사를 통하여 심부시추를 하는 것이 합리적이라 할 수 있다. 지층에 대한 평가는 암종에 따른 역학적인 특성만을 고려하여 평가를 할 수도 있으나 대부분의 지층은 한 종류의 암종만으로 구성되는 경우는 거의 없으므로 한계성이 있다. 또한, 지층내에 존재하는 단층은 암석의 역학적 특성에 영향을 미치기 때문에 이를 고려하여 평가가 이루어져야 한다. 본 연구에서는 지하시설 건설을 위한 지층평가 방법 중 기존 지표지질조사 결과를 토대로 하여 지층을 평가할 수 있는 요소들을 산정하였다.

2. 본론

심부 지하시설의 건설을 위한 심부지질 평가의 선행단계로 기존 지표지질조사 자료를 이용한 지층 평가를 실시하였다. 지표지질조사 자료로써 한국지질자원연구원이 발간한 수치지질도를 이용하였으며, 1:5만 축척의 250개 도폭과 1:25만 축척의 13개 도폭, 1:100만 축척의 1개 도폭을 참고하였다. 지질도에 기재된 정보는 암종 및 단층, 습곡, 부정합, 절리, 선구조 등의 정보가 기록되어 있으며, 이를 이용하여 암종의 분포에 따른 다양성과 지층의 분포 면적, 지층의 면구조 포함 여부, 선형구조 밀도를 평가하였다. 우리나라 전체를 1km×1km 크기의 격자로 나누고

각각의 격자 안에 해당하는 특성을 평가하는 방식을 이용하였다.

2.1 다양성 평가

지질도에 표시된 지질 단위는 단일 암상으로 구성될 경우는 암상으로 표시되며, 다양한 암상으로 구성될 경우는 층서단위로 분포를 나타낸다. 1:25만 지질도를 기준으로 층서단위에 따라서 1~12개의 암상을 가지는 것으로 나타났으며, 단일 암상으로 구성될 수록 지하시설 건설에 좋은 조건이라고 할 수 있다.

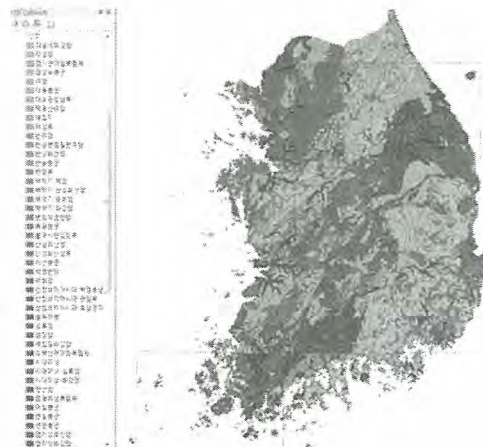


Fig. 1. 1:25만 지질도 기준 지층구분.

2.2 분포 면적 평가

지층의 분포 면적 평가는 지층 자체의 분포 면적보다는 지하시설이 위치할 수 있는 공간면적 확보가 가능한 지가 중요하다. 면적인 크기는 1km×1km 크기의 격자부터 10km×10km 크기의 격자까지 고려하여 각각의 격자가 위치할 수 있는지를 파악하여 지층을 평가하였다. 지층의 분포는 되도록 넓고 정방형의 분포 면적을 가지는 지층이 건설에 좋은 조건을 가진다.

2.3 면구조 평가

지층에서의 층리나 엽리와 같은 광역적인 관통성

구조를 면구조라고 정의하였다. 대부분의 퇴적암과 변성암은 면구조를 포함하며, 일부의 고기 화성암도 면구조를 포함하고 있다. 반면 중생대와 신생대의 화성암은 대부분 면구조를 포함하지 않으나 일부 단층대나 전단대 인근에 발달하는 면구조는 단층 평가와 중복되므로 포함시키지 않았다. 지층내에 면구조를 포함하지 않는 지층이 건설에 유리한 지층이라고 할 수 있다.

2.4 선형구조 밀도 평가

우리나라의 선형구조는 대부분 8km 이하의 연장을 가진다. 단일의 연장은 일정규모에서 프랙탈 특성을 따르며, 특히 5km 이상의 연장을 가진 단열이 회귀분석결과 프랙탈 특성을 잘 보이고 있다. 선형구조는 대부분 북북동-남남서~북동-남서 및 서북서-동남동 방향의 출현빈도와 연장성이 우세하게 나타난다. 반면에 북북서-남남동~북서-남동 방향의 선형구조는 출현빈도와 연장성이 미약하고, 동북동-서남서 방향의 선형구조는 출현빈도는 양호하나 연장성이 미약하게 나타난다. 선형구조의 밀도는 반경 5km 범위내에 교차하는 선형구조의 개수를 평가하여 개수밀도를 구하고, 선형구조의 길이의 합을 계산하여 길이밀도를 구하였다. 개수밀도와 길이밀도를 통합 평가를 위해 각각의 밀도를 표준화한 후 중첩하여 선형구조 밀도분포도를 작성하였다. 우리나라 선형구조의 밀도값 평균을 1로 산정하였을 때, 평균이하의 밀도값이 분포하는 지역은 경기육괴 및 옥천대에 가장 넓게 분포하는 것을 나타냈다. 평균 밀도 이하의 밀도값을 보이는 지역이 비교적 안정한 지역이라고 할 수 있다.



Fig. 2. 표준화된 선형구조 밀도분포도.

3. 결론

지하시설물 건설에 적합한 지역을 찾기 위한 방법으로 기존 지질도를 이용하여 지층평가를 실시하였다. 암상의 다양성과 분포면적, 면구조 여부, 선형구조 밀도를 통한 지층 평가 결과, 화강편마암, 대보관입암류, 대보심성암류, 불국사 관입암류가 평가에 있어서 유리한 지층으로 평가되었으며, 소백산편마암 복합체의 미그마타이트질편마암, 화강암질편마암, 반상변정질편마암, 화강편마암, 옥천층군의 함력천매암대, 연일층군의 현무암, 대보관입암류의 섬록암, 불국사 관입암류의 반려암과 산성반암 등도 높게 평가되었다. 이는 향후 평가인자와 결합하여 종합적인 평가 시스템을 수립하는데 기초자료로써 활용할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2012171020001A)

5. 참고문헌

- [1] 지체구조구별 지질구조 안정성 분석, 한국지질자원연구원, p.341, 2011.

지하처분연구시설(URL) 개념설계: 일본MIU사례

김우석, 이재학*, 김현주*, 김진영, 배대석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89

kim_wooseok@hotmail.com

1. 서론

방사성폐기물 처분분야에서 지하처분 연구시설(Underground Research Laboratory: URL)이라 함은 OECD/NEA, 2001에 따르면 방사성폐기물 처분시설 개발 프로그램(RDF: Repository Development Program; 단계적으로 처분개념 개발, 처분시스템 최적화 및 부지선정 절차 추진, 부지특성조사 및 상세설계, 처분시설 건설, 폐기물 반입 및 처분장 운영에 이르기까지의 전체과정)을 지원하기 위한 제반 행위로서 처분시스템의 현장실증시험, 예비안전성평가, 처분장 건설 및 운영 엔지니어링 기술실증, 지하심부 지질특성 조사기술 개발, 전문가 양성, 대국민 교육홍보 등이 종합적으로 이루어지는 지하시설이라고 정의하고 있다.

이에, 선진국에서는 방사성폐기물 처분장 건설과 더불어 URL시설을 구축하고 있으며, 그 중, 일본의 경우는 전국토가 화성단층, 화산 및 지진대에 있는 활성대에 위치한 열도로서 충분히 안정한 지하처분장 구축을 하기 위하여 선행하여 지하연구시설을 건설, 운영하고 있다.

일본의 URL은 두 개의 암종 퇴적암(Horonobe)지역과 화강암(Mizunami)지역에 시설이 위치해 있다. 본 연구에서는 Mizunami 초심지층연구소라 명명하고 있는 일본의 URL시설(이하 MIU라 함)의 초기 설계연구단계에서 시설의 기본 설계에 앞서 개념검토와 설계방법에 대하여 검토해 보았다.

2. 본론

2.1. 시설의 개념검토

URL시설은 심부지질환경의 과학적 연구(특성에 관한 연구, 조사기술 및 관련기기의 개발, 장기안정성에 관한 연구)를 실시하는 주요한 시설로 평가되고 있다. 또한, 심지층의 과학적 연구를 추진하는 시설의 중요성에 대해서 연구개발 상황의

전달, 심지층 환경의 체험 및 지역주민의 이해 등의 사회과학적 관점에서의 역할이 기대되고 있다. 그 외, URL에서는 처분기술의 연구개발 및 성능평가연구의 장소로서 널리 활용되고 있으며, 처분의 실현을 위한 신뢰성 확보의 장소로서 평가되고 있다(Fig.1).

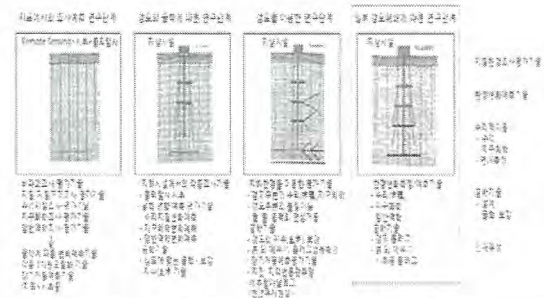


Fig. 1. (Ex.) step of research development and actual proof experiment in URL.

과거의 설계연구 성과를 근거로 URL지하설계의 기본적인 개념을 조사 연구계획과 정리하면서 구체화 한다. 그 외 건설과 조업에 관계되는 시험을 포함하여, 개발 또는 실증되어야 할 기술과 구체적인 시험항목을 추출하였다.

URL구축에 따른 기본적인 개념 검토의 주요항목으로는 URL구축에 따른 개념검토 방침, 전체적 규모의 제한사항 및 설정, 안전대책에 관한 설비, 설계변경에 대한 개념, 대외적인 목적 등이 있다.

그리고, 설계에 대해 설계흐름을 검토하고 나아가 URL전체에서의 평가기준을 설정하여 시행하여야 한다. 단, 검토를 하는데 있어서 새로이 필요하다고 생각되는 검토항목이 드러난 단계에서 수시로 추가하여 검토하여야 하며, 또한 검토 항목 상호간의 보다 상세한 관계는 각 설계플로의 결과에 나타난다고 볼 수 있다(Fig.2).

2.2. 설계방법의 검토

설계대상으로는, 시설면에서는 동굴과 시설설비

(예를 들면, 환기, 냉방, 승강, 배수설비 등)가 있으며, 설계방법을 검토한다. 설계방법은 앞으로 실시되는 기본설계에 이용될 것에 대하여 평가 선정하고 시설설비에 대해서는 환기용량과 배수설비 등 사례연구를 실시한다.

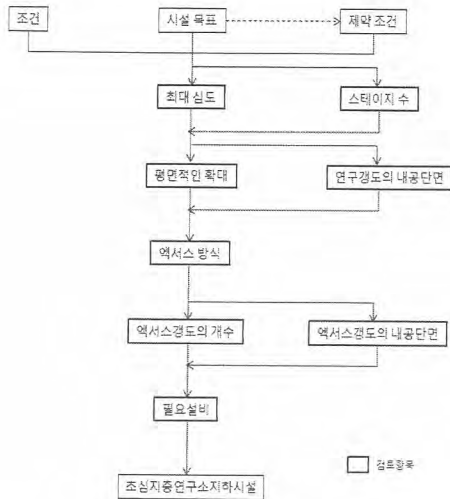


Fig. 2. Flow chart of the relation between the check points at time of a preliminary design.

동굴설계에 대해서는 URL이 장기간에 걸쳐 이용되므로 URL내의 안정성에 착안한 설계방법에 대해 검토한다. 특히, 연구경도의 경우 최초 설계방법으로 Fig.3과 같이 복수의 설계방법을 적용하여 종합적인 판단을 더하여 패턴을 결정한다.

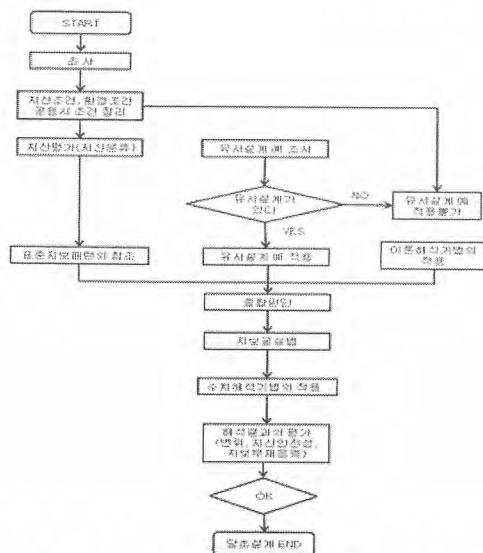


Fig. 3. Flow chart of the preliminary design method.

3. 결론

MIU의 경우 URL시설의 개념검토 및 설계방법의 검토를 통하여 다음 단계로서 실제적인 설계순서를 정리하고, 전체적인 레이아웃을 검토하였다. 이를 바탕으로 전체적인 연구진행 방법을 설정할 수 있었다. 연구내용의 각 검토 결과와 검토내용간의 관계성을 고려하여야 한다(Fig.4).

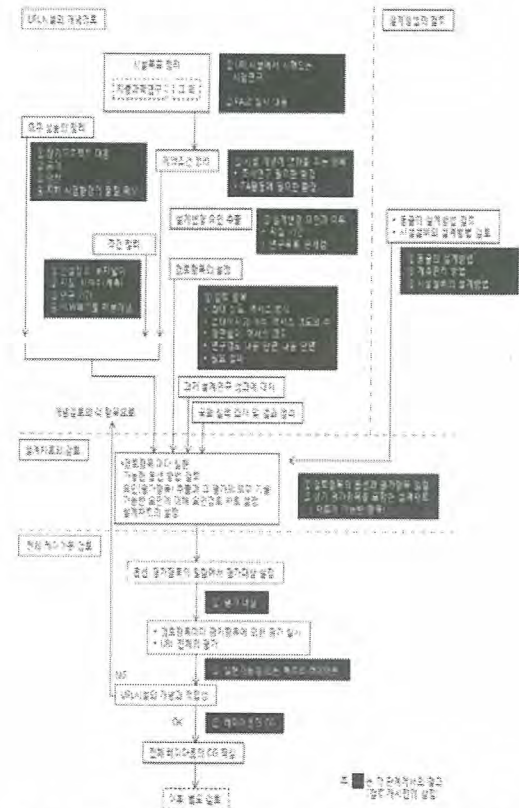


Fig. 4. Flow chart for conceptual design study of URL.

4. 참고문헌

- [1] OECD/NEA, The Role of Underground Laboratories in Nuclear Waste Disposal Programmes, 47p, 2001.
- [2] 초심지층연구소 지층과학연구 기본계획, 동력로 · 핵연료개발사업단 토노지과학센터, 1996년 (in Japanese).
- [3] 초심지층연구소 지하시설의 설계연구, 동력로 · 핵연료개발사업단 위탁연구 성과보고서, 1998년 (in Japanese).

스위스 Grimsel Test Site(GTS)의 처분연구 현황

권장순, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

iskwon@keari.re.kr

1. 서론

스위스 마이링겐 지역에 위치한 Nagra의 Grimsel Test Site(GTS)는 방사성폐기물의 심지층 처분연구를 위한 지하시험 시설로서 1983년 첫 굴착이 시작되어 현재까지 운영 중에 있다. GTS는 전반적으로 균질한 결정질암에 분포하며, 연구에 적합한 단열대 또한 분포하고 있어 처분연구에 있어 매우 적합한 장소로서, 25년 이상의 운영기간 동안 지질, 지구물리, 수리지질, 암반역학, 핵종 이동 등 다양한 분야에서의 연구가 진행되고 있다. 1983년 운영 이래 1990년대 중반까지 GTS의 연구는 초반 탐사 프로그램의 개발 및 운영, 암반 내 수리 및 지하화 운송과정 해석, 세부적인 안전성 분석 및 처분후보부지에의 적용가능성 등에 초점을 맞추었으나, 1996년부터 시작된 Phase IV(1996-2004)에서는 천연방벽의 효율성 평가, 처분개념 및 부지탐사기법의 검증에 집중하여 새로운 연구 모델이 증축되었고, 특히 공학적방벽 시스템 연구를 위하여, FEBEX, GMT, FOM 등의 프로젝트가 제시되었다. 현재 GTS에서는 10개의 국제공동연구가 진행 중에 있으며, Nagra는 매년 전년도 수행실적과 차년 계획에 대한 검토 및 승인을 위하여 국제운영위원회(International Steering Committee Meeting: ISCO meeting)를 개최하고 있으며, 지난 6월 2012년도 10차 ISCO 회의의 내용을 토대로 스위스 GTS에서 수행중인 처분연구에 대해 간략히 소개하고자 한다. 특히 우리나라는 2009년부터 CFM(콜로이드 형성과 이동) 프로젝트에 공식적으로 참가하고 있고, 금년 9월부터 FEBEX(실물 크기의 공학적방벽 실험)에도 참여를 시작하였다. ISCO 회의는 GTS의 국제공동연구 주제뿐 아니라 영국, 프랑스, 체코, 스페인, 일본, 핀란드, 스웨덴, 독일, 스위스, 한국 등 참가국에서 수행중인 고준위폐기물처분연구 및 사업현안에 대한 발표와 토의 또한 포함하고 있다.

2. 본론

2.1 GAST

: Gas-permeable Seal Test

중저준위 방사성폐기물 처분장 관점에서 가스의 투과성 밀폐시스템을 위한 설계연구로서 공학적인 가스 운반 시스템을 다루며 2011년에는 한국방사성폐기물관리공단(KRMC)이 프로젝트 파트너로 참가하였으며, 현재 QA 프로그램에 준하여 시설설비를 완료하여 실험준비를 마무리하였다.

참여기관: ANDRA, KRMC, NAGRA

2.2 FEBEXe

: Full-scale Engineered Barrier EXperiment extension

원위치(in-situ) 실험규모 공학적방벽시스템(EBS) 실험으로서 1997년부터 heating이 시작되어, 현재 세계적으로도 가장 오래 수행된 EBS 실험이다. 실험종료는 2015년으로 계획하고 있으며 지속적인 THMG 모니터링과 모델링을 수행하고 있다. 우리나라는 금년 9월부터 프로젝트 파트너로 참여하여 연구를 진행하고 있다.

참여기관: CIEMAT, POSIVA, SKB, NAGRA, KAERI

2.3 LCS

: Long-term Cement rock Water Interaction

단열암반내 강알칼리성 물질의 유동 및 영향을 파악하기 위한 프로젝트로서 현장 수리/추적자 실험, 모델링, 자연유사연구를 진행 중이다.

참여기관: JAEA, NDA, POSIVA, SKB, NAGRA

2.4 JGP

: JAEA Grouting Project

시멘트 물질의 개발 및 적용에 해당하는 프로그램의 일환으로 일본의 JAEA가 2009년부터 GTS에서 실험하고 있는 프로젝트로서 현재 그라우팅 3D 침투과정을 모사하고 측정법 제안 및 모델링을 수행 중에 있다.

참여기관: JAEA, NAGRA

2.5 CFM

: Colloid Formation and Migration

1984년부터 GTS에서 수행된 방사성핵종 지연 프로그램이 2015년까지 연장된 프로젝트로서 현장 추적자실험 및 모니터링, 고민감도 센서 개발 및 모델링 작업을 수행중이다. 차기단계에는 원위치 장기모니터링 및 이동에 대한 추가 실험을 진행할 예정이다.

참여기관: CRIEPI, BMW/KIT-INE, JAEA, KAERI, POSIVA, SKB/KTH, NAGRA

2.6 LTD

: Long-Term Diffusion

2.5년에 걸쳐 진행 중인 암반내 방사성핵종(H-3, I-131, Na-22, Cs-134) 및 안정동위원소(Na, I)의 원위치 확산 실험으로 매질의 비표면적 영향을 정량화할 수 있는 실내 모형실험을 추진 중이며, Ci-36, Se 동위원소를 추가로 투입할 계획이다.

참여기관: HYRL, JAEA, RAWRA & NRI, NAGRA

2.7 C-FRS

: Crieppi-Fractured Rock Studies

용질의 암반이동과 관련한 암반 내 단열의 특성을 규명하는 방법론의 개발에 대한 연구로 단열의 크기 및 배열, 상수도출 및 주입 시험 등을 수행하고 있다. 큰 크기의 시추공을 통하여 단열 내 유체의 유동경향을 가시화함으로써 용질 유동 특성을 평가하기 위한 방법론을 시스템화하고 새로운 단열대 연구 및 검증작업을 수행할 계획이다.

참여기관: CRIEPI, NAGRA

2.8 MoDeRn WP 2&3 and TEM

R&D 형태의 무선 네트워크 기술 개발 및 전원 공급에 대한 프로젝트로 제한된 조건에서 운용가능성을 평가하기 위해 실험 및 현장검증을 실시하고 있다. 차기단계에는 실제 벤토나이트 완충체에 개발된 측정기기를 장착하여 현장조건 및 환경에서의 운용적합성을 검토할 예정이다.

참여기관: 18 파트너, 12 국가, 7 국가기관

2.9 LASMO

새롭게 시작하는 프로젝트로서 GTS에 새로운 양수발전을 위한 터널 굴착(2013년 계획)과 관련하여 건설전/후의 여러 물리화학적 변화양상을 관

찰하고자 하는 대규모의 모니터링 과제이다.

참여기관: NAGRA, RAWRA, Czech Academy of Sciences

2.10 MaCoTe

NAGRA에서 제안된 새로운 프로젝트로서 원위치(in-situ) 환원환경(reduced condition)에서 강철(steel) 및 유리질(glass)의 부식특성을 평가하고자 한다. NAGRA는 GTS의 지하수가 산소의 유입이 없어 환원환경을 충분히 유지할 수 있는 실험환경적 특성을 갖는다는 장점을 부각시키고 있다.

참여기관: NAGRA

3. 결론

국내에서 발생하는 파이로 폐기물과 사용후핵연료 및 기타 장반감기 폐기물을 지하 깊은 곳의 안전한 암반 내에 처분하여 인간환경으로부터 격리시키기 위해서는 방사성폐기물이 처분될 지역에 대한 심부 지질환경 특성 및 천연-공학방벽의 핵종이동의 지연 기능에 대한 정확한 규명을 위하여 고준위폐기물에서 발생하는 열과 지하수 유입에 따른 열-수리 장기 거동 연구뿐 아니라 역학적-화학적 장기 거동 특성을 규명하는 다양한 연구가 수행되어야 한다. 한국원자력연구원(KAERI)에 건설된 지하처분연구시설(KURT)는 국내 유일의 방사성폐기물처분을 위한 연구시설로서 2006년 이후 지질환경특성평가 연구, 공학적 방벽에 대한 격리기능 연구, 핵종이동기작에 대한 규명연구 등 다양한 분야의 방사성폐기물 처분을 위한 연구가 진행되고 있다. 특히 KURT는 2012년부터 확장이 기획되어 향후 다양한 처분연구가 수행될 예정으로 선도적인 심지층처분연구를 진행 중인 GTS 및 국외연구의 사례를 파악하여 국내기술수준의 향상을 도모할 수 있을 것으로 판단한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

국산 압축벤토나이트 완충재의 첨가제 혼합을 통한 열전도율 향상

이종표, 최희주*, 이민수*

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732

*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

bestlip@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 심지층 처분에서 완충재의 역할은 외부의 기계적 충격을 완화시키고, 핵종의 이동을 억제하는데 있다. 이러한 완충재 물질로 주로 사용되는 물질은 벤토나이트이다. 현재 한국형 처분장에서 공학적 방벽으로 사용하고자 하는 기준 벤토나이트는 압축밀도 1.6 g/cm^3 의 경주산 천연 칼슘 벤토나이트이다. 경주산 칼슘 벤토나이트는 완충재로서 적합한 팽윤압과 수리전도도를 갖고 있지만, 열전도율이 낮은 단점을 지니고 있다. 벤토나이트의 열전도율은 일반적으로 함수비와 건조 밀도 그리고 광물 구성비에 따라 좌우된다. 최근에는 벤토나이트의 열전도율을 향상을 위해 다양한 첨가제를 혼합하려는 시도가 있다. 첨가제로 사용된 물질은 주로 석영 모래와 흑연이었으며, 열전도율도 향상되었다. 이에 본 연구에서는 국내 벤토나이트의 건조밀도와 함수비에 따른 열전도율을 분석하고, 다양한 첨가제의 혼합 및 혼합 방법에 따라 열전도율을 향상시키고자 하였다.

2. 재료 및 방법

2.1 압축 벤토나이트 블록

본 실험에 사용된 벤토나이트는 경북 경주시 양남면 소재 제 29 호 진명광산에서 채취하였다.[1] 압축 벤토나이트 블록 제작을 위해 압축 블록의 건조밀도가 1.6 g/cm^3 가 되도록 물드를 제작하였다. 블록의 건조밀도는 시료의 양을 통해 조절하였고, 함수비는 완전 건조된 블록을 물 수조에 넣어서 조절하였다. 그리고 블록의 열전도율 측정은 QTM-500을 이용하였다.

2.2 첨가제와 혼합 방법

벤토나이트 첨가제로 사용할 후보 물질로는 CNT, Graphite, Al_2O_3 , CuO , Fe_2O_3 를 선정하였고, 그 기준은 가격에 대비하여 열전도율 높은 물질로 선택하였다. 첨가제의 혼합이 균질할 경우에 열전

도도가 향상 효율이 높아질 것으로 판단되어 다양한 혼합 방법을 실시하였다. CNT와 같이 벤토나이트와 밀도차가 커서 혼합이 잘 이루어지지 않는 경우에는 Mixer Stirring, Mixer Mill, Mill in Bowl, Ball Mill 등을 이용한 혼합을 실시하였고, 밀도차가 작아 혼합이 잘 이루어지는 경우에는 Mixer Stirring 혼합만 실시하였다. 단, Graphite 경우에는 추가적으로 Roller 혼합을 실시하였다.

3. 결과 및 논의

3.1 Pure Bentonite

Fig.1.과 Fig.2.는 각각 건조밀도와 함수비에 따른 경주산 칼슘 벤토나이트의 열전도율 변화를 나타낸 것이며, 건조밀도와 함수비의 증가에 따라 열전도율도 증가했다.

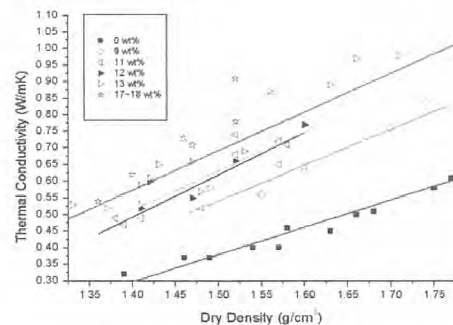


Fig. 1. 건조밀도에 따른 벤토나이트 열전도율.

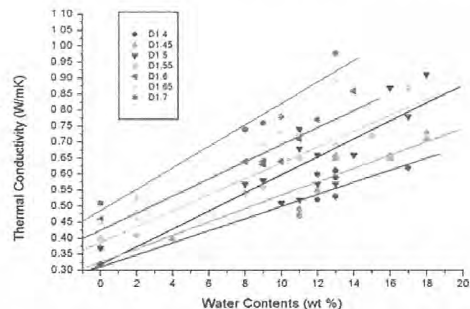


Fig. 2. 함수비에 따른 벤토나이트 열전도율.

3.2 CNT & Ca-Bentonite Mixture

CNT와 혼합은 다양한 혼합 방법을 이용하였다. Mixer Stirring은 혼합이 잘 안되었으며, Mixer Mill은 습식 혼합에 의한 손실 때문에 첨가제 함량의 오차가 심하였다. Mill in Bowl은 CNT만 Milling 후 Stirring 하였는데, 비교적 균질하게 혼합되었지만 값의 편차가 컸다. Ball Mill은 가장 혼합이 잘 되었고, 값의 편차도 적었다. 그림3은 CNT 함량에 따른 압축 블록의 열전도율 변화 나타낸다. Ball Mill 혼합에 대하여 1 wt%당 열전도율이 0.042 W/mK 상승했다.

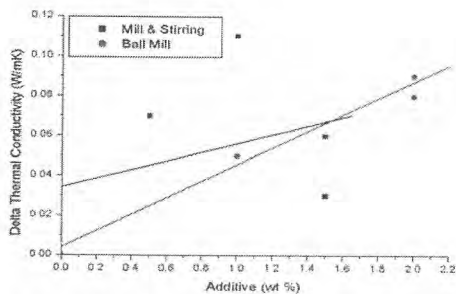


Fig. 3. CNT 함량에 따른 벤토나이트 열전도율.

3.3 Graphite, Alumina, CuO, Fe₂O₃ & Ca-Bentonite Mixture

Fig.4는 Graphite 함량에 따른 압축 블록의 열전도율 변화를 나타낸다. 열전도율 상승률은 Stirring 혼합과 Roller 혼합에 대하여 1 wt%당 열전도율이 각각 0.06, 0.095 W/mK 상승했다. 따라서 Roller 혼합이 보다 균질하게 혼합되었다고 판단된다. Fig.5는 나머지 첨가제의 함량에 따른 압축 블록의 열전도율을 나타낸다. 이것들은 Mixer Stirring 혼합만 실시하였고, 1 wt%당 열전도율이 Alumina와 Fe₂O₃에 대하여 각각 0.023, 0.012 W/mK 상승했다. CuO 경우는 실험적 문제가 있던 것으로 판단된다.

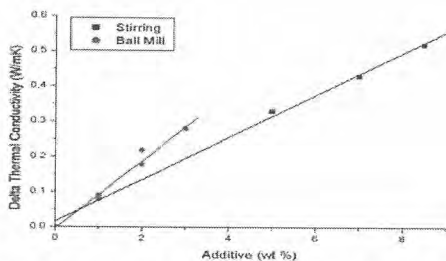


Fig. 4. Graphite 함량에 따른 벤토나이트 열전도율.

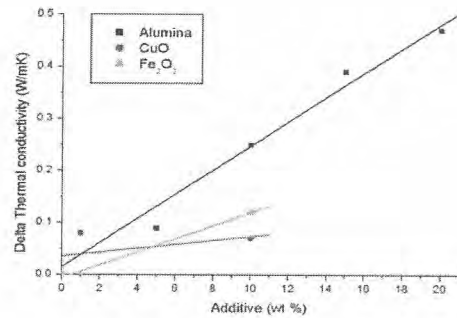


Fig. 5. 기타 첨가제 함량에 따른 벤토나이트 열전도율.

4. 결론

본 연구를 통해 함수비와 건조밀도에 따른 국내 벤토나이트의 열전도율 변화를 살펴보고, CNT, Graphite, Al₂O₃, CuO, Fe₂O₃를 첨가제로 사용하여 다양한 혼합 방법으로 열전도율을 증가시킬 수 있었다. 혼합 방법은 CNT의 경우 Ball mill 혼합, 나머지의 경우 Roller 혼합이 가장 우수하였다.

5. 참고문헌

- [1] 이재완, 조원진, “우리나라고준위폐기물 처분장 기준벤토나이트완충제의 열적-수리적-역학적 특성치”, KAERI/TR-3729/2009, 한국원자력연구원 (2009).

고준위폐기물처분장 공학적방벽 성능 현장실험

조원진, 김진섭, 이창수, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

wicho@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 심지층처분장은 지하 500 m - 1000 m 깊이에 위치한 안정된 지층 내에 건설된 터널 형태의 구조물이다. 심지층처분장에서는 처분동굴 바닥에 수직으로 또는 동굴 벽에 수평으로 원통형 처분공을 굴착하고, 처분공 내에 고준위폐기물을 밀봉한 처분용기를 정치시킨다.

처분공 및 처분동굴 주변의 암반을 근계암반(near-field rock)이라고 하며, 이 근계암반은 처분된 고준위폐기물로부터 발생하는 붕괴열을 처분장 주위의 암반으로 발산시켜 처분장 내부의 온도 상승을 방지하는 기능을 한다. 고준위폐기물 심지층처분장의 설계 시에 고려되는 주요 요구사항 중의 하나가 처분장 내에서의 첨두온도(peak temperature) 제한이다. 만일 근계암반이 효율적으로 붕괴열을 외부로 발산시키면 처분장 내의 온도가 낮아져, 동일 처분장에 처분할 수 있는 고준위폐기물의 양이 증가하여, 고준위폐기물 처분장 건설에 소요되는 부지의 면적을 감소시키며, 처분 경제성을 향상시킬 수 있다. 따라서 근계암반의 열전달 특성을 규명하는 것은 처분장의 설계 최적화에 매우 중요하다. 또한 처분장 건설 중의 발파 충격 또는 응력 재분포 현상으로 인해 처분동굴 주변의 암반에는 미세 균열을 가진 손상대가 형성된다. 이 손상대는 처분동굴의 구조적 안정성을 저하시킬 수 있을 뿐만 아니라, 지하수의 이동을 촉진시켜 처분된 폐기물로부터 방사성핵종이 생태계로 유출되는 이동 경로가 될 수도 있다.

그러므로 심지층처분장이 위치한 심부지질 환경과 유사한 환경에서 근계영역 암반의 열적특성 및 손상대 특성을 실증하는 것은 처분장 설계의 신뢰성을 제고하고, 처분장의 장기성능을 보장하는 측면에서 매우 중요하다. 이 논문에서는 국내 유일한 고준위폐기물처분연구용 지하연구시설인 지하처분연구시설(KURT)에서 2007년에서 2012년까지 수행된 공학적방벽성능 현장실험 결과를 요약하였다.

2. 지하처분연구시설

지하처분연구시설(KURT)은 2006년 11월에 준공된 국내 유일의 고준위폐기물 처분연구를 위한 지하연구시설로서 한국원자력연구원 내에 위치하고 있다. 이 시설은 T 자형의 지하터널 구조물로서 진입터널은 하향경사 10%, 길이 180 m이며, 진입터널의 막장 부근에 좌우로 연구모듈이 배치되어 있다. 연구모듈은 우측 모듈의 길이가 45m, 좌측모듈의 길이가 30m로 총 75 m이다. 진입터널과 연구모듈은 모두 폭과 높이가 각각 6m인 말굽형 단면을 가지고 있다. 지하처분연구시설은 결정질 화강암반에 위치하고 있으며 연구모듈은 암반이 노출되어 있어, 각종 현장실험을 수행할 수 있다. 공학적방벽 성능 현장실험은 주로 우측 연구모듈에서 수행되었으며, 일부는 진입터널 구간에서도 수행되었다.

3. 현장실험

3.1 시추공 히터시험

처분공 주위 암반의 열적특성을 규명하기 위한 시추공 히터시험을 우측 연구모듈 막장부에서 수행하였다(그림 1). 시추공 히터시험에서는 터널 벽에 직경 11 cm의 히터공을 굴착하고, 열출력 5 kW, 길이 2 m인 원통형 히터를 설치하였다. 히터의 온도는 2008년 6월에 90 °C에 도달하였다. 그 후 계속 90 °C를 유지하다가, 비정상 상태에서 암반의 열적거동을 조사하기 위해 2010년 9월에 120°C로 상승시켰으며, 냉각단계의 거동을 조사하기 위해 2011년 8월에 전원을 차단하고 하였다 [1]. 히터시험에서 얻어진 측정결과는 FLAC 전산코드를 이용하여 해석되었다.

3.2 손상대 특성 시험

손상대의 크기와 특성규명을 위한 현장실험이 우측 연구모듈과 진입터널의 회차구간에서 수행되었다(그림 2). 실험과 이론적 관계식으로부터 추정된 손상대의 깊이는 0.6 - 2.3 m이었다 [2].

암체에서의 균열의 생성 및 전파 감시를 위한 음향방출 (Acoustic emission) 시험이 수행되었으며, 현장충격실험으로부터 시간-투수 계수 관계 및 감쇄계수 데이터를 측정하였다 (그림 2).

손상대에서 미세 균열의 존재에 따른 투수계수 변화를 규명하기 8개의 시추공이 굴착되었으며, 터널 벽으로부터 거리에 따른 투수계수의 변화를 조사하였다. 그 결과 일반적으로, 터널 벽으로부터 암반 내로의 깊이가 증가할수록 투수계수는 감소하는 것으로 나타났다.

4. 결론

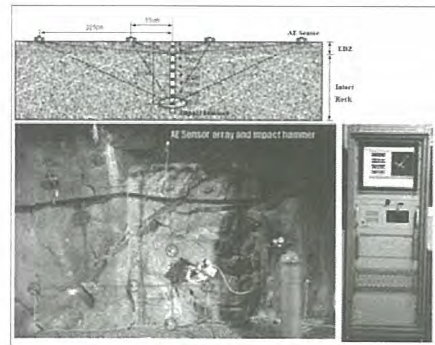
한국원자력연구원에 위치한 국내 유일의 고준위폐기물처분연구를 위한 지하연구시설인 지하처분연구시설 (KURT)에서 공학적방벽 성능 실증을 위한 현장실증실험이 수행되었다. 시추공 히터시험에서는 터널 벽으로부터의 거리가 증가함에 따라 암반의 온도가 상승하였으며, 손상대의 크기는 0.6 m에서 1.8 m 사이의 범위에 있었다. 음향방출법에 의한 음향 발생원 위치 추정의 최대 오차는 0.6 - 1.0 m 이었으며, 손상대에서의 투수계수는 무결합에서의 값에 비해 두 승수까지 높게 나타났다.



Fig. 1. 시추공히터시험 전경.



(a)



(b)

Fig. 2. (a) Goodman Jack 시험 및 (b) 음향방출 시험.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] Choi, J.W., Cho, W.J., Kwon, S., Lee, J.O., Park, J.H., Kang, C.H., Kim, J.S., Choi, Y.C., Ji, S.H., Chung, J.T., Lee, C.S., "Validation of the Performance of Engineered Barriers," KAERI/RR-3419/2011, Korea Atomic Energy Research Institute, 2012.
- [2] Kwon, S., Lee, C.S., Cho, S.J., Jeon, S.W., Cho, W.J., Kim, J., "An investigation of excavation damaged zone at the KAERI underground research tunnel," Tunnelling and Underground Space Technology, 24, 1-13 (2009).

그라파이트 혼합에 따른 국산 압축 벤토나이트 완충재의 팽윤능 변화

김노박, 이민수, 최희주, 이종표*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732

nohbakk@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물 처분시스템에서 처분용기와 완충재로 구성되는 공학적방벽의 주요 설계 인자 중 하나는 처분용기와 완충재 사이의 온도가 100℃를 넘지 않도록 유지하는 것이다. 한국형 처분시스템에서 연구되고 있는 경주산 Ca-벤토나이트의 열전도도는 처분장의 모양이 되는 화강암반의 열전도도인 2.8 W/m℃보다 낮은 1.0 W/m℃ 이하이다. 이는 처분용기와 완충재 경계면 온도 상승의 원인이 되기 때문에 열전도도는 처분시스템 설계에 중요한 인자가 된다. 또한 폐기물로부터 발생하는 발열량에 맞추어 처분용기의 표면온도가 100℃를 넘지 않도록 처분터널과 처분공의 간격이 결정되며, 이와 같이 완충재의 열적 성능은 처분시스템의 안정성과 처분장의 효율을 결정하는 중요한 인자이다[1].

이러한 인자 분석을 통해 완충재의 열적 성능을 향상시키기 위한 방법이 많이 연구되고 있다. 첨가재를 활용하는 방안도 그 중의 하나이며 대표적인 첨가재로 그라파이트가 있다. 그라파이트는 벤토나이트 완충재의 열전도도를 향상시키기 위한 첨가재로 많이 연구되고 있으며, 그라파이트를 첨가한 벤토나이트의 열전도도 향상이 보고된 바 있다[2]. 그러나 첨가재를 혼합할 경우 완충재의 주요 기능 중 하나인 처분공 내 공극 및 압반균열을 메우기 위한 팽윤능이 저하될 우려가 있다. 본 연구에서는 순수 벤토나이트와 그라파이트가 첨가된 벤토나이트의 팽윤압을 측정하여 첨가제의 혼합에 따른 벤토나이트 팽윤능 변화를 살펴보고자 하였다.

2. 본론

2.1 시험 방법

2.1.1 벤토나이트 블록

시험에 사용된 벤토나이트는 경주산으로 200

메시 이하의 분말을 사용하였다. 110℃로 건조 후 무게감량을 통해 측정한 함수비는 14.4%로 이를 근거로 고형물만의 건조밀도가 1.40~1.65 g/cm³가 되도록 설계하였으며, 실제 건조밀도는 1.39~1.64 g/cm³로 제작되었다.

그라파이트를 혼합한 벤토나이트 블록은 벤토나이트 고형물만의 건조밀도가 1.40, 1.50, 1.60 g/cm³가 되도록 설계하였으며 실제 건조밀도는 1.40, 1.49, 1.60 g/cm³로 제작되었다. 그라파이트는 벤토나이트 고형물 대비 3 wt%를 첨가하였다.

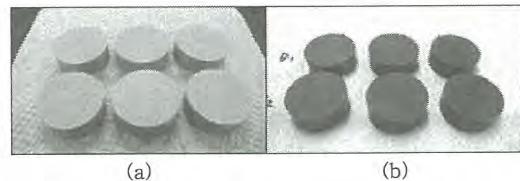


Fig. 1. (a) Compacted pure bentonite blocks & (b) Compacted bentonite blocks mixed with graphite.

2.1.2 팽윤압 측정 장치

벤토나이트 블록의 팽윤압은 Fig. 2, 3과 같은 장치를 구성하여 측정하였다. 이 장치는 크게 팽윤셀, 수공급부, 팽윤압 출력부의 3부분으로 구성되어 있으며, 온도에 의한 영향을 받지 않도록 30℃ 항온 챔버 내에 위치시켰다.

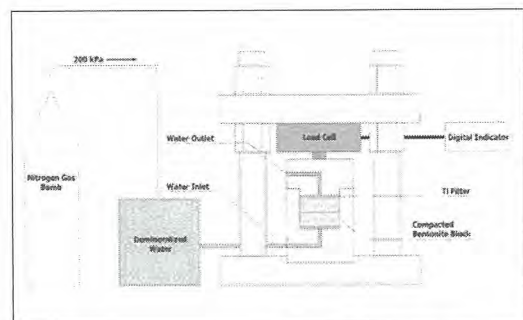


Fig. 2. Schematic diagram of the swelling pressure testing apparatus.

팽윤셀은 압축 벤토나이트 블록을 내부식성 티타늄 용기에 넣고 물을 공급하여 팽윤시켰으며, 팽윤된 벤토나이트가 외부로 새어 나오지 않도록 블록의 양 끝에 티타늄 필터를 설치하였다. 물은 증류수를 사용하였고, 시험 초기에는 자연압에 의해 공급하다가 셀 내부의 벤토나이트 팽윤에 의해 유출수로 물이 나오지 않는 시점부터는 200 kPa의 압력을 주어 공급하였다.

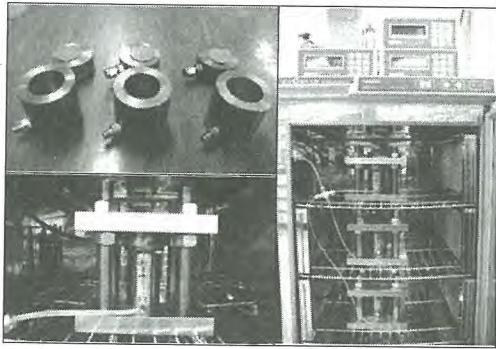


Fig. 3. Pictures of the swelling pressure test.

2.2 시험 결과

Fig. 4는 시간에 따른 팽윤압의 변화를 보여주고 있다. 순수 벤토나이트와 혼합 벤토나이트의 팽윤압은 물과 접촉한 후 얼마 지나지 않아 급격히 증가하여 피크를 보이고 약 200시간이 경과되면 일정한 값이 유지되었다. 정상상태에 도달했을 때 혼합 벤토나이트의 팽윤압은 같은 건조밀도의 순수 벤토나이트 팽윤압에 비해 약간 낮게 측정되며, 건조밀도가 클수록 그 차이가 커짐을 확인할 수 있었다.

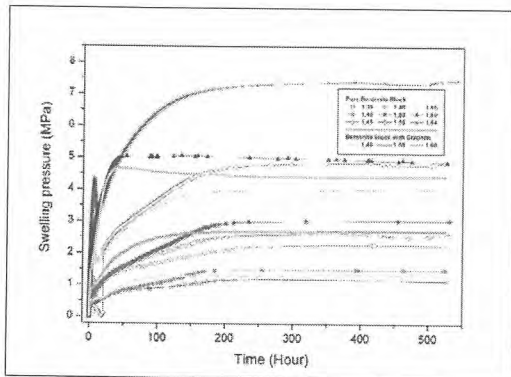


Fig. 4. Evolution of swelling pressure for different dry density.

Fig. 5는 건조밀도에 따른 팽윤압의 변화를 보여주고 있다. 건조밀도가 낮을 경우 순수 벤토나이트와 혼합 벤토나이트의 팽윤압에 차이가 없지만, 건조 밀도가 높아질수록 혼합 벤토나이트의 팽윤압이 낮게 측정됨을 확인할 수 있었다.

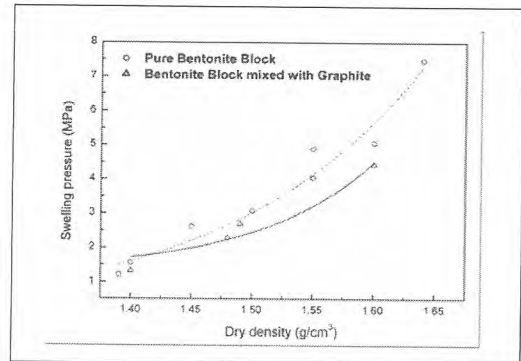


Fig. 6. Swelling pressure as a function of dry density.

3. 결론

본 연구에서는 벤토나이트 팽윤능에 미치는 첨가재의 영향을 실험을 통해 확인하였다. 그래파이트를 3 wt% 첨가한 압축 벤토나이트 블록의 팽윤압은 건조밀도 $1.40 \sim 1.60 \text{ g/cm}^3$ 을 기준으로 $1.32 \sim 4.43 \text{ MPa}$ 로 나타났다. 이는 순수 벤토나이트 압축블록의 건조밀도별 팽윤압보다 낮은 수치이다. 그러나 시험 데이터가 많지 않아 그래파이트에 의한 벤토나이트 완충재의 팽윤 능력 저하로 단정 짓기는 이르며, 더 많은 실험을 통해 확인해볼 필요가 있다.

향후 본 연구를 계속 진행하면서 첨가재의 종류와 혼합비, 혼합방법에 따른 팽윤능 변화에 대해 평가한다면, 국내 고준위폐기물 처분장에 쓰일 고열효율 완충재의 개발에 유용하게 활용될 수 있을 것으로 보인다.

4. 참고문헌

- [1] 최희주 외, "고준위폐기물 장기관리기술 개발 : 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템(A-KRS) 개발", KAERI/RR-3100/2009, 한국원자력연구원, 2010.
- [2] 최종원 외, "고준위폐기물 처분기술개발 : 처분시스템개발", KAERI/RR-2765/2006, 한국원자력연구원, 2007.

처분장 재료인 벤토나이트 내 미생물 생존 여부 및 환경적 의미

이지영, 이승엽, 정종태, 최종원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

liy7522@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 우리나라 방사성폐기물은 지하심부에 최종 처분하는 것으로 계획되어 있으며, 암반층과 처분 용기 사이에 완충재로서 압축 벤토나이트를 사용할 계획이다[1]. 지하심부에는 금속환원미생물이라고 일컫는 혐기성미생물들이 다량 생존하고 있으며, 이들 미생물들은 산소가 희박한 조건에서 중금속 또는 핵종원소들을 환원시켜 핵종들의 지하화적 거동에 크게 영향을 준다. 최근 벤토나이트 내부에도 이러한 금속환원미생물들이 생존하는지에 대한 논란이 있다[2]. 지금까지는 주로 미생물학적 영향의 고려 없이 폐기물 처분장의 완충재로서 벤토나이트를 연구해왔다. 본 연구에서는 우리나라에서 유통되는 상업용 경주벤토나이트를 대상으로 자체 미생물의 존재 및 생존 가능성을 살펴보았다.

2. 본론

2.1 시료

본 연구에 사용된 벤토나이트는 경주 소재 회사로부터 공급받은 것으로 “경주벤토나이트”라 칭한다. 경주벤토나이트는 칼슘벤토나이트로써 주 화학적 조성은 SiO_2 53.2 %, Al_2O_3 22.1 %, F_2O_3 8.4 % 및 소량의 기타 성분으로 구성되어 있다. 경주벤토나이트의 양이온교환능은 71 meq/100g이고 주요 교환가능 양이온은 Ca^{2+} 이다[3].

2.2 실험방법

본 실험에서 경주벤토나이트 내에 철환원박테리아(IRB) 및 황산염환원박테리아(SRB) 생존 여부를 확인할 목적으로 성장배지를 만들었고, 구체적인 기본 성장배지 성분은 오종민 외(2010)의 논문에서 기술되어 있다[4]. 본 연구에서는 벤토나이트 생존 미생물의 활성을 돕기 위해 IRB의 경우 기본 성장배지에 Fe(III)-citrate 를 15 mM을 넣어주었고, 전자공여체인 sodium lactate를 25 mM 추가하였다. SRB의 경우에는 기본 성장배지에 전자수용체인 5% $\text{Fe(II) ammonium sulfate}$ 를 추가로 6 ml 더 넣어주

었다. 벤토나이트-미생물 배양실험 과정은 다음과 같다.

먼저 125 ml serum bottle 내부에 멸균된 3차 증류수 100 ml와 벤토나이트 20 g을 넣고 질소로 purging한 다음, 하루동안 교반시켰다. IRB 및 SRB 성장배지에 이전에 준비한 벤토나이트 수용액을 10 ml씩 채취하여 넣어준 후, 인큐베이터에서 30 °C 조건으로 일주일 이상 배양하였다.

2.3 결과

경주벤토나이트의 철환원박테리아 생존 확인 배양실험 결과, 초기 노란색을 띄는 배양액이 약 2일이 지나자 무색으로 변하였고 벤토나이트 콜로이드가 점차 검은색으로 변하였다(그림 1).

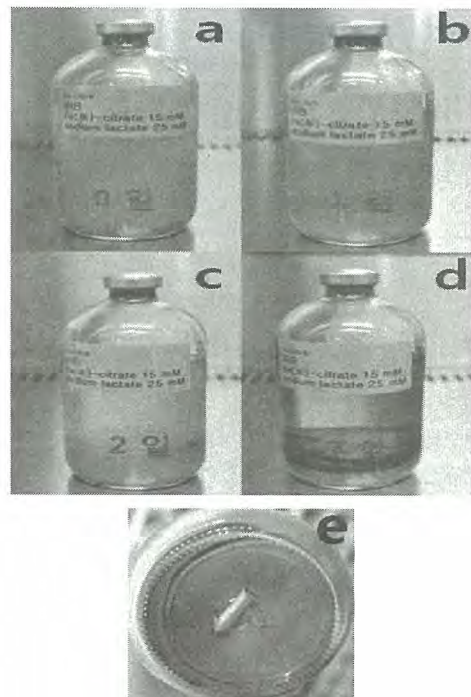


Fig. 1. Serum bottles containing bentonite and iron-reducing bacteria(IRB). (a) Day 0, (b) Day 1, (c) Day 2, and (d) Day 7. (e) Bottom image of the (d) sample. An arrow in (e) image indicates some black colloids.

그리고, 경주벤토나이트의 황산염환원박테리아 생존 여부 실험 결과, 약간 노란색을 띄던 초기 배양액이 점차 무색으로 변하였고, 약 7일 후에는 완전히 검은색으로 변하였다(그림 2).

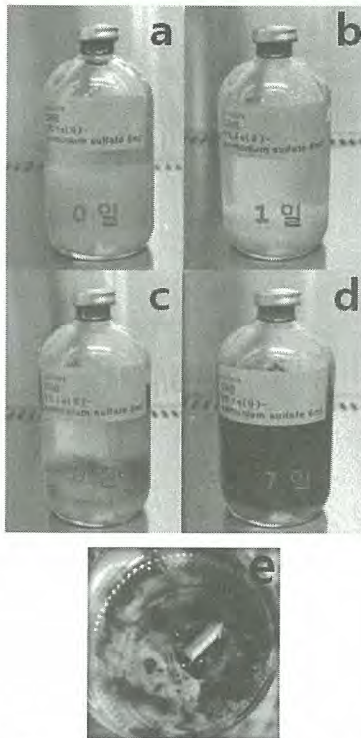


Fig. 2. Serum bottles containing bentonite and sulfate-reducing bacteria(SRB). (a) Day 0, (b) Day 1, (c) Day 6, and (d) Day 7. (e) Bottom image of the (d) sample. An arrow in (e) image indicates some black colloids.

3. 결론

경주벤토나이트에는 다양한 철환원박테리아와 황산염환원박테리아가 생존하고 있음을 국내 처음으로 확인하였으며, 만약 경주벤토나이트가 방사성폐기물 처분장의 완충재로 사용된다면 이들 미생물들에 의한 용기의 부식 및 용존 핵종들의 지화학적 거동이 영향 받을 수 있음을 의미한다.

4. 참고문헌

- [1] 백민훈, 박정균, 김승수, 이승엽, 이재광, 김정우, 김성기, 한필수, 최종원, 지성훈, 고용권, 원희준, 정의창, 2009, 천연방벽을 이용한 핵

종이동 및 지연특성 연구. 한국원자력연구원, KAERI/RR-3114/2009, pp. 593.

- [2] P. Masurat, S. Eriksson, K. Pedersen, 2010, Evidence of indigenous sulphate-reducing bacteria in commercial Wyoming bentonite MX-80. Appl. Clay Sci., 47, pp. 51-57.
- [3] W.J. Cho, J.O. Lee, K.S. Chun, 1999, The temperature effects on hydraulic conductivity of compacted bentonite. Appl. Clay Sci., 14, pp. 47-58.
- [4] 오종민, 이승엽, 백민훈, 노열, 2010, 한국원자력연구원 지하심부 미생물에 의한 용존우라늄 제거 및 광물화 특성. 한국광물학회지, 23, pp. 107-115.

공학적방벽 구성물질 자연유사 Safety Case 적용방안에 대한 사례 연구

김인영, 백민훈, 정중태, 박태진, 최종원, 최경우*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62

iykim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 직접처분의 경우 수백만년, 파이로 고준위폐기물의 경우 수백년이 경과해야 폐기물의 독성이 천연우라늄 수준으로 감소되므로 이 기간 이상 처분시설의 건전성이 유지됨을 입증하는 것이 매우 중요하다. 그러나 실험실 연구에서 초장기적으로 처분시스템과 유사한 환경을 유지해 실험을 수행하는 것은 매우 어렵다. 이에 처분시스템과 유사한 자연시스템 및 고고학적 유물을 통해 처분시스템의 거동을 예측하는 자연유사 연구의 중요성이 점차 커지고 있으며, 이를 적용한 Safety Case 개발의 필요성이 증대되고 있다[1]. 본 연구에서는 공학적방벽 구성물질에 관한 자연유사 사례연구를 통해 Safety Case 개발 시 자연유사 적용방안을 모색해보고자 한다.

2. 공학적방벽 구성물질의 자연유사 연구

한국형기준처분시스템 및 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템은 사용후핵연료 또는 파이로 고준위폐기물, 폐기물을 장입해 밀봉 및 차폐하는 처분용기, 처분용기를 보호하고 실패 시 핵종의 이동을 지연시키는 완충재로 구성된 공학적 방벽과 장심도, 환원환경의 천연암반으로 구성된 천연방벽으로 구성된다. 공학적방벽의 자연유사 연구는 크게 1) 폐기물, 2) 처분용기, 3) 완충재에 대한 연구로 구분할 수 있으며, 공학적방벽 구성품의 기계적·화학적 열화, 핵종이동 및 지연특성이 주요 연구 대상이 된다.

2.1 사용후핵연료 및 고준위폐기물 고화체

사용후핵연료의 자연유사연구에는 결정학적 구조 동질성을 갖는 uraninite와 pitchblende가 이용되며, 금속 또는 세라믹 고화체의 경우 zirconolites와 pyrochlores가 이용된다[2].

고체폐기물은 방사성핵종을 구조 내에 가둬 밀봉하는 역할을 하며, 기계적 손상 또는 부식에 의

한 침출이 발생하는 경우 핵종이 누출되게 된다. 환원조건에서 UO_2 의 부식침출은 매우 느리게 진행되지만, 방사분해에 의해 발생된 산소 및 우라늄산소가 증대로 인한 국부적 침출을 증대 및 U_3O_8 상태로의 천이에 따른 결정 격자구조의 급격한 변화로 핵종의 누출이 매우 심각해질 수 있음이 알려져 있다.

Oklo와 Cigar lake에서 암반 추적자 핵종으로 ^{99}Tc 를 이용해 측정된 UO_2 침출율은 1.5×10^{-6} , 1.1×10^{-6} , 지하수 추적자 핵종으로 ^{129}I 을 이용해 측정된 침출율은 1.5×10^{-9} , 1.1×10^{-9} 으로 알려져 있다. 산화환원전위의 경우 Cigar lake의 pyrite/siderite 기반 실험에서는 200 mV, Pocos de caldas에서는 300 mV 이하에서는 uraninite의 산화침출이 발생하지 않는 것이 확인되었다. 또한 Pena Blanca에서 1,2차 광물화 연대에 대한 연구로 방사성핵종의 누출율이 평가되었다. 부식에 대한 영향을 평가하기 위한 Sinkolobwe에서의 연구에서 uraninite의 변성물인 50종 이상의 uranyl이 규명되었으며, 이 uranyl 부식피막은 부동태화막을 형성해 부식을 늦추는 효과가 있음이 확인되었다[1].

한편, 폐기물 손상으로 핵종이 이동될 수 있으나, Oklo 원자로영역에서 핵분열 반응에 의해 생성된 핵종이 다량 발견된 점을 통해 처분시스템에서 핵종이동 지연효과가 있음이 입증되었다[2].

2.2 처분용기

폐기물의 밀봉 및 차폐를 위해 고안된 처분용기는 내력이 뛰어난 주철과 내식성이 뛰어난 구리로 구성된다. 이에 대한 유사물로는 자연발생 금속 또는 고고학적 유물 등이 주로 이용된다.

유물의 부식에 대한 유사 연구를 통한 철의 부식율은 $0.1 \sim 10 \mu m/yr$ 인 것으로 알려져 있다. 한편, Inchtuthil 못 보관소에 대한 유사연구는 다량의 철 존재 시 외곽에서 급격한 반응으로 인해 형성된 무산소 조건으로 중심부에서 부식지연효과가 있음을 시사하고 있다. 또한 Buhl에서 유사연구는 암반의 높은 비투과성으로 인해 이류성 물질전달이 제한되

는 경우 철의 산화 제한효과를 입증하고 있다[1].

고고학적 유물을 이용한 유사연구에서 측정된 구리의 부식율은 $0.025 \sim 1.27 \mu\text{m}/\text{yr}$ 로 알려져 있으며, 구리 유물의 점식인자는 3이하, 자연 구리광물의 점식인자는 2-6이하로 측정되었음이 알려져 있다. 또한 구리수도관의 점식 연구에 의하면 미생물에 의한 점식이 매우 심각하며, 처분장에서 방사선분해로 인한 산화환경이 형성되는 경우 영향을 미칠 수 있음이 확인되었다. 특히, 침몰된 전투선 Kronan의 대포는 공극수가 흐르는 montmorillonite를 함유한 해양점토층에 매장되어 처분장 유사연구에 중요한 연구대상으로, 이 연구에서 부식율은 $0.15 \mu\text{m}/\text{yr}$ 로 측정되었으며, redox front의 존재에도 산화물의 변화가 없는 것으로 구리의 산화 시 산소가 주요 산화제가 아님 등에 대한 결론이 도출되었다[1,3].

한편, 철은 유산소 조건에서 $\text{Fe}(\text{OH})_3$ 를 무산소 조건에서 Magnetite 부식 피막을 생성하며, 이와 같은 피막은 부동태화를 갖는 것으로 알려져 있다. 또한 Pocos de Caldas에서의 자연유사연구에서 redox front에서 철의 2차 산화물에 의한 핵종 흡착이 관찰되어 부식 피막의 핵종이동 지연능이 확인되었다[1].

2.3 완충재

완충재로는 스펙타이트를 주성분으로 하는 벤토나이트가 주로 사용되며, 벤토나이트는 높은 팽윤성, 가소성, 내력을 가져 처분용기를 보호하고, 물의 이동과 이류 물질전달을 제한하며, 콜로이드 및 미생물의 이동을 제한한다. 중국에서 발견된 2,000년 된 시체 및 Dunarobba의 나무에 대한 유사연구를 통해 점토질에 의한 차수 및 콜로이드, 미생물 이동 차단효과를 확인할 수 있다[1].

한편, 온도증가에 따라 벤토나이트가 일라이트화될 수 있으며, 지하수와 벤토나이트의 양이온 교환으로 인해 완충재의 완충효과가 감소할 수 있다. 이에 따라 속성작용과 교대작용에 의한 일라이트화에 대한 유사연구가 수행되었으며 일라이트화 개시에너지가 도출되었다. 또한 이탈리아 Orciatico에서 수행된 연구에 의하면 극한 온도 및 압력조건에서 용암의 작용에 의해 벤토나이트가 시멘트화될 수 있으며, 이의 균열에 의한 대류 물질전달이 확인되었다. 그리고 Stripa 광산에서 수행된 유사연구에 의하면 측정할 수 있는 수준의 벤토나이트 침몰이 발생하는 것이 확인되었다[1].

3. Safety Case 적용 방안

표 1은 자연유사 결과에 대한 Safety Case 적용 방안의 예를 도출한 것이다.

Table 1. Example application of analogues to safety case[2].

	Analogue observation	Application
waste	Dissolution of waste (Oklo, Cigar lake)	Data provision & Model validation
	Radiolytic oxidation of SF (Oklo)	Conceptual model development
	etc.	
Canister	Maximum pitting corrosion factor of Cu (Bresle(1983) etc.)	Data provision
	Retardation effect of secondary alteration product (Pocos de Caldas)	Conceptual model development
	etc.	
Buffer	Canister Sinking (Stripa mine)	Data provision
	Buffering effect of bentonite (China cadaver, Dunarobba)	Communication evidence
	etc.	

4. 결론

자연유사를 통해 물질의 건전성 및 기능실패에 대한 정량적·정성적 평가가 가능하며, 유사물은 처분시스템의 안전성을 입증하는데 가시적인 증거로 사용될 수 있다. 따라서 처분시스템의 안전성에 대한 모든 증거물 모음인 Safety Case에 유사연구를 적용한다면 안전성 입증 논리 강화에 큰 역할을 할 수 있을 것으로 사료된다. 단, 국내 처분환경에 적합한 자연유사 사례의 선택적 적용이 필요하며, 자연유사물이 존재하는 환경이 처분시스템과 완벽하게 동일하지 않기 때문에 자연유사의 결과를 처분시스템의 안전성평가에 직접적으로 사용하기보다는 정성적인 자료 또는 간접적인 안전여유도 입증 자료로 제공하는 것이 합당할 것으로 생각된다.

5. 감사의 글

본 논문은 원자력안전연구개발사업의 일환으로 한국원자력안전기술원의 지원을 받아 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] Miller et al., Geological Disposal of Radioactive Waste and Natural Analogues, Pergamon pp.53-152 (2000).
- [2] Miller et al., Network to review natural analogue studies and their application to repository safety assessment and public communication(NAnet), IWKW-CT-2002-20204, pp. 10-39 (2003).
- [3] SKB, Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, TR-11-01, Vol. 3, pp.785-795 (2011).

파이로처리 방사성폐기물 처분 시스템 원계 영역 핵종 이동 모델링 방안

이연명, 정중태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 처리(pyroprocess)에 의한 사용후 핵연료의 건식재처리를 통하여 우라늄자원을 재활용하며 TRU도 줄이고 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄일 수 있는 파이로 처분시스템이 개념적으로 설계되고 있다. 이 결과로 처분되는 주요한 폐기물의 형태로는, 사용후 핵연료의 피복관 탈피로 생성되는 금속폐기물과, LiCl-KCl 공용용융을 산화침전법으로 수집여과하여 모나자이트(Monazite)로 고화한 세라믹폐기물이 있다. 금속폐기물은 소량이긴 해도 우라늄과 TRU, 그리고 핵분열생성물이 포함되며 비록 열 발생률은 낮아도 TRU같은 장반감기 핵종이 포함된다. 모나자이트 고화체 내의 주 핵종은 희토류지만 기타 장반감기 핵종도 포함되어 있다. 파이로 처분시스템은 이러한 복합폐기물 처분에 적합하도록, 200m 심도에는 금속폐기물을, 그리고 500m 심도에는 세라믹 고준위 폐기물을 처분하는 방안으로 A-KRS이라고 부르고 있다.

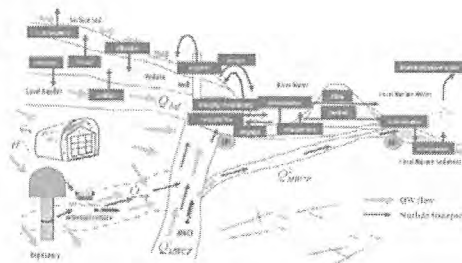


Fig. 1. 처분 시스템 개념.

그림 1에 우리나라의 환경에 비추어 가능한 파이로 폐기물 처분 시스템 개념을 도시하였다. 처분 시스템에서의 장기적인 핵종 유출에 관련된 정상 및 사고시나리오에 대한 평가는 처분 시스템에 대한 안전성 및 성능 평가 측면에서는 물론 설계에 대한 피드백을 위해서도 매우 중요하다. 이러한 평가를 위한 도구로서 상용 모사 프로그램인 GoldSim[1]을 이용하여 다양한 형태의 모듈을 개발하고 이를 모아 템플릿(template) 형태의 전산 프로그램으로 통합하여 활용하고 있다.[2-3] 처분 시스템 내 장기적

인 환경 변화에 따라 정상적으로 고려할 수 있는 핵종 유출 시나리오와 달리 사고나 사건 등에 의한 시나리오를 처분시스템에 관여된 다양한 FEP을 인지하여 시나리오를 도출하고 신뢰도 높은 모델을 구축하는 것은 처분시스템의 안전성과 장기적 성능 평가에 중요하다. 이 연구를 통하여 처분시스템 원계 영역 내 핵종 이동을 보다 정확히 평가할 수 있도록 하는 한 모델링 방안이 검토되었다.

2. 모델링

안전성 평가를 위하여 여러 수학적 모델을 구현하고 코드심을 이용하여 이를 처분 시스템 내 물리적인 여러 요소와 함께 핵종 유출에 관여하는 다양한 시나리오에 대하여 모듈 형태로 개발하고 있다. 코드심 모델은 처분 시스템의 종합적 안전성을 평가할 수 있는 형태의 프로그램으로 통합 완성된다. 다른 개발 도구와 달리 다양한 시나리오를 동시 다발적으로 구현할 수 있는 것이 코드심의 장점이지만, 모암에서의 핵종 이동이나 지진과 같은 사건에 따른 영향과 같이 결과가 정확히 시스템의 변화에 반영되도록 모델링하는 것이 중요하다. 이 연구를 통하여 기존의 처분 시스템 원계 영역에 대한 한 모델링 방안을 제시하여 보았다. 이제까지는 처분 시스템 원계 영역의 경우 그림 1에서 보이는, 모암 내 균열(internal fracture) 지역과 단층지대 등 지하수의 유동이 보다 더 발달한 지역으로 볼 수 있는 MWCF를 단순히 단일 균열이나, 이러한 균열의 다발로 간주하여 모델링을 수행하여 왔었다. 이러한 모델링의 배경에는, 최소한 처분장 모암 내 균열을 무시한 채 다공성 매질로 상응하게 보지는 않더라도 균열 암반 매질로는 간주하되, 복잡한 균열을 지하수 수리 측면에서 가장 단순하게 단일한 무한 평판 균열로 보는 것이었다. 그러나 이러한 모델링 접근의 경우, 모든 균열을 하나로 간주하여 일정한 지하수 유동률을 적용하여야 하고, 핵종이 균열 암반을 이동하며 겪게 되는 암반 조직 내 핵종의 확산과 균열 평면 등으로의 흡탈착에 의한 지연, 나아가 지진 시나리오 등에 의한 지하 매질 시스템의 영향 등을 정확히 반영하지는 못하거나 보수적으로 고려하는 단점이 있게 된다. 이 연구에서는 그림 2에 도

시한 것처럼 단일 무한 평판 균열 대신 다수, 즉 4개의 균열이 동시에 200m 처분장의 근계 영역과 연결된다고 가정하여 이러한 모델링에 대한 결과를 검토하여 보았다.

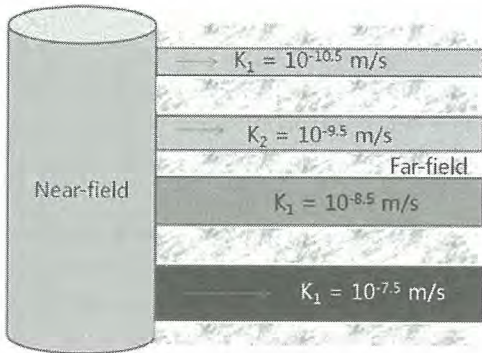


Fig. 2. 서로 다른 수리전도도를 가지며 근계 영역과 연결되는 4개의 균열에 대한 개념.

이를 위해 4개의 균열 각각에서의 수리전도도는, 200m 심도에서는 로그-정규분포를 가정하여 이들 수리전도도에 로그를 취하였을 때 그림 3과 같은 분포 ($m=-8, s=0.48$)를 갖는 pdf로 나타난다고 보고, x축을 4개의 균열 간격으로 나누어 분포곡선 하부의 면적을 구하여 각 균열이 가질 수 있는 수리전도도의 확률값으로 취하였다. 즉, 200m 깊이에서는 수리전도도를 $K_2=10^{-8.5}$ 와 $K_3=10^{-7.5}$ 를 갖는 두 균열은 각각 48.12%를, $K_1=10^{-9.5}$ 와 $K_4=10^{-6.5}$ 를 갖는 두 균열은 각각 1.8%를 차지하는 것으로 하였다. 단일 균열의 경우에는 단일 평균값으로 수리전도도를 10^{-8} m/s의 값을 갖는 것으로 가정하였다.

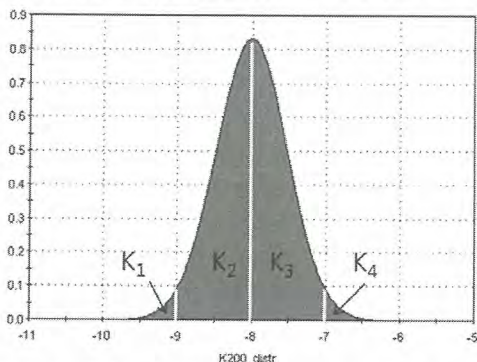


Fig. 3. 금속 폐기물 처분장 근처에서의 정규분포를 가정한 경우의 수리전도도의 로그값 분포.

3. 결론

동일한 시스템이지만 원계 영역에서의 서로 상이한 모델링 방안에 따라 서로 다른 결과를 그림 4와

5로 얻어내었다. 예상했던 대로 다수의 균열을 갖는 형태로 모델링하는 경우, 단일 균열로 모델링하는 경우보다 모든 핵종에 대하여 과과곡선의 변화가 생기는 것을 알 수 있다. 이는 암반 조직 내로의 확산과 균열 벽면에서의 흡탈착의 효과가 4개의 모든 균열에서 동시에 발생하는 데다 균열 내 지하수 유속도 달라지기 때문이다. 이러한 모델링 방안은 모암 내 균열 암반에서의 신뢰도 있는 모델링은 물론 지진 등 사고나 사건 시나리오를 보다 현실적으로 고려할 수 있도록 해 줄 것으로 기대된다.

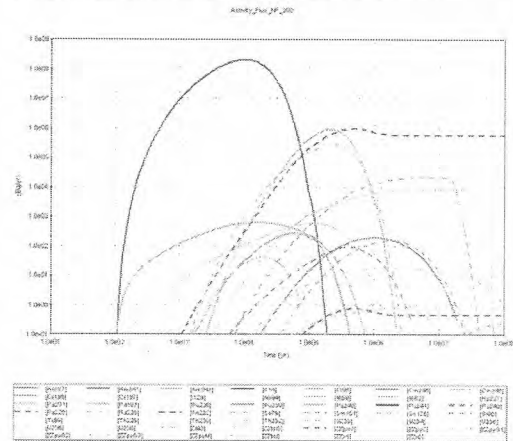


Fig. 4. 단일 균열을 갖는 모암에서의 핵종의 플럭스.

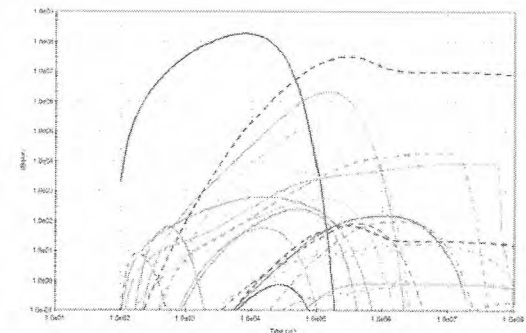


Fig. 5. 4개의 균열을 갖는 모암에서의 핵종의 플럭스.

4. 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 safety 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).

처분 안전성평가에서 자연유사연구의 역할 및 활용

백민훈, 정중태, 최종원, 최경우*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국원자력안전기술원, 대전시 유성구 과학로 62

mhbaik@kaeri.re.kr

1. 서론

처분 안전성평가에서 사용된 모델들과 자료들을 제공하고, 신뢰성을 평가하는데 도움이 될 수 있는 중요한 방법 중 하나가 자연유사연구를 수행하는 것이다[1]. 특히, 최근에 전 세계적으로 처분안전성 확보를 위한 평가프로그램이 safety case 개념으로 확대되어 처분안전성과 관련된 보다 광범위하고 다종의 안전성 입증자료의 확보를 요구하고 있는 실정이다.

자연유사연구는 방사성폐기물 처분장 폐쇄 후 안전성평가를 지원하는 처분장의 장기거동에 대한 이해를 증진시키고, 안전성평가모델에 필요한 정량적 자료를 제공하고, 심지어는 처분의 안전성 입증에 위한 보조안전지표로 활용된다. 따라서 방사성폐기물 처분장의 안전성 검증을 위해서는 국내외에서 수행된 자연유사연구 결과들을 처분 안전성평가에 활용하기 위한 방법론이 개발되어야 하며, 개발된 방법론을 활용하기 위한 정보자료의 구축이 필수적이다.

2. 본론

2.1 처분 안전성평가에서 자연유사연구의 역할

현재 자연유사연구는 방사성폐기물의 지중처분을 고려하고 있는 대부분 국가들의 처분 프로그램에서 통합적인 부분의 하나로 간주되고 있는 실정이다. 이러한 자연유사연구의 중요성은 완료되었거나 또는 현재 진행 중인 많은 국가적 또 국제적인 자연유사연구 결과들이 처분장 성능평가와 관련된 많은 논문들과 문헌에서 제시되고 있다는 것에서도 확인할 수 있다. 현재 자연시스템 또는 자연유사물들에 대한 연구들이 처분장에서 발생하는 많은 과정들을 이해하는데 기초가 되고, 따라서 안전성평가 코드를 개발하는데 중요한 역할을 수행하고 있다는 것에는 이견이 없다 (Fig. 1 참조).

방사성폐기물 처분과 관련하여 자연유사연구는

다음과 같은 관점에서 매우 유용하다[2].

- 실질적인 시간대에 걸쳐 처분장 주변에서 발생할 수 있는 것들과 유사한 지질학적 과정들과 기작을 확인하고 이해하는 것
- 장기적인 처분장 성능평가의 기초를 이루는 실험실적 연구에 기초한 모델들을 시험하는데 성공적으로 사용되어져 온 입력자료들을 유도하는 것
- 안전성평가 모델들에 직접적으로 입력 가능한 입력자료들(예를 들면, 암반 확산깊이 등) 생산하는 것

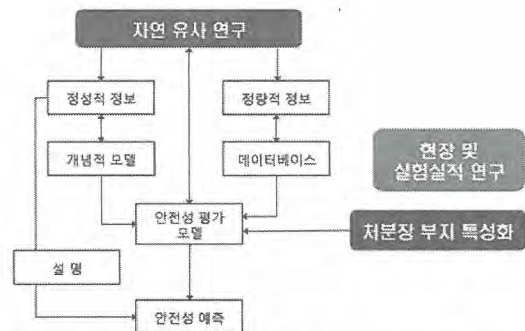


Fig. 1. Schematic illustration for the roles of natural analogue studies in disposal safety assessment.

더구나 자연유사연구는 브로셔, 비디오, 탐방 등을 통해 일반 대중들에게 방사성폐기물 처분개념이나 적절한 기간에 걸친 처분시스템의 신뢰성을 더 잘 이해시키고 설명함으로써 일반대중과의 관계나 교육적인 역할을 수행하는데 매우 중요한 역할을 한다.

2.2 처분 안전성평가에서 자연유사연구의 활용

처분안전성평가에서 자연유사연구결과를 활용하는 방법은 크게 직접적인 방법과 간접적인 방법으로 나눌 수 있다. 그리고 자연유사연구 자료를 직접적으로 활용하는 방법은 크게 다음과 같이 세 가지로 분류할 수 있다.

- 정량적인(hard) 방법: 안전성평가에 수치적 입

력자료로 활용

- 정성적인(soft) 방법: 설명에 의한 개념적 모델들의 신뢰성 구축
- 설명적인 방법: 일반대중과의 관계 또는 인지적인 것

자연유사자료들은 안전성평가에 간접적으로도 활용될 수 있다. 방사성폐기물을 격리하는데 중요한 수많은 FEPs(features, events, and processes)들이 확인되고 기술되어야 하는 안전성평가를 위한 체계적인 시나리오 개발이 그 예라 하겠다. 실험실적 자료 및 현장자료들과 함께 자연유사 자료들의 역할은 시나리오 개발에서 각기 다른 FEPs들을 지원하거나 그렇지 않으면 이들을 포함하는 것이다. Table 1에 처분안전성평가에서 자연유사결과의 활용 예를 제시하였다.

Table 1. Some examples of utilization of natural analogue data in disposal safety assessment.

Safety	Development	Data	Model
KRS-1 (Sweden, 1985)	• Radiolytic oxidation of spent fuel against observations from Chlo	• Max. pitting corrosion factor for Cu • Biontic stability at T<100°C	
Projekt Gewähr (Switzerland, 1985)	• Stability of borosilicate phases • Stability and instability of concrete and mortar • Stability of bitumen • Radionuclide release concepts against Chlo observations	• Long-term steel corrosion rates • Constraint utilization of bentonite	
SKB-91 (Sweden, 1991)	• Support of bentonite stability from observations at Gotland • Radon front model supported by Poles de Callas observations • Exclusion of matrix diffusion	• Limit relevance of colloid transport by using data from Poles de Callas • Demonstrate conservativeness in estimating radiolytic oxidation by using information from Cigar Lake	• Radionuclide solubility model testing and comparison with observed solubilities at Poles de Callas and Cigar Lake
TPG (Finland, 1992)	• Use of palaeohydro-geological data in development of ice age scenarios • Observations from Cu deposits and Kriman canyon to support corrosion estimates • Use of field and microbial information from Poles de Callas and Palmetto to develop models	• Matrix diffusion profiles surveyed from various natural analogues	• Testing of UO ₂ spent fuel dissolution models using Cigar Lake information
AKELIS (Canada, 1994)	• Support development of conceptual models for: - Fuel dissolution - Cu corrosion - Clay heave, and - Radionuclide retardation, particularly the role of colloids and organics	• Geochemical processes and parameter values for: - Radon control on UO ₂ solubility (incl. radiolysis bounding values) - Cu corrosion - Bentonite-to-bitite conversion, and - Radionuclide retardation (incl. matrix diffusion bounding values)	• Testing of models and databases for: - Radionuclide solubility - Colloid formation and organic complexation, and - Cu corrosion, using observation from Cigar Lake, the Canadian Shield and the Kriman canyon
Kristallin-1 (Switzerland, 1995)	• Back-up in scenario development	• Bounding calculations on radon front development using information from Poles de Callas • Depths of matrix diffusion penetration	• Radionuclide solubility model testing and comparison with observed solubilities at Poles de Callas, Omm and Mosparin • Testing models for radon front development
NRC-IPA (USA, 1995)	• Disruptive scenario development (volcanism) • Back-up source term conceptual model from Poles de Callas • Relative importance of macro-micro-fractures and matrix transport at Poles de Callas • Back-up for vapour phase transport from Valles Calabres • Back-up conceptual model for transport in fractures	• Identification of secondary phases for long term release at Poles de Callas	• Model testing for elemental transport in unsaturated media at Akrodit

2.3 자연유사연구 활용성 증진방안

비록 몇몇 안전성평가에서 자연유사 자료들을 어느 정도 통합적으로 활용하였다고 하지만 이들 자료들의 활용은 아직 폭넓게 인식되고 있지 못한 실정이다. 자연유사 자료들의 활용성에 장애가 되는 것으로 인식되는 문제점들은 다음과 같다.

- 안전성평가의 요구에 적합한 자연유사 자료들의 취득과 전달이 부적절 함

- 단순한 안전성평가 모델들의 입력자료로 매우 복잡한 자연유사 자료들을 이용하는 데서 오는 어려움
- 대화와 소통을 증진시키기 위한 지구과학적 연구자들 그룹과 안전성평가자 그룹 사이의 친밀한 통합의 필요성

특히, 지구과학적 연구자 및 안전성평가자 두 그룹 간의 소통을 위해서는 그룹 사이에 조정 역할을 하는 중간자 그룹이 필요하다. 이러한 대화와 소통의 증진이 처분장 안전성평가에서 자연유사연구의 중요성을 인식하고, 활용성을 증진시키는데 중요한 역할을 할 것으로 판단된다.

3. 결론

자연유사연구는 처분안전성평가에서 매우 다양한 방법으로 중요한 역할을 수행하고 있지만, 처분 안전성평가에서의 적극적인 활용은 아직도 매우 제한적이다. Safety case를 통한 처분안전성평가 및 확보가 중요한 현 시점에서는 자연유사연구 결과의 보다 적극적인 활용방법론 개발과 함께 관계자들의 인식의 전환이 필요하다고 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구개발사업의 일환으로 원자력안전기술원의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] IAEA, Natural analogues in performance assessments for the disposal of long lived radioactive wastes. IAEA Technical Reports Series No. 304, 1989.
- [2] J.A.T. Smellie, F. Karlsson, W.R. Alexander, Natural analogue studies: present status and performance assessment implications. J. Contam. Hydrol., Vol. 26, pp. 3-17, 1997.
- [3] IAEA, Use of natural analogues to support radionuclide transport models for deep geological repositories for long lived radioactive wastes. IAEA-TECDOC-1109, 1999.

처분 안전성평가 내 자연유사연구 현황분석: 원계영역

박태진, 백민훈, 정중태, 김인영, 최종원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

etipark@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 원자력선진국의 고준위방사성폐기물 처분 안전성 연구는 Safety Case 개발의 차원에서 매우 다양한 문제들로부터 야기될 수 있는 불확실성을 감소하여 신뢰도를 향상하는 연구에 초점을 두고 있다. 이들 중 특히 자연유사연구는 최근 OECD/NEA와 IAEA 등의 국제기구를 중심으로 Safety Case가 강화되면서 다시 주목받고 있다. 현재 대다수 선진각국의 시행기관과 인허가 규제기관은 주요지표(primary indicator)와 더불어 상호보완지표(complementary indicators)를 Safety Case의 중요한 필요요소로 선택했으며, 자연유사는 상호보완지표기준(indicator criteria)의 선정에 고려되는 대표적인 분야 중 하나이다.

자연유사연구(natural analogue study)는 방사성폐기물 처분장 및 그 주변 환경과 어느 정도 유사성을 가진 자연의, 생태의, 고고학적, 또는 산업적 시스템을 조사하여 처분장의 구성 요소들, 또는 처분장 변화를 제어하는 과정들의 단기적 및 장기적 거동에 대한 이해를 제공하는 것이다. 자연유사연구는 안전성평가에 있어 특히 큰 불확실성을 초래하는 시간과 복잡성에 대해 기존의 실험실 및 현장시험 조사를 보완하는 역할을 할 수 있다. 각 방법의 장단점을 표 1에 정리하여 비교하였다. 실질적으로 두 방법이 상호보완적이며 모두 필요하다.

본 연구의 목적은 방사성폐기물 처분분야의 자연유사연구의 현황을 검토·분석하여 해당 분야에 대한 이해도를 높이고, 필요 자료를 구축하고, 대한민국 내 특정적 조건에 맞는 자연유사연구의 적용 및 활용에 대한 전망을 분석하는 것이다.

2. 본론

2.1 자연유사연구의 종류 및 적용범위

자연유사연구의 분야는 유사화학(chemical analogues)에서 고고학적 시스템에 이르기까지 매우 다양하고, 적용 범위는 처분장 구성요소에서

생태계에 이르기까지 매우 광범위하다. 유사연구는 역사적으로 소수의 자연 시스템에 집중하여 연구하는 경향이 있기에 처분장 시스템의 주요 요소 또는 그 요소의 장기적 변이과정(long-term evolution)의 특성을 대표하는 몇몇 광범위한 그룹으로 분류할 수 있다. 이는 유사화학, 자연의 지질학 및 지화학 시스템, 고고학적 시스템, 인위 생성적 오염 부지 등을 포함한다. 처분안전성 연구와 관련한 유사연구의 주제를 분류하면 유사부지 연구, 처분장 물질 연구, 이동 및 자연 과정에 관한 연구 등을 포함한다[1].

Table 1. The advantages and disadvantages of laboratory and analogue studies.

불확실성 원인	실험실 및 현장시험 조사	자연유사
시간	몇 주에서 최대 한두달의 상대적으로 짧은 기간임.	전혀적으로 몇 천년에서 백만년에 달하는 매우 오랜 기간임.
공간	실험실 또는 현장시험 장소에 국한된 상대적으로 좁은 지역에서 연구가 수행됨.	유사 시스템은 실제 반응이 일어난 지역에 매우 넓고 규모가 매우 큼.
복잡성	결과에 대한 모델링이 용이하도록 연구자에 의해 설정된 매우 단순한 실험 시스템임.	자연 시스템은 복잡하고 연계된 다양한 과정들이 포함된, 따라서 현실에 가깝지만 모델링이 어려움.
경계조건	잘 정의된 경계조건이 존재하며 실험을 위해 설정이 가능함.	경계조건이 종종 정의되지 않음.
물질	현재 처분장에 사용된 물질이 연구에서 사용됨.	유사 시스템의 물질은 처분장 물질의 특성을 단지 근사적으로 접근할 수 있음.
과정	온도를 올리거나 공격적인 반응물 사용이 가능하여 반응을 촉진시킬 수 있음.	유사 시스템 내에선 과정들이 자연의 반응속도 및 조건 하에서 진행됨.
열역학적 가정	열역학적 가정에 반응 속도론(reaction kinetics)을 거의 고려하지 않음.	유사 시스템 내의 과정들은 고유의 반응속도에 따라 일어나고, 따라서 유사연구 결과는 반응도 고유의 반응 속도 제약을 설정함.

유사연구를 보다 세부적으로 처분시스템에 대한 근계영역과 원계영역으로 나누어 살펴보면, 근계영역 관련분야는 처분장 근계영역에서 방사성 핵종의 이동, 방사선 분해(radiolysis)에 의한 산화, redox front의 형성과 전달, 부식생성물 등과 방사성 핵종의 공침 등의 주제를 포함하는 반면, 원계영역 관련분야는 저투수층 내 지하수 흐름평가, 원계영역에서 방사성 핵종의 이동, 이동과 관

련한 channelling, matrix 확산의 역할, 콜로이드의 역할, 염도(salinity), 평형, 흡착, 변성 등의 주제를 포함한다.

2.2 원계영역 자연유사 연구

안전성평가 모델에서 원계영역의 성능은 크게 근계영역에서 방출된 핵종이 지질계를 통해 이동하는 속도와 궁극적으로 핵종이 생태계(지상환경)에 도달하는 농도를 계산함으로 평가된다. 처분장 안전성평가의 일환으로 원계영역의 안정성에 영향을 미치는 과정과 이에 따른 원계영역을 통해 이동하는 방사성핵종의 속도 역시 고려되어야 한다.

많은 자연 시스템에선 위와 같은 이동의 과정이 계속 벌어지고 있다. 처분장 시스템과 주요한 차이점이라면 자연적으로 발생하는 원소들만이 영향을 받는다는 점이다. 원계영역의 성능을 '예측'한다는 의미로 자연유사에선 처분장 환경과 유사한 지질학적 환경에서 자연발생의 방사성원소에 대한 이동을 우선 고려하게 된다. 이런 자연 방사성핵종의 이동 시스템에 대한 많은 유사연구가 진행되었고, 통상적으로 이동과 지연의 과정을 이해하기 위해 우라늄 광상 부근에서 연구가 수행되었다. 일부 연구는 정량적인 정보(예: matrix 확산 계이)를 제공하였지만 대다수는 모델 개념 개발과 검증에 유용한 정성적인 정보를 제공하였다. 원계영역에서 방사성핵종의 이동과 지연을 제어하는 주요한 과정들은 다음과 같다[2]:

- 방사성핵종의 이동 (확산 및 균열과 다공 매질에 의한 이류를 포함)
- 방사성핵종의 지연 (화학적(수착, 침전/공침, 고정화) 과정 및 물리적(여과, 이온배제) 과정 등 포함)
- 지질안정성 및 구조지질학적 과정 (응기, 침하, 화산활동, 지진활동 포함)
- 고대수리지질학 및 고대수리지화학

방사성핵종의 이동과 지연을 제어하는 원계영역의 대표적 과정들에 대한 주요 유사연구를 정리하면 표 2와 같다.

3. 결론

자연유사연구는 처분 안전성평가에 있어 모델 개념 개발 및 구성, 입력자료의 제공 및 검증, 모델의 검증 및 인증 등에 효과적인 역할을 수행하

기에 최근 Safety Case의 주요 필요요소로 고려되고 있다. 본 연구에선 처분장시스템의 근계영역, 원계영역, 생태계 등의 분류 중 원계영역 과정들에 대한 자연유사연구를 정리하고 특히 결정질암에 대한 핵종의 이동과 지연 과정에 관련된 유사연구를 살펴보았다.

Table 2. A summary of the main analogue observations with regard to processes in the far-field that control radionuclide transport and retardation.

주제	유사시스템	주요 관찰(자연/인공 유사성)
원계영역	자연/인공 유사성	- 원계영역은 처분장 지반을 덮는 다양한 지질학적 구조를 포함한다. - 원계영역은 처분장 지반을 덮는 다양한 지질학적 구조를 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다. - 원계영역은 처분장 지반을 덮는 다양한 지질학적 구조를 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다.
지연	자연/인공 유사성	- 지연은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. - 지연은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다. - 지연은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다.
이동	자연/인공 유사성	- 이동은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 촉진시키는 다양한 과정을 포함한다. - 이동은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 촉진시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다. - 이동은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 촉진시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다.
안정성	자연/인공 유사성	- 안정성은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. - 안정성은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다. - 안정성은 원계영역에서 방사성핵종의 이동을 지연시키는 다양한 과정을 포함한다. 이는 원계영역의 안전성 평가에 중요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력안전연구개발사업의 일환으로 원자력안전기술원의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Miller W., Alexander R., Chapman N., McKinley I. and Smellier J. (2000). Geological disposal of radioactive wastes and natural analogues. Waste Management Series. Volume 2. Pergamon. Elsevier Science Ltd., Oxford, UK.
- [2] Miller, B.; Hooker, P.; Smellie, J.; Dalton, J.; Degnan, P.; Knight, L.; Noseck, U.; Ahonen, L.; Laciok, A.; Trotignon, L.; Wouters, L.; Hernán, P.; Vela, A. (2006). NANet Network to review natural analogue studies and their applications to repository safety assessment and public communication. Synthesis Report. EUR 2, 1919.

벤토나이트 완충재의 제포화 특성 분석

김진섭, 조원진, 최희주, 조계춘*

한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국과학기술원, 대전 유성구 과학로 335

kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

TOUGH2는 균열이 존재하는 다공성 매질(fractured porous media) 내 포화 및 불포화 지하수 유동과 핵종이동(radionuclide transport)을 해석할 수 있는 유한차분 해석코드의 일종이다. 이는 미국에서 초기에 지열발전(geothermal reservoir)이나 고준위 폐기물처분(high-level nuclear waste isolation)과 관련된 연구를 위해 개발되었다. 하지만 현재는 다공성 매질(porous media) 내 다상현상(multi-phase phenomena)의 복합기동(coupled reaction)과 관련된 열과, 수분 이동 그리고 건조현상 등을 모사·예측하기 위해 다양한 분야에 활용되고 있다.

본 연구는 TOUGH2 코드를 이용하여 SKB Task 8a를 중심으로 완충재와 현장암반의 수리학적 거동특성을 살펴보았다. 벤토나이트 완충재의 고유 특성인 높은 수분 흡수력(suction pressure)과 현장암반 내 존재하는 절리 영향을 TOUGH2 코드를 통해 구현을 하였다.

2. 실험재료 및 방법

해석의 초기조건과 관련하여 본 모델의 경우 터널 내벽에서 대기압 상태(0.1 MPa)를 유지하며, 좌측과 상하부 모델의 경계영역에서는 2 MPa를 각각 유지하는 것으로 해석하였다.

암반의 경우 초기 압력을 2 MPa 그리고 온도를 20℃ 그리고 Two-phase (P_g , S_g , T)에서 초기 gas saturation을 0.001로 각각 설정하였다. 한편 벤토나이트의 경우 초기 압력을 0.1 MPa 그리고 온도를 20℃ 그리고 Two-phase (P_g , S_g , T)에서 초기 gas saturation을 0.64로 각각 설정하였다. 또한 터널 내부 air의 경우 벤토나이트와 동일하게 초기설정을 하였으나, 다만 Single-phase (P , X, T)에서 air mass fraction만 0.999로 다르게 설정하였다.

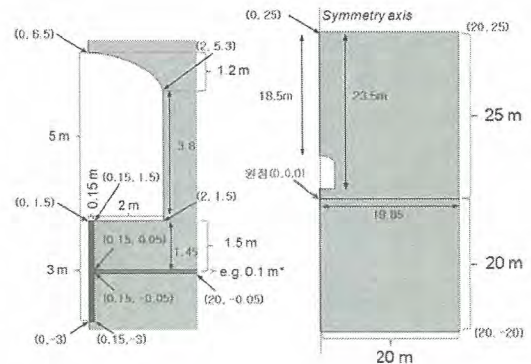


Fig. 1. Geometrical set-up.

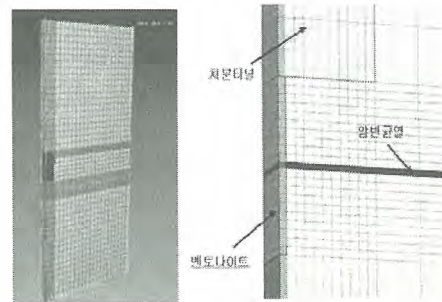


Fig. 2. Mesh generation in TOUGH2.

3. 실험결과 및 분석

3.1 완충재 주변 압력변화

절리암반 조건에서 터널 주변의 압력변화에 대해 분석하였으며, 그 결과 중 10일 경과 후의 처분공과 벤토나이트 완충재 주변의 압력변화를 다음의 Fig. 3에 나타내었다.

무결암 조건에서는 해석 초기(1d)부터 터널 및 처분공에서의 대기압 조건이 해석영역 경계까지 빠르게 영향을 미치는 것으로 분석되었다. 하지만 시간 경과에 따른 처분공 주변으로 압력강하가 점차 완화된 10년 경과시에는 완충재 내부에서부터 크게 압력이 상승하는 현상이 발견되었다.

이는 벤토나이트가 포화됨으로써 팽창압력이 내부에서부터 발생하기 때문인 것으로 판단된다.

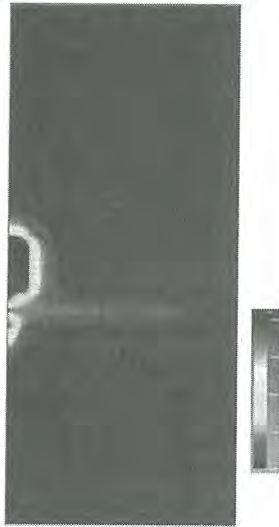


Fig. 3. Variation in pressure around disposal tunnel (10d).

3.2 완충재 주변 포화도 변화

완충재 내부의 시간에 따른 포화도 변화를 아래의 Fig. 4에 나타내었다. 질리가 없는 무결암반의 경우 벤토나이트가 완전 포화(포화도 ≥ 0.95 로 가정)되는데 전체적으로 약 25년이 소요됐다. 한편 질리암반의 경우에는 벤토나이트가 완전 포화되는데 질리가 존재하는 위치에서는 약 2년, 그리고 그 상하부 완충재 위치에서는 약 10년 정도의 시간이 소요되는 것으로 분석되었다. 즉 현장암반 내 질리를 고려해 줌으로써 완충재의 포화시간이 약 최소 10배 이상의 차이를 보이는 것으로 분석되었다.

무결암의 경우 벤토나이트 경계면에서 현장암반과의 상호작용으로 인해 포화도가 현저히 떨어지는 현상이 발생하다가 점차 증가하여, 경계면으로부터 약 1.5cm에서 최대 포화도를 보이고 점차 벤토나이트 중심축으로 진행하면서 포화도가 매우 완만하게 감소하는 경향을 나타내었다. 또한 시간 경과에 따라 포화도 분포곡선이 점차 상승됨을 확인할 수 있었다.

질리암반 조건의 경우 벤토나이트 완충재를 처분공에 설치하였을 때, 경계면에서는 완충재 설치로 인해 현장암반의 포화도를 일정부분 감소시키는 현상이 발생한다. 이는 벤토나이트의 고유 특징인 강한 흡수력(suction pressure)이 존재하기 때문이다.

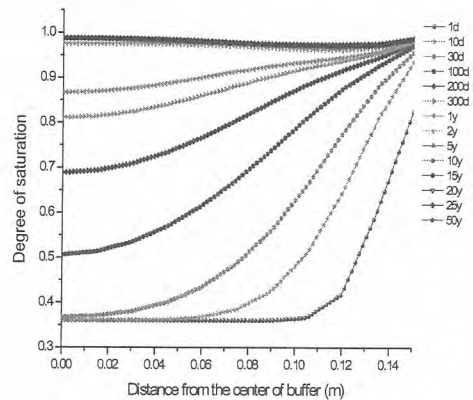


Fig. 4. Horizontal saturation profile in bentonite at 1.5m.

4. 결론

4.1 무결암반의 경우 벤토나이트가 완전 포화시까지 약 25년의 시간이 소요되었으며, 암반 내 질리가 존재할 경우에는 약 2년이 소요(약 12배 차이)

4.2 무결암반의 경우 벤토나이트의 높은 흡수력(suction pressure; 100 MPa)에 비해 주변 암반으로부터 지하수 유입이 적으므로 벤토나이트와 암반 사이의 경계면에서 포화도의 급격한 변화가 발생

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] C. Doughty 2007. Modeling geologic storage of carbon dioxide: Comparison of non-hysteretic and hysteretic characteristic curves. Energy Convers. Manage. 48: 1768-1781.
- [2] S. Finsterle, Primary variables variable switching initial conditions boundary conditions, Earth Sciences Division LBNL, Berkeley, California.

방사성폐기물 처분 시스템 복합시나리오의 안전성 평가를 위한 위험도 평가 방법

김정우, 조동진, 강철형, 이연명, 고낙열, 정종태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

iw_kim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분 시스템의 신뢰성 확보를 위하여, 그동안 방사성폐기물 처분장 폐쇄후 장기 안전성 평가를 위한 다양한 연구가 수행되어 왔다. 방사성폐기물 처분장의 장기 안전성 측면에서 방사성핵종의 유출 및 이동과 관련하여 다양한 시나리오가 존재할 수 있다. 여기에는 외부의 물리적 간섭 없이 자연적으로 나타나는 정상시나리오와 지진과 같은 자연재해나 통제되지 못한 상황에서 인간에 의한 간섭 등으로 나타나는 비정상시나리오가 해당된다. 또한, 이러한 정상시나리오와 비정상시나리오가 시간에 따라 복합적으로 연계되는 복합시나리오에 대한 평가는 방사성폐기물 처분 시스템의 안전성평가에서 불가피하다.

방사성폐기물 처분 시스템의 안전성 평가 방법은 크게 비통합적 방법(disaggregated approach)과 통합적 방법(aggregated approach)으로 나뉜다. 비통합적 방법에서는 어떠한 시나리오가 발생할 확률과 그 시나리오에 의해서 나타나는 피폭선량을 개별적으로 고려하지만, 통합적 방법에서는 최종적인 위험도(risk)를 평가하기 위하여 피폭선량과 시나리오 발생확률을 동시에 고려한다[1]. 위험도 평가를 통한 안전성 평가는 위에서 언급된 다양한 시나리오를 포함하는 복합시나리오에 대한 안전성 평가를 가능케 한다는 점에서 또 다른 장점이 있다.

이와 관련하여, Seo 등[2][3]은 방사성폐기물 처분장의 복합시나리오에 대한 통합적 위험도 평가 방법을 이론적으로 제시하였다. 하지만, Seo 등[2][3]의 방법은 선행적으로 각 시나리오별 발생확률을 시간에 따른 함수로 구해야 하고, 시나리오 발생확률은 결과적으로 부합하는 피폭선량의 곱으로 해당 시나리오에 의한 위험도가 계산되는데, 이러한 작업을 매 시간별로, 그리고 각각의 시나리오별로 모두 수행해서 모두 합해야 최종적인 위험도가 계산되는 번거로움이 있다. 또한 Seo 등[2][3]의 방법은 연계되는 두 개 이상의 사건(event)으로 구성되는 시나리오에 대해서는 그 사건들에 의한 복합적인 영향을 설명하는데 어려움이 있다.

이러한 선행 연구들의 단점을 보완하기 위하여, 본 연구에서는 복합적/연계적으로 발생하는 여러 사건에 의해 처분시스템에 미치는 영향에 대한 기준(criteria)을 설정하고, 사건의 질적, 양적, 시간적 발생 확률을 고려한 Monte Carlo 방법을 도입하여 효율적인 복합시나리오 위험도 평가 방법을 개발하였다.

2. 본론

2.1. 안전성 평가 코드

본 연구에서 사용된 방사성폐기물 처분 시스템 안전성 평가 코드는 한국원자력연구원에서 GoldSim 프로그램을 이용하여 개발된 평가 코드[4]이다.

2.2. 복합시나리오

본 연구에서는 복합시나리오 위험도 평가를 위한 기초연구로써 지진 사건 하나만을 고려하여 10⁶년간 발생할 수 있는 복합시나리오에 대한 위험도 평가를 수행하였다.

지진 사건의 발생은 10⁻⁴ yr⁻¹의 평균발생빈도(λ)를 가지는 다음의 Poisson 누적확률분포를 이용해서 나타내었다.

$$F(t) = 1 - \exp(-\lambda t)$$

여기서, $F(t)$ 는 시간 t 에서 사건 발생확률이다.

발생된 지진은 강도와 처분장으로부터 진원지까지의 거리로 특성지워졌다. 여기서, 지진 강도(M)의 분포는 다음의 log-uniform 누적확률분포($F(M)$)로 가정하였다.

$$F(M) = \frac{\ln M - \ln a_1}{\ln b_1 - \ln a_1} \quad (a_1 \leq M \leq b_1)$$

여기서, a_1 와 b_1 는 각각 지진강도 최소값(5.5)과 최대값(8.0)이다. 진원지까지의 거리(D) 분포는 다음의 tri-angular 누적확률분포($F(D)$)로 가정하였다.

$$F(D) = \begin{cases} \frac{(D-a_2)^2}{(b_2-a_2)(c_2-a_2)} & (a_2 \leq D \leq b_2) \\ 1 - \frac{(c_2-D)^2}{(c_2-b_2)(c_2-a_2)} & (b_2 \leq D \leq c_2) \end{cases}$$

여기서, a_2 , b_2 , c_2 는 각각 진원지까지 거리의 최소값(0 km), 최빈값(5 km), 최대값(25 km)이다.

Monte Carlo 방법으로 각 시뮬레이션마다 지진 강도와 진원지까지 거리의 발생확률에 각각 난수 (ξ_1 과 ξ_2)를 발생시켜 발생할 수 있는 지진강도와 진원지까지의 거리를 다음과 같이 역산하였다.

$$M = \exp(\ln a_1 + F(M)(\ln b_1 - \ln a_1))$$

$$F(M) \rightarrow \xi_1$$

$$D = \begin{cases} a_2 + \sqrt{F(D)(b_2 - a_2)(c_2 - a_2)} & F(D) \leq \frac{b_2 - a_2}{c_2 - a_2} \\ c_2 + \sqrt{(1 - F(D))(c_2 - b_2)(c_2 - a_2)} & F(D) \geq \frac{b_2 - a_2}{c_2 - a_2} \end{cases}$$

$$F(D) \rightarrow \xi_2$$

지진 발생에 의한 처분시스템으로의 영향은 근계 균열암반의 핵종지연 기능 상실과 원계 MWCF에서의 유량(Q_{MWCF}) 증가가 다음과 같은 기준으로 고려되었다.

$$Event1: M > 7.5 \Rightarrow near-field fail$$

$$Event2: M/D > 0.5 km^{-1} \Rightarrow Q_{MWCF} \times 10$$

여기서, 근계 균열암반의 핵종지연 기능 상실은 비가역적이고 원계 MWCF에서의 유량 증가가 발생하는 횟수의 최대값은 2회로 가정하였다.

이러한 기준으로 도출된 발생가능 복합시나리오 는 총 5가지로 Table 1과 같다.

Table 1. Possible complex scenarios.

Scenario	Events		
S1	Event1	Event2	Event2
S2	Event1	Event2	-
	Event2		
S3	Event2	Event1	Event2
S4	Event2	Event1	-
		Event2	
S5	Event2	Event2	Event1

2.3. 위험도 평가 결과

Monte Carlo 방법으로 100회 시뮬레이션한 결과를 Fig. 1에 나타내었다. Fig. 1에서 검은 실선들은 각 시뮬레이션에서 나타난 피폭선량이고, 붉은색 실선은 그 평균값이다. 녹색 실선은 평균 피폭선량에 위험도 상수($5 \times 10^{-2} Sv^{-1}$)를 곱해서 나타는 위험도이다. 그리고, 붉은색 점과 푸른색 원은 각각 Event1과 Event2가 발생한 시점에서의 지진 강도를 나타냈다.

그 결과, Event2보다는 Event1에 의해서 피폭선량의 변화가 나타났고, 그 변화폭은 최대 약 10배 정도로 나타났다. 그리고, 약 10^5 년 이후에는 Event1이 발생하더라도 피폭선량에 영향을 주지 않는 것으로 나타났다.

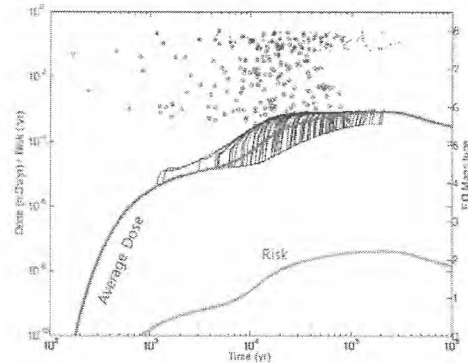


Fig. 1. Simulation results (Monte Carlo approach for 100 times).

100회의 안전성평가 시뮬레이션에 대한 각 시나리오의 발생확률을 Table 2에 계산하여 나타내었다. 그리고, 10^5 회의 Monte Carlo 난수발생을 하여 계산된 각 시나리오별 의사-이론적(Pseudo-theoretical) 발생확률을 함께 나타내었다. 그 결과, 안전성평가 시뮬레이션에서 계산된 시나리오별 확률분포가 이론값과 유사하게 나타난 것을 확인할 수 있었다.

Table 2. Probabilities of each scenarios (Modeling results & pseudo-theoretical values).

Scenario	Simulation	Theory (Pseudo)
S1	0.07	0.041
S2	0.25	0.184
S3	0.02	0.033
S4	0.15	0.141
S5	0.51	0.601

3. 결론

본 연구에서는 기존의 안전성평가 코드를 이용하여 Monte Carlo 방법으로 효율적인 복합시나리오 안전성 평가 방법을 개발하였다. 그리고, 위험도 평가에서의 시나리오 발생 확률개념이 본 평가 방법에 잘 적용되어 있음을 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] ICRP Publication 81, Pergamon Press (2000).
- [2] J. of Radiation Protection 35(1): 6-11 (2010).
- [3] Annals of Nuclear Energy 49: 96-101 (2012).
- [4] Nuclear Engineering and Technology 42(1): 37-46 (2010).

폐기물처분 금속용기 재료와 지하미생물과의 상호반응 연구

이승엽, 이민수, 백민훈, 정종태, 최희주

한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 989번길 111

seungylee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성폐기물 지하처분시, 금속용기로 주철과 구리 재료가 많이 고려되고 있다. 일반적으로 처분용기는 주철이 주로 사용되지만, 일부 스웨덴 및 한국 등의 나라는 장기적 용기 부식을 예방할 목적으로 구리 재질의 용기를 제작 및 사용하고 있다 [1].

일반적으로 구리 재료는 대기 중에서 구리 산화막이 형성되어 더 이상의 부식이 억제된다. 고대 역사적 유물들에서 이러한 특징 등이 관찰되었고, 따라서 처분용기에 구리 재질이 첨가되면 용기 부식에 의한 장기 안정성의 저해 요소를 예방할 수 있다.

본 연구에서는 대기조건이 아닌 지하심부 조건의 용액상에서 주철 및 구리 재료의 변화를 살펴 보았고, 특히 지하미생물의 활동에 의한 특징 등을 관찰하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 미생물은 황산염을 환원시키는 *Desulfovibrio desulfuricans* SRB 미생물이 사용되었다. 실험조건은 무산소 NaHCO_3 (1 mM) 용액에 주철 및 구리 foils을 넣고 sulfate (1 mM)을 첨가하였다. 전자공여체로는 lactate (10 mM)가 사용되었고 배양된 *D. desulfuricans*를 1 mL 주입하였다. 실험기간은 약 3개월 정도 수행하였고 120 rpm으로 교반하면서 필요시마다 일정 용액을 채취하여 성분을 분석하였다. 실험이 끝난 후, 남아 있는 금속재료를 전자현미경으로 관찰하였다.

2.2 주철 재료의 변질

주철 재료는 주 성분이 Fe로써, Fe의 화학적 거동에 의해 재료의 변질이 좌우된다. 본 실험에서 실험시작 후 4일이 지났을 때, 재료의 대부분이 검은색으로 변하였다. 검은색으로 부식된 재료에 대한 분석 결과, 초기 Fe 성분의 대부분은

SRB 미생물에 의해 용액상의 S와 결합되어 FeS 라는 황화철 광물이 형성된 것으로 관찰되었다 (Fig. 1). 이러한 부식 황화광물은 시간이 지나면서 원재료로부터 박리되고 쉽게 분리되어 떨어져 나갔다



Fig. 1. SRB bacteria (arrows) corroding iron plate to a dark iron sulfide.

2.3 구리 재료의 변질

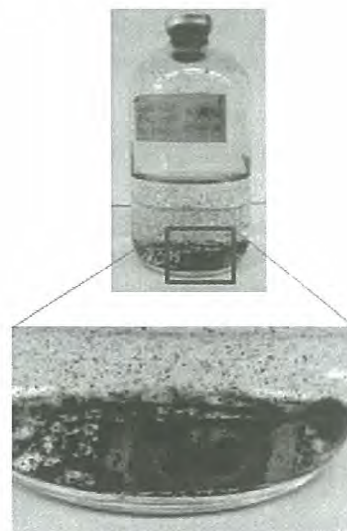


Fig. 2. Corrosion of Cu material by SRB bacteria.

구리 재료는 주철 재료와 마찬가지로 동일한 조건에서 실험을 수행하였고 시간이 지나면서 재료의 표면이 점차 검은색으로 변하였다. 하지만, 미생물이 없는 조건에서는 재료의 색변질이 거의 일어나지 않았다. 한가지 흥미로운 사실은, 용액상에 Fe가 1 mM 추가되었을 때 구리 표면의 부식물 생성 및 박리 속도가 훨씬 빨라졌다(Fig. 2). 이러한 사실은 용액 성분이 구리의 부식에 영향을 주며, 특히 용액상의 철 성분이 미생물에 의해 구리의 부식을 가속화시키는 요소인 것으로 보인다. 또한, 본 실험에서 생성되는 구리의 부식물은 chalcocite (Cu_2S)라는 황화구리인 것으로 밝혀졌다.

3. 결론

본 실험결과를 종합해 보면, 일반 대기조건이나 산화조건에서 관찰되는 주철 및 구리의 부식과는 다르게 환원조건에서는 조금 다른 부식 특성을 보여주었다. 특히, SRB 미생물이 생존할 때 주철 및 구리의 부식이 가속화되었고 용액중의 Fe 농도 함량에 따라 구리 부식의 편차가 심하였다. 이러한 실험결과는 압축벤토나이트 완충재를 사용하지 않은 결과로써 현장 조건과 상당히 다를 수 있으나, 심부환경에 위치할 처분용기의 생지화학적 반응에 대한 연구는 장기 안정성 측면에서 지속적으로 수행될 필요가 있다.

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Choi, H.J., Lee, M., Lee, J.Y., 2010, Application of cold spray technique to the fabrication of a copper canister for the geological disposal of CANDU spent fuels. Nuclear Engineering & Design, 240, 2714-2720.

지구화학모델링을 이용한 KURT 지하수의 지구화학적 고찰

류지훈, 김건영, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jryu@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물처분을 위해서 해당지역을 조사하고 그 지역의 다양한 지구화학적 특성을 고찰하기 위하여 지구화학 모델링을 수행하는 일은 필수적인 일이다. 본 연구의 목적은 지하수의 지구화학적 특성을 고찰하고 KURT 심부지하수의 지구화학적 변이과정을 모델링하는 것이다. KURT에는 20m에서 500m까지의 깊이를 가진 DB-1과 TB 시추공 11개가 있다. 이들 시추공들을 이용하여 KURT 심부지하수의 지구화학적 특성을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 조사 방법

KURT내부에 위치한 DB-1과 TB 시추공에서 싱글패커 및 멀티패커시스템으로 지하수를 채취하였다. 지하수를 패커시스템으로 채취할 때 수리조사 및 시추코아분석에서 나타난 단열의 위치를 감안하여 지하수 샘플링 위치가 결정되었다. 현장에서 온도, pH, 산화환원전위(Eh), 전기전도도(EC), 용존산소(DO) 그리고 알칼리니티(Alkalinity)가 측정되었다. 지하수의 산소와 수소 안정동위원소 및 삼중수소는 기초과학지원센터에 의뢰하여 분석하였으며 오차율은 각각 $\pm 0.1\%$ 과 $\pm 1.0\%$ 이었다. 중수소는 한국원자력연구원의 지구화학실에서 측정하였다. 지하수의 연대는 ^{14}C 을 이용하여 서울대학교에 의뢰하여 측정하였다.

2.2. 모델링

지구화학 모델링은 PHREEQC[1]를 이용한 1D 모델로 수행하였다. 본 모델링을 수행하기 위하여 설정한 지구화학적 조건은 표1에 나타난 바와 같다.

Table 1. Geochemical boundary condition of groundwater used for the modeling in this study.

	pH	Na	K	Mg	Ca
	mg/L				
Initial	5.7	1.61	0.05	0.02	3.33
DB-1-5	8.5	13.3	3.32	1.84	13.9

	Cl	HCO_3^{-1}	SiO_2	SO_4^{-2}
	mg/L			
Initial	5.92	0.79	<1	<1
DB-1-5	18.3	89.1	22.7	7.08

본 모델링에서 시간상으로 가장 오래된 물의 화학적 성분은 DB-1-5 구간에서 채취한 지하수의 성분으로 설정하였으며 이 구간에서 채취한 지하수는 ^{14}C 을 이용한 연대측정에서 약 8620년으로 나타났다. 본 모델링에서는 초기 지표수가 지표로부터 스며들면서 기존지하수와 혼합되어지는 과정에서 다양한 단열충전광물들과 상호반응을 일으키는 과정을 계산 하였다. 모델링에 사용된 광물들의 지구화학적 구성은 표 2와 같다.

Table 2. Chemical composition of the granite used in this study (from [2]).

Oxide	Wt %	Modal mineral	Vol %
SiO_2	74.1	Quartz	37.8
Al_2O_3	13.97	K-feldspar	37.1
Fe_2O_3	0.72	Plagioclase	23.9
MgO	0.17	Biotite	1.1
MnO	0.07	Others	0.1
CaO	0.91		
Na_2O	3.81		
K_2O	4.81		
TiO_2	0.15		
FeO	0.38		
P_2O_5	0.03		
Total	99.12	Total	100

본 모델링에서는 모든 지층에서 방해석 포화도는 지하수환경에서 계산된 포화도를 그대로 받아들여 설정하였으며 K-장석 와 사장석(plagioclase)의 풍화과정은 kinetic 과정을 포함하여 모델링에 포함시켰다. 두 광물의 풍화율은 기존 문헌을 조사하여 K-장석의 풍화율은 $10^{-16.6} \text{ mol m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ [3]로 설정하였고 사장석의 풍화율은 $10^{-15.6} \text{ mol m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ [4]로 설정하였다. 지하수시스템에서 존재하는 이온교환반응과정도 모델링에 포함되었는데 이온교환수지(exchanger)의 값은 300 mmol L^{-1} 으로 설정되었

다. 모델링은 지하수의 연대측정에서 나온 결과를 바탕으로 8000년을 최장 기간으로 수행하였다.

3. 결론

본 연구에서는 지하수 환경을 1D로 생각하고 초기의 물을 빗물로 가정하고 심부 지하수 연대를 약 8000년으로 가정하였다. 초기 물은 지하수 환경으로 스며들면서 심부지하수와 혼합되고 다양한 광물들과 상호반응을 거쳐 지하수의 깊이에 따른 지화학적 성분의 변화를 나타낸다. 그 결과는 그림1에서 나타남과 같다. 그림 1에서 보여지는바와 같이 5개의 주요 지구화학 요소들에 대한 모델링의 결과가 현장에서 직접 채취한 지하수의 지구화학적 분석값과 비교적 일치하였다.

모델링 결과로 나타난 Cl^- 농도와 실제 측정된 Cl^- 농도 차이는 결국 실제로 존재하는 지하수환경의 불균질성을 대변하지만 지하수의 흐름은 개념적으로 Cl^- 농도 분포를 근거로 해석할 수 있는데 모델링의 결과와 실제 분석된 지하수의 Cl^- 농도 분포가 대체적으로 일치하는 것으로 보아 지하수의 흐름이 지표에서 지하수 환경으로 침투하여 혼합되는 과정으로 계산한 모델링개념에는 큰 무리가 없는 것으로 판단된다.

모델링 결과로 볼 때 Na^+ 농도의 분포는 사장석의 풍화, 방해석의 용해작용 그리고 지하수환경의 이온교환과정 등에 의하여 영향을 받는 것으로 나타났다. 이러한 과정에 따라 Na^+ 농도는 지하수 환경의 깊이에 따라 점진적인 증가를 보이는 것으로 나타났다. 이는 실제로 측정된 Na^+ 농도와 비교적 일치하였다.

모델링의 결과로 나타난 Ca^{+2} , HCO_3^- , SiO_2 농도 분포와 실제 지하수환경에서 채취한 지하수의 해당 측정 이온농도 분포가 유사하였으며 이러한 분포는 방해석, 조장석(albite), 회장석(anorthite), 석영(quartz), K-장석과 같은 광물과의 상호작용에 의하여 영향을 받는 것으로 해석되었다. 이러한 광물들의 풍화 및 용해과정에 의하여 영향을 받는 것으로 나타났다.

지표면에서 빗물이 침투하여 심부지하수환경에 존재하는 다양한 광물들과 상호반응을 일으키고 각기 다른 성분의 지하수가 혼합되고 이온교환되는 과정에 의하여 지하수의 지화학 성분이 점차적으로 변화하는 것을 본 연구에서는 복잡한 지하수환경을 단순화한 1D 모델링으로 입증하였다.

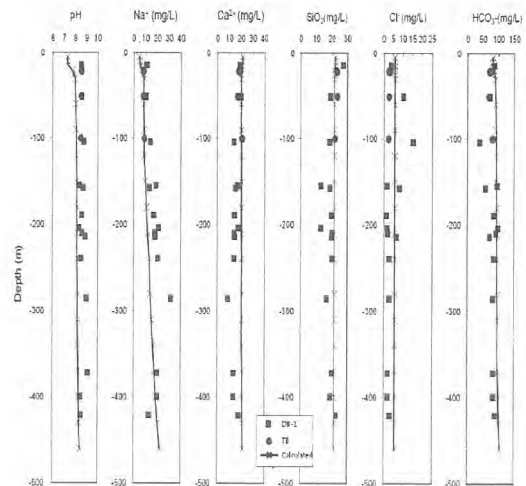


Fig. 1. Modelled changes in porosity as a function of calcite and gypsum added.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력 중장기 연구의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Parkhurst, D. L. and Appelo, C. A. (1999) "User's guide to PHREEQC (version 2)- a computer program for speciation, batch-reaction, one dimensional transport, and inverse geochemical calculations." U.S. Geological Survey, Water-Resources Investigations, Report 99-4259, Lakewood, CO.
- [2] Yun, H. S., Hong, S. S. and Lee, Y. S. (2002), "Petrology and petrochemistry of the Jurassic Daebong granites in the Pocheon-Gisanri area." J. Petrol. Soc. Korea, 11, 1-16.
- [3] White, A. F., Blum, A. E., Schulz, M. S., Bullen, T. D., Harden, J. W., and Pterson, M. L. (1996). "Chemical weathering of a soil chronosequence on granitic alluvium: 1. Reaction rates based ion changes in soil mineralogy." Geochim. Cosmochim. Acta., 60, 2533-2550.
- [4] White, A. F., and Brantley, S. L. (2003). "The effect of time on the weathering of silicate minerals: Why do weathering rates differ in the laboratory and field?." Chem. Geol., 202, 479-506.

단열을 통한 지하수흐름과 자연전위와의 상관관계

이항복, 지성훈, 김병우, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 대덕대로 989번길 111

hblee@kaeri.re.kr

1. 서론

암반대수층에서 수리학적특성의 공간적분포를 파악하는 것은 지하수흐름과 오염물이동 예측의 중요요소이다. 일반적으로 양수시험이나 순간충격 시험을 통해 이를 파악하지만 경제적 지형적 이유 때문에 많은 수의 관정을 이용하지 못할 경우 정보가 매우 불충분한 한계를 지니고 있다. 이를 대신해 지구물리학적 접근들이 대수층환경을 파악하지 않는 저렴한 방법으로 대두되었다. 그러나 이 중에서 지하수의 흐름을 직접적으로 반영하는 것은 자연전위탐사법 (SP)뿐이다. SP는 불포화대에서 지하수흐름량과 방향 확인, 양수시험의 해석 등에 광범위하게 사용되어져 왔다. 이처럼 비록 SP 방법이 주로 다공질매질에서 수리학적특성을 정량화하는데 이용되었지만 암반대수층에서는 단지 이방성 흐름 패턴이나 개별 단열을 묘사하는 정도에 그쳤다.

이 논문에서는 자연전위신호와 암반대수층 수리 특성간의 상관관계에 관해 연구하였다. 먼저 완전 open상태에서 양수시험을 실시하고 나머지 모니터링 공에서 자동수위측정기를 설치하여 기본양수에 의한 수위변화와 자연전위변화를 관찰하였다. 나아가 패커를 이용하여 기존 물리검층에서 나타난 단열 및 단열대를 고립시킨 상태에서 양수시험을 실시하여 실질적인 지하수 흐름이 발생하는 단열의 간극 및 경사도에 따라 전기적 신호가 어떻게 달라질 수 있는가에 관해서도 연구가 진행되었다.

2. 본론

실제 현장에 적용하기 전에 탐사장비들은 제대로 작동하는지 자연전위 전기신호는 지하수 수위 변화를 잘 반영하는지를 확인하기 위해 간단히 모래를 채운 아크릴 탱크를 이용해 실내실험을 시행하였다. Fig. 1에 보는 것과 같이 아크릴 탱크에 모래를 채우고 양쪽 수조에 물을 채워 수위를 만들고 전극은 Pb와 Ag 두 가지 종류를 이용하였다.

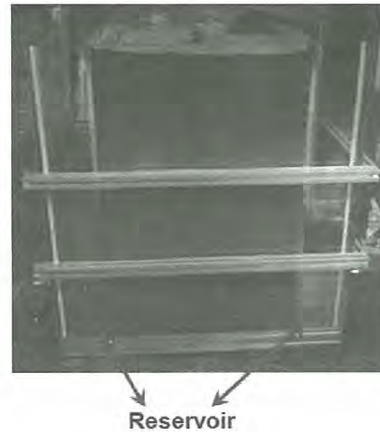


Fig. 1. Well field of the study area.

수조 밑 부분에 밸브를 설치하여 물을 배출시킴으로써 수위변화를 유도했고 Fig. 2에 각각 두 종류의 전극에서 자연전위 신호의 변화를 나타내었다. 전체적으로 두 전극의 신호는 비슷한 패턴을 보였고 아크릴 탱크에 물의 배출이 시작되면 시간에 따라 자연전위신호가 서서히 감소하게 된다. 그러다가 배출이 멈춰지고 다시 탱크의 수위가 상승하게 되면 이에 따라 다시 전기신호도 상승하는 경향을 보이고 있다. 약간의 지연이 보이지만 수위변화와 전기신호사이에 분명한 상관관계가 보이며 신호의 noise도 데이터를 위협할만한 수준이 아닌 것을 확인할 수 있었다.

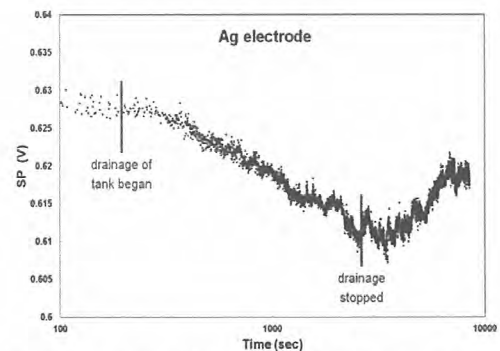


Fig. 2. The trend of SP signals according to water drawdown.

이를 토대로 복운모 화강암으로 이루어진 단열 암반에서 실제 시험이 적용되었는데 전체적인 시추공과 전극들의 위치는 Fig. 3에 보이는 것과 같다. 가운데 5번 시추공에서 양수를 실시하고 나머지 1번부터 9번까지 시추공이 모니터링으로 이용되었다. 각 시추공에는 leveltroll이 설치되어 실시간으로 수위변화를 관측하였다. 전극은 지표면 아래 30cm정도의 얇은 깊이에 설치되었다.

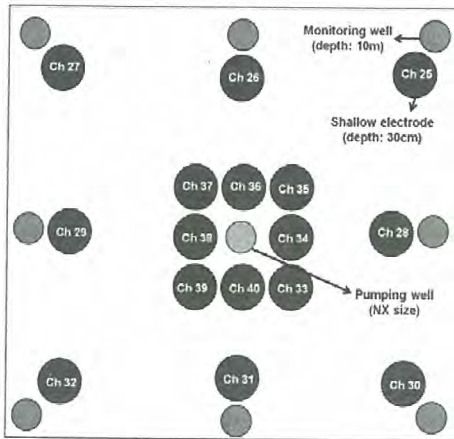
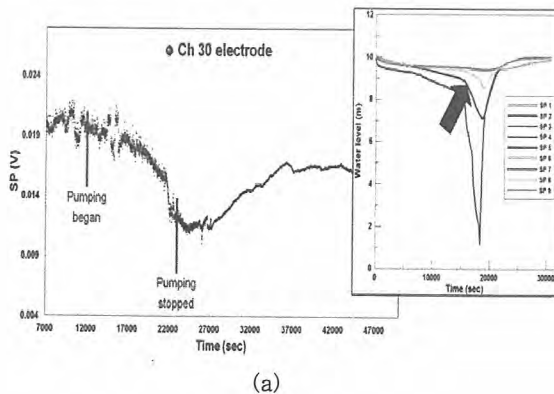
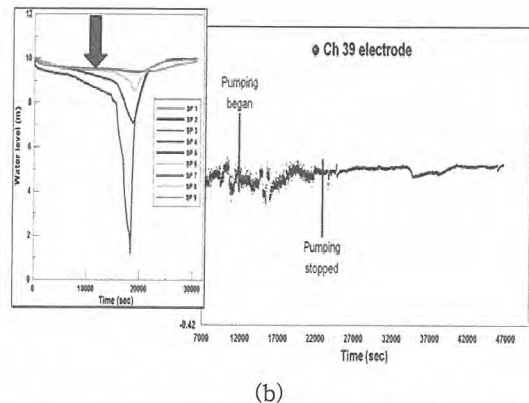


Fig. 3. Layout of SP experiments.

완전 open상태에서 1.89 L/min의 양수량으로 시험을 시행하였고 Fig. 4에 대표적인 두 위치에서 지하수 수위 변화와 자연전위 전기 신호변화를 표시하였다. 그래프를 보게 되면 두 데이터가 거의 비슷한 형태로 연결되는 것을 알 수 있다. 그리고 양수하는 동안에는 인위적인 흐름으로 인해 약간의 신호의 흔들림이 발생하는 것을 볼 수 있고 회복 시간동안에는 전기신호의 잡음이 거의 발생하지 않는다.



(a)



(b)

Fig. 4. SP signals and groundwater drawdown. (a) Ch 30 (b) Ch 39.

3. 결론

본 연구를 통해 암반대수층 내에서 지하수 수위 변화에 따른 자연전위 신호의 변화는 매우 높은 상관관계를 보이는 것을 알 수 있었다. 기존의 다공질 매질에서 전기신호를 이용해 수리학적 특성을 추정하던 이론식을 본 실험 결과에 적용하고 있고, 수리단열을 고립시킨 상태에서 양수 및 순간충격시험을 실시하고 이에 따른 단열의 고유특성과의 관계에 관해서도 연구가 분석 정리중이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

단공 회석 시험을 통한 지하수 유동 방향 결정

이대형, 박경우, 고용권, 여인옥*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*전남대학교 지구환경과학과, 광주광역시 북구 용봉동

leedh@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 방사성 폐기물 처분장의 경우 지하 심부에 위치하므로, 심부결정질암반에 대한 연구가 필요하지만 공간적, 경제적 제약으로 인해 이러한 연구들이 미미한 실정이다. 우리나라의 경우 대수층의 대부분이 결정질 암반으로 구성되어 있어, 핵종들의 주 이동통로는 절리 및 단층대와 같은 파쇄대이며 지하수의 흐름을 통해 먼 곳까지 이동하게 된다.

단열의 투수성 여부를 판단할 수 있는 직접적인 방법으로는 시추공 내 패커시험이나 양수시험이 있는데, 이러한 시험은 대수층의 수리전도도 또는 유출입되는 유량을 규명하여 대수층 자체의 수리적 특성을 직접적으로 파악할 수 있는 장점이 있으나, 시추공 전 심도에 걸쳐 분포하는 단열에 대해 정량적으로 투수 여부를 결정하는 것은 많은 시간과 경비가 필요하다[2][3]. 반면 시추공에서 간접적으로 단열의 투수성을 유추할 수 있는 방법으로 시추공 내부 암반의 물성 측정을 통하여 암반의 수리적 특성을 유추하는 물리검층 자료를 이용한 방법이 있다.

본 연구에서는 물리검층법의 종류 중 전기전도도(EC) 검층법을 활용하였다. 기존의 실험이 자연 상태에서의 전기전도도를 측정한 반면, 소금물을 추적자로 이용하여 자연 상태에서 시간이 지남에 따라 회석되는 양상을 관찰하여 공내의 지하수의 흐름을 유추하여 보았다.

실험에 이용한 장비는 Mount Sopris사의 2WQA-1000 이고, Matrix 및 Wellcad를 이용하여 해석하였다.

2. 본론

대전 유성지역의 한국원자력연구원 부지내에는 심부지질환경 해석과 지하수체계의 장기적 모니터링을 목적으로 다수의 NX 크기의 수직 및 경사 조사공이 설치되어 있다[1].

본 연구에 활용된 관정은 YS-2, 3 관정으로 연구소 부지 내 서쪽에 위치하고 있으며, 주로 중생대 복운모 화강암으로 이루어져 있고 심도는 각각 200 m, 300 m 이다.

이들 시추공들은 단열분포특성 조사 및 단열구간별 수리특성을 조사하기 위하여 초음파 텔레뷰어 검층 및 다양한 수리시험을 수행한 바 있다. 본 연구지역은 비교적 단열이 많이 발달된 지역으로 암반의 투수성도 이에 상응하는 특성을 갖는 것으로 추정된다.

파쇄대 구간 중 지하수의 흐름을 좀 더 명확하게 추정하고자 단공 회석 시험(Single borehole dilution test, SBDT)을 실시하였다. 시험은 전기전도도(EC)값의 배경치(Background) 측정, 추적자(소금물 8000 uS/cm) 주입, 추적자 주입 후 시간에 따른 EC 변화 관측의 순서로 진행되었다.

YS-2 관정의 SBDT 결과는 Fig. 1과 같다. 배경치는 약 20 m 부근에서 급격하게 증가하는 양상을 보이거나, 이후 심도에서 선형으로 증가하는 경향을 보인다. 추적자 주입 후, 초기값에서는 약 160 m 보다 깊은 심도에서는 배경치 값과 같은 전기전도도 값을 나타내는 것으로 소금물의 주입이 원활하게 이루어지지 않음을 알 수 있다. 그러나 추적자 주입 후 시간이 지남에 따라 변화하는 전기전도도 값을 보게 되면 약 20 m 부근에서 전기전도도 값의 감소가 뚜렷하게 나타나는 것으로 지하수의 유입으로 인한 상향 흐름이 일어나는 것을 알 수 있다. 심도가 깊어짐에 따라 두드러진 변화 구간이 나타나지 않고 오히려 값이 증가하는 것으로 상부 20 m 부근에서의 지하수 유입 이후 하부 구간은 지하수 유동이 없는 구간으로 판단된다.

YS-3 관정의 SBDT 결과는 Fig. 2 이다. 배경치 값은 약 20 m 부근, 100 m 부근, 약 210 m 부근에서 이상대를 보이며 대체적으로 선형으로 증가하고 있다. YS-2 관정과 같이 약 260 m 이후의 구간은 추적자 주입 후 초기값 측정시 배경치의 값과 같은 값을 나타내는 것으로 추적자주

입이 원활하지 않았음을 알 수 있다. YS-3 관정의 경우 YS-2 관정과 달리 다수의 이상대 구간을 확인할 수 있다. 20 m 부근에서의 지하수 유입에 의한 상향 흐름과 100 m 부근에서의 지하수 유입으로 인한 상향 흐름, 220 m 부근에서의 지하수 유입으로 인한 상향 흐름이 추정되어 전체적으로 3 구간에 걸쳐 상향 흐름이 형성되고 있음을 확인하였다.

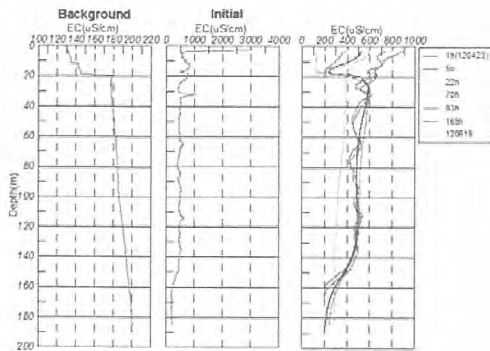


Fig. 1. SBDT result for YS-2.

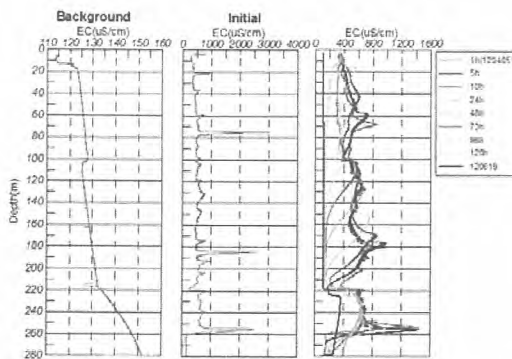


Fig. 2. SBDT result for YS-3.

3. 결론

SBDT 시험을 바탕으로 YS-2, 3 관정에서의 수리지질개념도를 추론해 보았다(Fig. 3). YS-2 관정에서는 다수의 단열과 파쇄대가 관찰되나 회석시험 결과 지하수 유동은 케이싱과 인접한 구간인 약 20 m 부근에서의 지하수 유동만이 관찰된다. 반면, YS-3 관정은 NWN의 방향성을 갖는 고각의 단열이 다수 분포함이 확인되었고, 회석시험을 바탕으로 추정할 결과 YS-3 관정을 관통하는 220 m 부근의 단열대와 100 m 부근의 단열대를 통해 전체적으로 상향 흐름이 발생하는 것

으로 판단되며 상부 구간의 저경사 단열을 통해 지하수의 유입이 일어나고 있음을 추정하였다.

그러나, YS-2, YS-3 관정간의 거리가 5 m 이내의 거리로 매우 인접함을 감안할 때 매우 상이한 결과를 나타내는 것으로 서로 다른 수리적 특성을 나타냄을 알 수 있다. 그러므로 두 관정간의 연결성을 확인하기 위해 양수 시험을 동반한 유향 유속 시험을 적용하여 본 연구 결과와 같이 활용하는 것을 고려할 수 있다.

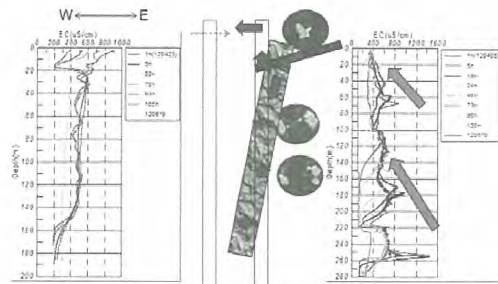


Fig. 3. Conceptual model for YS-2, YS-3.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발중장기연구사업의 일환으로 수행되었음을 밝힌다.

5. 참고문헌

- [1] 김진영, 고용권, 배대석, 김천수, 방사성폐기물 처분연구를 위한 유성지역 화강암내 심부 시추공 단열충전광물의 광물학적 특성, *한국광물학회지*, 17(1), pp.99-114, 2004.
- [2] Keys, W.S. and MacCary, L.M., Application of borehole geophysics to water-resources investigations, *U.S. Geological Survey Tech. Water Resources Inv.*, 2(1), pp.126, 1971.
- [3] Paillet, W.S., Borehole geophysics applied to ground-water investigations, *U.S. Geological Survey Tech. Water Resources Inv.*, 2(2), p.150, 1990.

지하수두 모니터링을 이용하여 규명된 투수성 구조의 연결성

박경우, 김경수, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번지 111

woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

부지특성조사는 방사성폐기물 처분 지역의 안전성 평가를 위한 입력인자 도출을 위해 수행하는 각종 지질조사, 수리지질조사, 지구화학적·암반역학적 특성조사, 핵종 이동 조사 등 부지의 물리·화학적 지질환경 특성을 조사하는 일련의 조사를 일컫는다. 방사성폐기물 처분을 위한 부지특성조사 연구를 위해 한국원자력연구원에서는 지하처분연구시설 (이하, KURT)을 2006년 완공하여 운영 중에 있으며, 2013년부터는 KURT를 확장하여 연구지역 내에 존재하는 투수성 구조대 (Water Conducting Feature, 이하 WCF)에 대한 지질, 수리지질, 지화학, 용질이동 특성 조사를 수행할 예정이다. 본 논문은 KURT의 확장을 위해 30° 경사를 갖는 두 개의 시추공 (KP-3, KP-4)을 굴착하는 과정에서 야기되는 인위적 지하수위 변화를 KURT내 설치된 수리수두 모니터링용 관측공 (DB-01)에서 관측하여, 수리수두 간섭현상을 분석함으로써 KURT 지역 주변에 존재하는 WCF를 규명하고자 수행하였다 (Fig. 1).

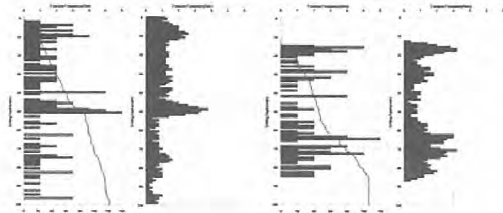


Fig. 1. Borehole layout inside KURT.

2. 본론

2.1. 추가 조사공에 대한 단일 빈도 분석

시추공 텔레뷰어를 KURT 확장을 위한 조사용 시추공에 삽입하여 단일 조사를 수행하여, 개개 단일의 분포 깊이에 대한 정보를 획득하였으며, 이 중 단일이 분포하는 깊이 자료를 이용하여 시추공의 깊이별 단위길이당 단일의 개수인 단일의 빈도를 Fig. 2와 같이 도출하였다.



(a) KP-3

(b) KP-4

Fig. 2. Fracture frequency analysis in KP-3, KP-4.

2.2. 지하수 수리수두 모니터링

KURT 지역에 대한 장기 지하수두 및 지하수의 화학 특성 분석을 위해 KURT 내 좌측 연구 모듈에서 DB-01(심도 500mg)를 굴착한 후 다중패커시스템을 설치하였다. 다중패커시스템 (Multi-packer system)의 설치 심도에 대한 정보는 Table 1과 같다.

Table 1. Design of multi-packer system in DB-01.

단일대 정보(mabh)	MP 설치정보			
	어중 깊이	패커위치 (mabh)	구간 번호	패커 거리 구간
DB-01-1	3.0 ~ 22.0		i1	2.7 ~ 40.7 m
DB-01-2	44.0 ~ 52.0	○	i2	41.7 ~ 59.7 m
DB-01-3	92.0 ~ 116.0	○	i3	91.7 ~ 114.7 m
DB-01-4	156.0 ~ 159.0		i4	115.7 ~ 198.7 m
DB-01-5	183.0 ~ 194.0			
DB-01-6	201.0 ~ 226.0	○	i5	199.7 ~ 228.7 m
DB-01-7	234.0 ~ 244.0	○	i6	229.7 ~ 245.7 m
			i7	246.7 ~ 299.7 m
			i8	300.7 ~ 500.0 m

2.3. 수리수두 모니터링 분석 결과

KURT내 설치된 다중패커시스템에서 수리수두를 관측한 결과는 Fig. 3과 같다. KP-3 시추공을 굴착 한 시점부터 i1, i2 구간에서 수두변화가 관측되었으나, 변화는 크지 않았으며 (Fig. 3(a)), 그 하부 구간에서는 수위 변화를 없었다. 그러나 KP-3 시추공을 86m 까지 굴착하였을 때, i3 구간에서 현저한 수위변화가 관측되었는데 (Fig. 3(b)), 이는 KP-3의 70m 이후 굴착된 구간과 i3가 수리적으로 연결되어 있음을 지시한다. KP-4 시추공 굴착 후, 28m 이상 굴착한 시점에 i1, i2

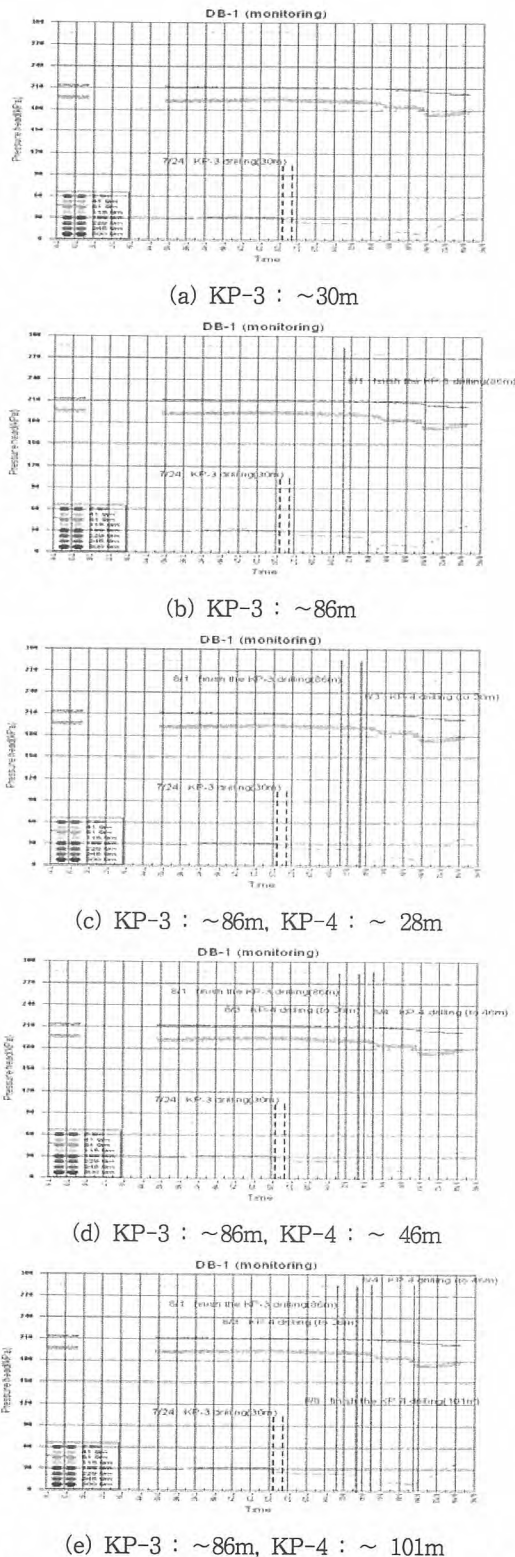


Fig. 3. Hydraulic head variation in DB-01 during the drilling of KP-3, KP-4 borehole.

구간에 수두 변화가 관측되었다. 이후, KP-4를 46m 굴착하였을 때, i4, i5, i6, i7 구간에서 수두가 미세하게 감소하였으며 (Fig. 3(d)), KP-4를 101m 까지 굴착한 후 i3 하부 구간에서 현저한 수두 변화가 관측되었다 (Fig. 3(e)).

2.4. 투수성 구조의 연결성

다중패커시스템이 설치된 심부 시추공 (DB-01)에서 관측된 수두 변화 결과, KP-3의 70mab (meter along borehole) 이상의 구간이 DB-01의 i3 구간과 수리적으로 연결되어 있으며, KP-4의 28 ~ 46 mab은 DB-01의 i1, i2 구간과 수리적 연관성이 있다. 또한 KP-4의 100mab은 DB-01의 i4, i5, i6, i7 구간과 수리적 연결성이 있는 것으로 분석된다.

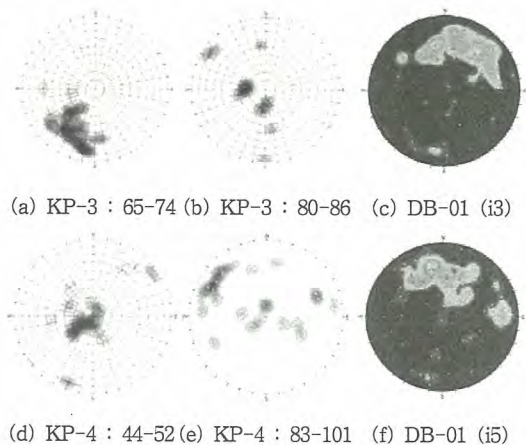


Fig. 4. Fracture distribution at zone which has hydraulic connectivity.

3. 결론

본 논문에서는 KURT 확장을 위한 시추공 굴착 중, 주변 지하수 시스템의 변화를 다중패커 시스템을 통해 분석하였으며, 수리수두 모니터링 결과 KURT에 존재하는 WCF의 수리적 연결성이 도출되었다. 이 연구 결과는 KURT 수리지질모델에 직접적으로 반영될 것이며, 향후 WCF에 대한 상세 조사에서 보다 자세한 수리적 연결성 및 수리지질특성이 도출될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

경주 중·저준위 방사성 폐기물 처분장 부지의 지하수위 변동 특성

이정환, 정해룡, 정재열, 권기정, 하재철

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

oathway@krmc.or.kr

1. 서론

우리나라의 경우 원자력 발전에 의한 전력 생산 비율이 총 전력 생산량의 40% 이상을 차지하고 있기 때문에, 방사성 폐기물의 안전한 관리 방안에 대해 많은 필요성이 제기되어 왔다. 이에 따라 중·저준위 방사성 폐기물의 안전한 관리를 위하여 경북 경주시 봉길리 일원에 방사성 폐기물 처분장이 건설 중에 있다.

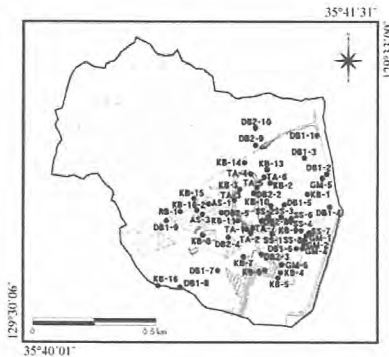


Fig. 1. Location of the study area.

본 연구에서는 처분부지의 지하수위 변동 특성을 규명하기 위해서, 2007년 1월 19일부터 2008년 1월 18일까지 총 18개의 관측공(KB-1~KB-3, KB-7, KB-9, KB-10, KB-11, KB-13~KB-15, DB1-1~DB1-3, DB1-5~DB1-8, DB2-2)에서 관측된 장기 지하수위 모니터링 자료와 강수량 자료를 분석하였다(Fig. 1).

2. 본론

2.1 지질

처분부지 일대의 지질은 세일과 사암의 교호되어 구성된 백악기 퇴적암, 제3기 관입암인 섬록암, 화강섬록암, 흑운모화강암, 장석 반암, 유문암과 화산활동에 의해 형성된 현무암질 안산암과 반상질 조면암질 안산암이 분포한다[1]. 연구지역에서 수행된 지표조사와 지하수공의 물리검층에

의해서 확인된 단열들은 Z21, Z22, Z23, Z31, Z32이다.

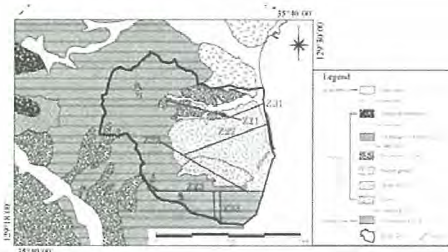


Fig. 2. Geological map in the study area (Hwang et al., 2007).

2.2 연구방법

시계열분석은 일정한 주기를 가지며 연속적으로 측정된 시간 종속 변수들을 바탕으로 그 변동의 원인 규명 및 예측을 위하여 수행하는 분석 기법이다. 시계열분석에서 수리 수문자료 특성 분석에 널리 적용되고 있는 자기상관분석(auto-correlation analysis)과 교차상관분석(cross-correlation analysis)을 지하수 변동 특성을 규명하기 위해서 수행하였다[2].

3. 결론

3.1 강수량 분석

방사성 폐기물 처분장의 수문학적 특성을 평가하기 위해서 기상대에서 2005년부터 2010년까지 관측된 강수량 자료를 분석하였다. 연평균 강수량은 약 1281.1mm이고, 2006년에 1693.0mm로 최대이고, 2009년의 1033.0mm가 최소값을 나타내고 있다. 강수량은 5년 동안에 감소되는 경향성을 보여주고 있다. 그리고 월별 평균 강수량은 7월(318.6mm), 8월(163.8mm), 9월(184.6mm)의 우기에 집중되는 것으로 나타났다.

3.2 지하수위 변동 특성

2008년 3월 31일의 평균 지하수위와 지표고도의 상관성을 분석한 결과, KB-7, KB-11, DB1-8호공

을 제외한 상관식은 $Y = 0.94X - 7.31$ 이고 결정계수 (r^2)은 0.97으로서 상관성이 크게 나타나는데, 이는 지하수위가 인위적인 영향보다는 동적인 평형 상태로 분포되고 있는 것으로 판단된다[3]. 또한 지하수위가 계곡지역에서 낮게 위치하고, 산지지역에서 깊게 분포는 지형적 특성을 잘 반영하고 있다[4]. 한편, 지하수위 변동 패턴을 분류한 결과, Type 1에는 KB-1, DB1-1에 속하며 Type 2에는 KB-2, KB-3, KB-7, KB-10, KB-13~KB-15, DB1-2, DB1-3, DB1-7이고 Type 5에는 DB1-5, DB1-6, DB1-8이며 Type 6에는 KB-9, KB-11, DB2-2가 포함된다[5]. 따라서 연구지역의 지하수위는 암반 대수층을 따라 diffuse flow 형태로서 느린 변동 패턴이 우세하게 나타나며, 또한 저지대를 제외하고는 강우사건에 의한 직접적인 영향은 상대적으로 작은 것으로 판단된다(Fig. 3).

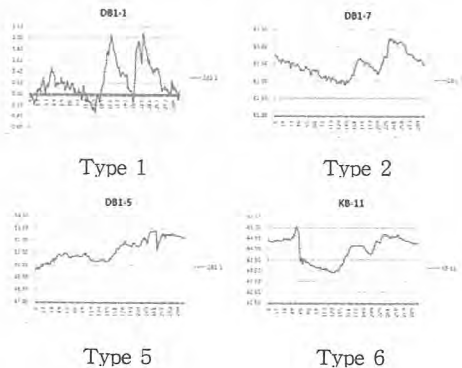


Fig. 3. Hydraulic variation of groundwater level.

3.3 시계열 분석

일강수량과 지하수위의 계절적인 변동특성을 규명하기 위해서, 우기(7~9월, 3개월)와 건기(9월~6월, 9개월)로 구분하여 시계열분석을 실시하였다.

3.3.1 자기상관분석

자기상관분석 결과, 강수량은 우기의 지연시간이 건기보다 약간 길지만 짧은 지연시간으로 0에 도달하고 있으므로, 약한 선형성과 기억효과를 지시하고 있다. 지하수위는 전체적으로 볼 때 우기 지연시간이 건기의 지연시간보다 크게 나타나고 있으므로 우기의 지하수위가 건기보다 큰 선형성과 기억효과를 가지고 있음을 나타낸다. 따라서 지하수위는 건기보다 우기에 강우의 영향을 더 크게 받고 있음을 지시한다.

3.3.2 교차상관분석

연구지역의 지하수위와 강수량과의 상호연관성을 평가하기 위해 강수량을 입력자료, 지하수위 자료를 출력자료로 적용하여 교차상관분석을 실시하였다. 대부분의 관측점에서 최대교차상관함수와 지연시간은 상대적으로 건기보다 우기에 더 크게 분석되었다. 이는 지하수위가 강우사건에 의한 지표로부터 직접적인 침투에 의한 영향보다는 암반대수층을 통한 느린 수문학적 혹은 계절적인 변동에 의한 영향이 더 우세한 것으로 판단된다. 또한 각 지하수 관측점에 따른 공간적인 최대교차상관함수와 지연시간의 차이는 연구지역의 암반대수층의 수리적 특성 및 암반매질의 이방성 등과 관련된 것으로 판단된다[6].

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다(No. 2012171020001A).

5. 참고문헌

- [1] 황재하, 김유홍, 김유봉, 송교영, 경주시 양북면 봉길리 지역의 제3기 수인폭발작용, 지질학회지, pp. 43, 2007.
- [2] 정지민, 박유철, 조윤주, 이진용, 강원도 춘천시 천전리 지하수위 변동자료의 시계열 분석, 지질학회지, pp. 171-176, 2010.
- [3] 이정환, 함세영, 정재열, 정재형, 김남훈, 김기석, 전향탁, 지하수 변동자료와 모델링을 이용한 직리터널의 지하수 유출량 평가, 한국지하수토양환경학회지, pp. 29-40, 2009.
- [4] Alan, E.K., Geology for engineers and environmental scientist, 3rd ed., Prentice-Hall, New Jersey, 696p, 2006.
- [5] 이명재, 김규범, 손영철, 이진용, 이강근, 국가 지하수관측소 지하수위 자료에 대한 시계열분석 연구, 지질학회지, pp. 305-329, 2004.
- [6] 김태원, 함세영, 정재열, 류상민, 이정환, 손건태, 김남훈, 금정산지역의 수위변동 자료를 이용한 시계열 및 지하수 함양량 분석, 한국환경과학회지, pp. 257-267, 2008.

단열 암반에 대한 개념 모델 차이에 의한 지하수 유동 해석의 변화

고낙열, 지성훈

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nyko@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 심지층 처분을 위한 안전성 평가에서 지하수의 유동 환경을 분석하고 반영하는 작업이 매우 신중하게 수행된다. 지하수가 비교적 잘 흐를 수 있는 대규모 단열대에 관한 조사는 수리지질학적 특성을 정의하는데 매우 중요하기 때문에 상당히 심도 있게 이루어지지만, 단열이 거의 없는 암반에 대한 조사는 수행하기도 쉽지 않고 해석에 이용할 수 있는 자료도 충분치 않다. 누출된 방사성 핵종이 오랜 시간동안 머물 수 있는 장소이기 때문에, 암반에 대한 수리지질학적 특성은 안전성 평가 결과에 영향을 줄 수 있다.

이 연구에서는 단열 암반 중에서 암반 부분에 대한 수리지질학적 특성을 균질, 불균질의 두 가지로 나누어 모델을 보정하였다. 수위와 지하수 유동 자료를 이용하여 모델 보정 및 분석을 하였고, 그 영향이 안전성 평가에 끼칠 수 있는 영향을 살펴보았다.

2. 지하수 유동 모델 작성: 균질 및 불균질 암반 모형

2.1 결정론적인 주 단열망 작성

모의 현장에서 확인된 대규모 단열대를 이용하여 지하수 유동 모델에 주 단열망을 입력하였다. 주 단열망은 균질 및 불균질 암반 모형 모두에 변동 없이 입력되어 모의 영역 내의 주된 지하수 유동로의 구실을 할 것으로 예상되었다.

2.2 균질 및 불균질 암반 모형에 의한 지하수 유동 모델 작성

균질 암반 모형을 이용하는 경우, 주 단열대를 제외한 모의 영역의 암반 부분을 단일 수리전도도 값을 갖는 균질 매질로 가정하였다. 불균질 모형을 이용할 때는 현장에서 확인된 배경 단열(background fracture)의 통계적 특성을 분석하고, 주 단열망과 연계된 확장 단열망을 구성하여 수리전도도 분포를 계산하고 모의에 이용하였다.

2.3 모의에 이용된 경계 조건

모의 영역의 측면과 하단부는 광역 지하수 유동 모의 결과를 이용하여 그 결과로 나온 수두 자료를 고정 경계로 주었고, 상부는 재충진(recharge) 경계를 설정하였다. 재충진률(recharge rate)은 모델 보정을 통해 관측값과의 평균 제곱근 오차(root mean square error)가 최소가 되도록 하였다.

3. 지하수 유동 모델 보정 및 분석

3.1 지하수위 비교를 통한 지하수 유동 모형

보정 결과

균질 모형에서는 하나의 값으로 가정된 암반의 수리전도도와 재충진률이 동시에 조정되어 보정되었다. 보정된 값은 암반의 수리전도도가 5.28×10^{-8} m/s, 재충진률은 10.65 mm/yr로 계산되었다. 불균질 모형에서는 암반의 수리전도도가 배경 단열의 분포에 의해 정해지기 때문에 재충진량만이 조정되어 모델을 보정하였다. 그리고 배경단열의 분포가 확률적으로 주어지기 때문에 충분한 숫자의 존재 가능한 배경단열 분포를 생성하여 각각의 모델을 보정하고, 그 결과의 통계량을 결과 분석에 이용하였다. 보정된 재충진률은 20.05 mm/yr 이었다.

3.2 관측정에서의 지하수 유동량 비교를 통한 지하수 유동 모형 평가

보정된 두 개의 지하수 유동 모델을 이용하여 현장의 관측정에서 측정된 지하수 유동량과 비교해 보았다. 균질 암반 모형에서 계산된 지하수 유동량이 실제 관측값에 비해 매우 크게 계산되었다. 불균질 모형은 유동 방향은 균질 모형과 비슷하게 나타났으나, 균질 모형에 비해 상대적으로 관측치와 더 비슷한 결과를 보여주었다.

4. 결론

단열 암반에서의 지하수 유동을 모델링할 때, 큰 규모의 단열대를 제외한 암반부의 수리지질학적

특성을 균질 및 불균질 암반 모형을 적용하여 지하수 모델을 작성하고, 모델들을 보정, 분석하였다. 지하수위 자료만으로 이루어진 모델 보정에서는 두 모형 모두 관측 자료와 잘 맞는 결과를 보여주었으나, 관측공에서 측정된 지하수 유량 자료와 비교해 보면 균질 모형이 지하수 유동량을 과다하게 계산하는 것으로 나타났다. 이로 인해 입자 추적 모의에서의 지하수 유동 시간이 너무 적게 평가되고, 국지적인 수리지질학적 특성의 변화도 반영하지 못할 것으로 예상되었다. 따라서 불균질 모형과 같이 국지적 특이성을 보여줄 수 있는 지하수 모델링 방안이 안전성 평가에서는 더 효과적일 것으로 생각되었다.

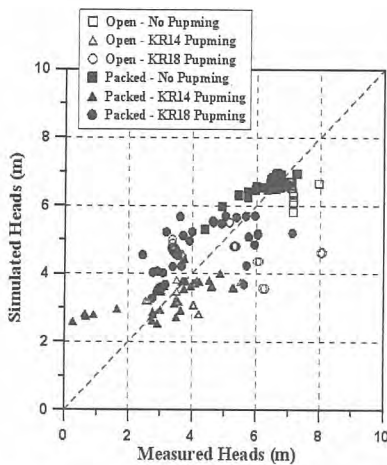


Fig. 1. Measured vs. simulated hydraulic heads in the case of the homogeneous bedrock.

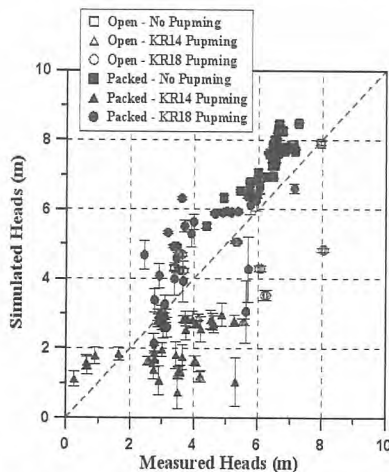


Fig. 2. Measured vs. simulated hydraulic heads in the case of the heterogeneous bedrock.

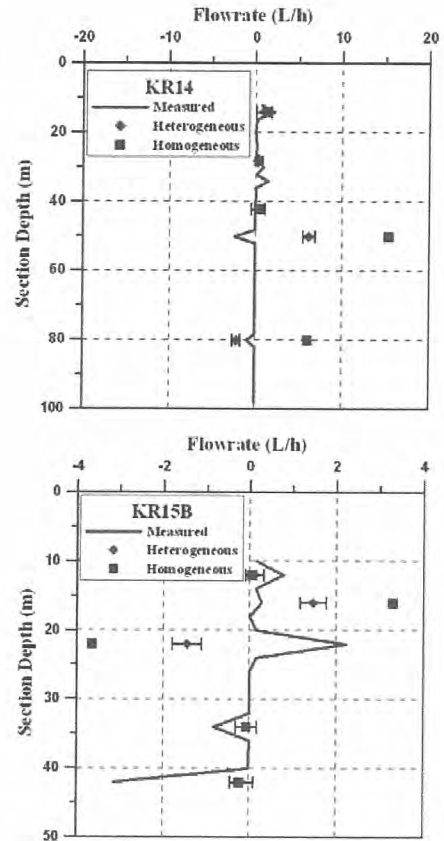


Fig. 3. Measured and simulated flow rates for the natural situation (positive and negative signs mean the in- and out-flux from the boreholes respectively)

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

- [1] Diersch, H.-J.G., 2005. Discrete feature modeling of flow, mass and heat transport processes by using FEFLOW, in: WASY GmbH (Eds.), FEFLOW: Finite Element Subsurface Flow and Transport Simulation System. White Papers Vol. 1. WASY GmbH, Berlin, Germany, 149-196.

핵종의 수탁분배계수에 미치는 지화학적 조건의 영향

이재광, 백민훈, 정종태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

jklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분장(이하 처분장)에서 유출된 핵종들은 지하 환경에서 이류, 분산, 확산 및 이들의 상호작용에 기인하는 이동과정과 수탁, 침전, 확산, 여과 등의 다양한 물리화학적 지연과정에 영향을 받으며 거동하게 된다. 다양한 지연과정 중에서 수탁은 핵종의 이동을 지연시키는 중요한 기작으로 알려져 있다[1]. 지하 환경에서 핵종의 수탁은 핵종의 농도, 지하수 조성, pH, 산화환원전위, 용존 이온농도, 광물의 특성 등의 다양한 지화학적 조건에 민감하게 반응한다. 따라서 처분장의 안전성 평가를 위해서 방사성핵종이 유출되어 지하수 유동로를 따라 이동할 경우, 수탁에 영향을 주는 지하수 조성의 변화를 유발하는 인자들에 대한 핵종들의 수탁분배계수(K_d)를 평가하는 것이 필요하다.

본 연구에서는 화강암 및 화강섬록암에 대하여 핵종의 용해도 및 화학종 형성에 중요한 영향을 주는 지하수의 pH, 산화환원전위 그리고, 탄산염 농도 변화에 따른 핵종들의 K_d 를 수집 및 비교하고 평가하였다.

2. K_d 평가 기준

K_d 평가를 위하여 국내외에서 생산된 핵종들의 수탁자료의 선정은 다음과 같은 기준 하에 수행하였다.

- 평가 대상 핵종은 테크네튬, 세슘, 스트론튬, 니켈 그리고, 아메리슘으로, 대상 매질은 화강암 또는 화강섬록암으로 한다.
- K_d 선정을 위하여 KAERI-SDB와 JAEA-SDB 등의 핵종 수탁데이터베이스를 활용하고, 그 외에 국내외의 논문 및 보고서 등의 자료를 활용한다.
- pH, 산화환원전위, 탄산염 등을 K_d 에 영향을 주는 주요 인자로 고려하며, 이를 위하여 유사한 실험조건에서 측정된 K_d 를 비교 및 평가한다.
- K_d 에 영향을 주는 지화학적 인자들의 평가범위는 각각 pH = 4~12, Eh = -400~+400 mV

그리고, $[CO_3^{2-}] = 0.1 \sim 200$ mM로 한다.

- 평가 결과를 K_d 의 범위와 평균값으로 나타낸다. 단, 자료가 충분하지 않을 경우, 직접적인 비교가 가능한 경우에 한해 단일 값으로 나타낸다.

3. 결과 및 논의

3.1 테크네튬(Tc)

Tc의 K_d 값은 pH가 증가할수록 감소하는 경향을 보여준다(Table 1). Tc는 주로 표면착물 형성에 의해 수탁하기 때문에 pH가 증가할수록 음이온성 화학종이 증가하여 K_d 가 감소하는 것으로 이해할 수 있다. Table 2에 나타낸 바와 같이 환원조건에서 Tc의 K_d 값은 산화조건보다 약 10배 정도 높은 것으로 평가되었다. 그러나 탄산염 농도에는 거의 영향을 받지 않는 것으로 확인되었다(Table 3). 이는 산화환원 조건 변화에 따라 Tc 화학종이 Tc(VII)에서 Tc(IV)으로 변화되지만, 탄산염은 Tc의 화학종 분포에 큰 영향을 주지 않기 때문인 것으로 판단된다.

3.2 세슘(Cs)

Cs의 수탁은 pH에 비의존적인 것으로 평가되었다(Table 1). 이는 Cs의 수탁이 주로 pH에 영향을 받지 않는 이온교환에 기인하기 때문인 것으로 생각된다. 또한 Cs는 Table 2에 나타낸 바와 같이 산화환원 조건 변화에도 크게 영향을 받지 않는다. 그러나 Table 3에 제시된 것처럼 탄산염 농도에 민감하게 반응하는 것으로 평가되었는데, 이는 탄산염 농도가 증가할수록 수용액의 이온강도가 증가하기 때문인 것으로 평가된다.

3.3 스트론튬(Sr)

pH 변화에 따른 Sr의 K_d 는 pH 3~9의 영역에서 큰 차이가 없으나, pH 9 이상의 영역에서 K_d 가 증가하는 경향을 보여준다(Table 1). Table 2에서 보요주듯이 환원조건에서 Sr의 K_d 는 1.3×10^{-2} m³/kg으로 보고되었으며[2], 산화환원조건에 영향을 거의 받지 않으므로 산화조건에서도 유사할 것

으로 예측된다. 탄산염의 농도가 증가할 때 K_d 는 약간 감소하는 경향을 보여준다(Table 3). 이는 탄산염이 존재할 때 Sr-탄산염 착물이 형성되는 것과 이온강도가 증가에 의한 것으로 생각 된다.

3.4 니켈(Ni)

pH가 증가할 때, Ni의 K_d 값은 각 pH 단계별로 거의 10배씩 증가하는 경향을 보인다(Table 1). Ni은 산화환원조건에 민감하지 않은 핵종이므로 산화 및 환원조건에서 K_d 는 $1.0 \times 10^{-1} \text{ m}^3/\text{kg}$ 으로 동일한 것으로 보고되었다[3]. Ni의 화강암 또는 화강섬록암에 대한 탄산염의 K_d 자료는 확인된 바가 없기 때문에 직접적인 평가는 어렵지만, 화강암의 주요 구성광물인 석영의 주성분인 SiO_2 에 대한 니켈의 수착은 탄산염의 영향을 받지 않는 것으로 보고된 바 있다[4].

3.5 아메리슘(Am)

Am의 K_d 값은 pH 변화에 민감한 것으로 확인되었다(Table 1). pH 5 이하인 경우, Am의 K_d 평균값은 $0.2 \pm 0.4 \text{ m}^3/\text{kg}$ 으로 낮게 나타난다. 그러나 pH 5 이상의 영역의 K_d 값은 $30 \text{ m}^3/\text{kg}$ 이상으로 매우 높은 것을 확인된다. 산화환원조건 변화에 따른 Am의 K_d 값은 큰 차이를 보이지 않는다(Table 2). Table 3에 나타난 바와 같이 Am의 K_d 는 탄산염의 농도가 증가할 때 약 50% 감소하는 경향을 보인다. 이는 탄산염이 존재할 때 광물 표면과 반응성이 적은 탄산염 착물 형태의 화학종을 형성하는 것에 기인하는 것으로 사료된다.

Table 1. Average of K_d values as a function of pH.

pH	$K_d(\text{average}) (\text{m}^3/\text{kg})$				
	Tc	Cs	Sr	Ni	Am
3-5	5.8×10^{-3}	1.5×10^{-1}	1.2×10^{-3}	N/A	0.2
5-7	4.8×10^{-3}		3.9×10^{-3}	6.9×10^{-3}	33.2
7-9	3.0×10^{-3}	2.2×10^{-1}	2.3×10^{-3}	5.4×10^{-2}	36.0
9-12	N/A	2.9×10^{-1}	1.0×10^{-2}	4.1×10^{-1}	37.5

Table 2. Average of K_d values as a function of redox condition.

Redox Condition	$K_d(\text{average}) (\text{m}^3/\text{kg})$			
	Tc	Cs	Sr	Am
Oxidation	3.0×10^{-3}	2.2×10^{-1}	N/A	36.0
Reduction	3.1×10^{-2}	1.8×10^{-1}	1.3×10^{-2}	17.7

Table 3. Average of K_d values as a function of carbonate concentration.

Carbonate (ppm)	$K_d(\text{average}) (\text{m}^3/\text{kg})$			
	Tc	Cs	Sr	Am
0-100	5.0×10^{-4}	1.3×10^{-1}	1.4×10^{-2}	12.6
100-200	7.5×10^{-4}	6.3×10^{-2}	8.7×10^{-3}	5.0

4. 결론

지화학적 조건 변화에 따른 K_d 평가를 통하여 pH에 민감한 핵종은 Ni, 산화환원전위에 민감한 핵종은 Tc 그리고, 탄산염에 민감한 핵종은 Am, Cs, Sr 등인 것으로 확인되었다. 본 연구에서 평가한 5개 핵종들의 영향인자별 K_d 자료는 그 측정조건이 처분장 조건과 다를 수 있기 때문에 안전성평가에 직접적으로 활용하기는 어렵지만, 각 영향인자별 K_d 분포 경향을 제시함으로써 처분장 안전성평가의 보조자료로 활용할 수 있을 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 (주)한국수력원자력에서 주관하는 중저준위방사성폐기물 처분시설 부지특성 조사 사업의 일환으로 수행되었음.

6. 참고문헌

- [1] N.A. Chapman et al., The Geological Disposal of Nuclear Waste, John Wiley & Sons, Inc., Chichester (1987).
- [2] J. Crawford et al., Data and Uncertainty Assessment for Radionuclide K_d Partitioning Coefficients in Granitic Rock for Use in SR-Can Calculations, R-06-75, SKB, Stockholm, 2006.
- [3] I.G. Mckinley and A. Scholtis, Compilation and Comparison of Radionuclide Sorption Database used in Recent Performance Assessments, Proc. of an NEA Workshop on Radionuclide Sorption from the Safety Evaluation Perspective, Interlaken, Switzerland, 1992.
- [4] P.N. Pathak and G. R. Chopin, Nickel(II) sorption on hydrous silica: A kinetic and thermodynamic study, J. Radioanal. Nucl. Chem., 268, pp. 467-473, 2006.

농축폐액 및 이온교환수지 누적선량에 따른 폴리머고화체 가스발생 평가

이지훈, 박승철, 양호연, 박종길, 조항래

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

jihoon@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 운전중에 발생되는 방사성폐기물 중 농축폐액이나 폐수지는 시멘트 또는 파라핀을 이용하여 고화처리하여 왔으나 부피의 증가 및 처분의 부적합성 등으로 인하여 대체 고화방법이 요구되었다. 이에 따라 폴리머를 이용한 고화방법이 개발되었다. 폴리머고화체는 누적선량에 의해 가스가 발생할 가능성이 있으므로 이에 대한 검토가 필요하다는 의견이 제시되었다. 본 연구에서는 국내 원전에서 발생하는 농축폐액과 이온교환수지 폴리머고화체의 원전 예상 누적선량에 따른 가스발생 평가를 수행하였다.

2. 평가방법

국내 원전의 예상 방사선원량으로서 약 0.12%의 핵연료 손상률과 드럼 중앙부에서의 나오는 선량을 고려하여 300년동안 농축폐액 및 이온교환수지 폴리머고화체의 누적되는 선량이 어떻게 분포되는 지를 평가하였다. 농축폐액과 드럼을 200L 드럼내 80%채우고 폴리머를 주입하는 것으로 선원량을 고려하였으며 이온교환수지를 1400L 드럼내 80%를 채우고 폴리머를 주입하는 것으로 선원량을 고려하였다. 누적선량평가를 위하여 미국 Sandia National Lab.에서 개발된 Runt-G 코드를 사용하였다.

3. 실험결과

3.1 농축폐액 누적선량 및 가스발생량 평가

Fig 1에 기간별로 농축폐액에서 발생하는 누적선량에 대하여 제시하였다. 분석결과 Cs, Co 등이 가스발생을 유발하는 선량률에 영향을 미치는 주 핵종으로 확인되었다. 농축폐액의 경우 처분기간 300년동안 누적되는 선량은 약 $1.52E+5$ Rad 임을 알 수 있다. 특히 주변 환기가 가능한 발전소나 처분시설 운영중 환경으로 예상되는 40년까지의 누적선량은 $1.236E+5$ Rad으로 처분기간인 40년 이후 300년까지의 누적선량 증가분인 $2.61E+4$ Rad에 비하여 상당히 높음을 알 수 있다.(Fig. 1) 이는 초기 40년동안 시간이 경과되면서 기여되는

선량률이 처분기간동안의 선량률보다 높음을 제시하는 결과이다. Fig 2에 운영중에 연간 선량이 저감하는 율을 분석하였다 그 결과 연간 선량율은 초기 $7.603 E-1$ rad에서 30년 $4.391 E-2$ rad로 감소되는 경향을 보였다. 운영중과 처분시 선량이 누적됨으로 동 기간별 누적선량에 해당되는 가스발생량을 Fig. 3에 제시하였다. 그 결과 발전소 운영중 40년까지 발생하는 농축폐액폴리머로 인한 가스의 발생량은 0.36 cc/g으로 전체 발생량 0.361 cc/g의 약 99 %를 차지하고 그 이후 가스발생량은 0.001 cc/g으로 전체의 1 %이내로 예측된다.

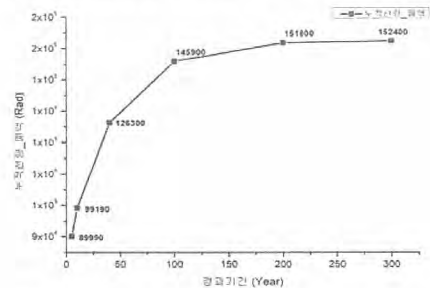


Fig. 1. Cumulative dose of liquid concentrate.

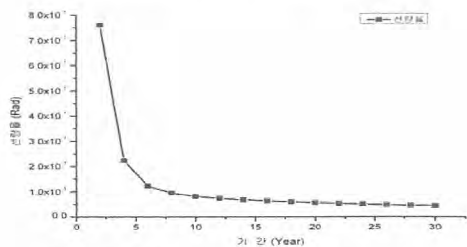


Fig. 2. Dose rate of liquid concentrate.

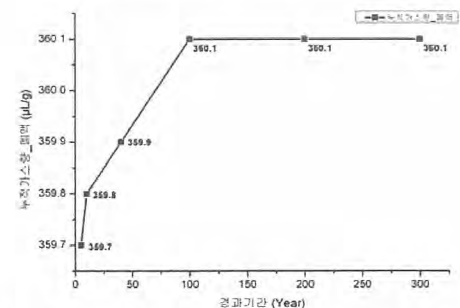


Fig. 3. Cumulative gas generation rate of liquid concentrate.

3.2 이온교환수지 누적선량 및 가스발생량 평가

고선량을 유발하는 이온교환수지는 1차측을 정화하는 이온교환수지로 구성되어 있다. 원전 내 고방사선수지의 구성은 Purification 수지, Deborating 수지, Pre-holdup 수지, Boric Acid Condensate 수지 등이 혼합되어 저장탱크로 유입되므로 상대적으로 선량이 높은 Purification 수지의 선량률이 혼합에 의해 많이 저감됨을 알 수 있다. 또한 저장탱크에서 10년 동안 저장되므로 그 기간내에 Co 등 반감기가 짧은 핵종에 대한 선량기여도가 저감된다.

Fig. 4에 기간별로 이온교환수지 폴리머고화체에서 발생하는 누적선량에 대하여 제시하였다. 분석결과 이온교환수지 폴리머고화체의 경우 발생 후 처분기간 300년 동안 누적되는 선량은 약 $1.92\text{E}+8$ Rad 임을 알 수 있다. 특히 누적선량은 주변 환기가 가능한 발전소나 처분시설 운영중 환경으로 예상되는 초기 발생에서 40년까지 $1.27\text{E}+8$ Rad 이고 그 이후 300년까지 누적선량의 증가는 $6.53 \text{E}+7$ Rad로 분석되었다. 이 결과를 통해 초기 40년 동안 기여되는 선량이 300년 처분기간동안에 발생하는 선량보다 높음을 알 수 있다.(Fig. 4) Fig. 5에 운영중에 연간 선량이 저감하는 율을 분석하였다 그 결과 초기 $4.648 \text{E}+2$ rad 에서 30년 $1.11 \text{E}+2$ rad로 연간 선량율이 감소하는 경향을 보였다. 운영중과 처분시 선량이 누적됨으로 동 기간별 누적선량에 해당하는 가스 발생량을 Fig. 6에 제시하였다. 그 결과 초기 40년까지 발생하는 이온교환수지 폴리머로 인한 가스의 발생량은 0.66cc/g 으로 전체 발생량 1.45cc/g 의 약 46 %를 차지하고 실제 처분장으로 반입시 가스발생량은 0.79cc/g 으로 산정되었다.

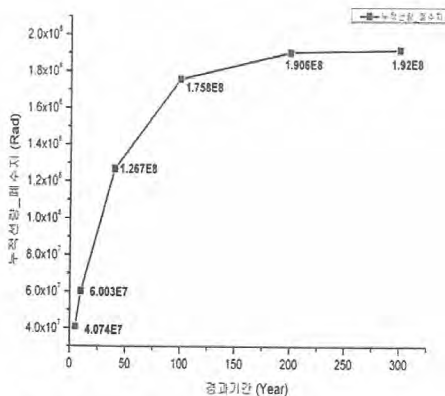


Fig. 4. Cumulative dose of spent resin.

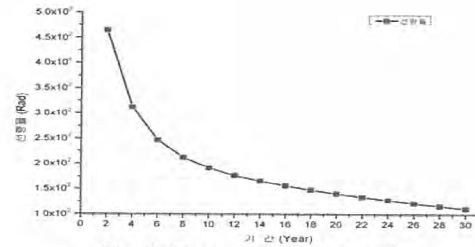


Fig. 5. Dose rate of spent resin.

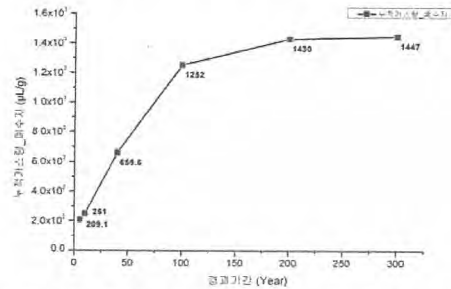


Fig. 6. Cumulative gas generation rate of spent resin.

4. 결론

원전의 농축폐액과 이온교환수지 폴리머 고화체에 대하여 300년간 누적선량에 따른 가스 발생량을 평가하였다. 결과 원전내 보관을 초기 40년까지로 가정할 때 이때 발생하는 농축폐액과 이온교환수지 폴리머로 인한 가스의 발생량은 각각 0.36cc/g 과 0.66cc/g 으로 전체 발생량의 약 99%와 46 %를 차지하고 실제 처분장으로 반입후 300년까지의 가스발생량은 각각 0.361cc/g 과 0.79cc/g 으로 전체의 1%와 54 %정도로 예측된다. 특히 가스발생 실험을 위하여 조사된 선량율은 실제 300년 동안 누적 조사된 누적선량을 모사하기 위하여 1개월 반 이내에 집중 조사된 높은 선량율이므로 실제 300여년 동안에 거쳐 조사된 선량율은 상대적으로 매우 적은 선량율로 장기간에 거쳐 누적될 것이므로 동일 누적선량에 대한 가스 발생량은 매우 미미할 것으로 판단된다. 향후 증저준위처분시설에 인도될 수 있는 농축폐액과 이온교환수지의 누적선량에 따른 폴리머고화체의 가스발생특성을 평가할 계획이다.

5. 참고문헌

- [1] Gas Generation in Radioactive Wastes -MAGGAS Predictive Life Cycle Model, WM'06 Conference, 2006.
- [2] UCRL-ID-138352, Hydrogen Generation in TRU Waste Transportation Packages, 2000.

열역학 모델을 이용한 콘크리트 열화 평가

정혜룡, 권기정, 류지훈*, 김도겸**, 김진영*

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

**한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산구 대화동

nohul@krmc.or.kr

1. 서론

현재 국의 운영 혹은 건설 중인 방사성폐기물 처분 시설은 콘크리트를 공학적방벽으로 활용하고 있다. 하지만, 콘크리트는 지하수 혹은 빗물 등과의 반응으로 인해 공극을 증가 등과 같은 열화현상이 발생하게 된다. 이와 같은 콘크리트의 장기 변화현상을 예측하기 위해 국·내외에서 많은 연구가 이루어지고 있으며, 이의 일환으로 열역학 모델을 활용한 콘크리트 장기 변화 예측모델개발이 활발히 이루어지고 있다.

본 논문에서는 열역학 모델을 활용하여 콘크리트의 장기변화특성 모델을 개발하였으며, 본 모델의 결과를 회분식 실험을 통하여 검증하였다.

2. 모델링

본 논문에서는 지구화학 모델 프로그램인 PHEEQC를 사용하여 시멘트 수화 및 열화과정과 관련된 과정을 모사하였다.

콘크리트 변화특성을 예측하기 위해서는 시멘트 물질의 수화 및 열화과정에 대한 정확한 이해가 필수적이다. 스위스 EMPA, NAGRA, PIS에서는 GEM-Selektor 코드를 확장하여 시멘트 물질 수화반응을 예측하였으며, 시멘트 수화반응에 대한 열역학 데이터베이스를 개발하였다. 본 연구에서는 스위스 NAGRA/PSI에서 개발한 시멘트 수화반응 열역학 데이터베이스[1]를 채택하여 모델링을 수행하였다.

콘크리트 열화 모델링은 먼저, 시멘트 광물조성을 입력하여 시멘트 수화반응에 대한 모델링을 수행한다. 이 때 시멘트 수화반응에 대한 열역학 데이터베이스가 요구된다. 이를 바탕으로 지하수 혹은 빗물이 콘크리트 내부로 이동하여 수화생성물과의 반응에 따라 콘크리트 내의 광물 용해 및 2차 광물 침전현상을 모사하게 된다. 이로인해 콘크리트 내부의 광물농도, 공극율, 공극수 pH 변화특성에 대해 예측하게 된다.

3. 실험방법

열역학 모델을 통한 콘크리트 변화특성에 대한 검증은 위해 시멘트 몰드를 제작하여 장기 용출 실험을 수행하였다. 본 실험에서 사용한 콘크리트 배합비는 Table 1에 나타내었다. 직경 100mm, 높이 200mm 시멘트 몰드를 제작하여 경주처분장 사일로 깊이에서 샘플링한 지하수로 채워진 반응용기에 넣어 약 1년간의 용출 실험을 수행하였다. Fig. 1에 나타난 바와 같이 실험기간 동안 콘크리트 용출특성을 모니터링하기 위해 pH, 용존산소, 산화-환원전위 센서를 설치하여 실시간 모니터링을 수행하였다. 용출 실험 종료 후, 용액 및 시멘트 시편에 대한 상세분석을 실시하였다.

Table 1. Concrete mix design.

W/ (C+P) (%)	S/a (%)	Materials(kg/m ³)						
		Water	Cement	Fly ash (3/4'')	Agg (3/4'')	Sand	WRA	AEA
40	44.4	162.75	325.50	81.38	938.77	748.89	1.63	0.18

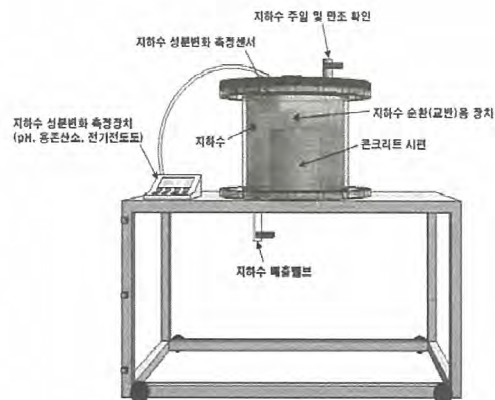


Fig. 1. Experimental set-up.

4. 결과

침출실험 결과와 모델링 결과를 요약하여 Table 2에 나타내었다. 침출 실험에 따른 용액의 pH는 8.0에서 12.7로 증가하였다. 이와 같이 pH가 증가하는 것은 콘크리트에 존재하는 $\text{Ca}(\text{OH})_2$, CaCO_3 성분이 지하수로 용출되었기 때문인 것으로 판단된다. Table 1에서 나타낸바와 같이 모델링 결과에서도 용액의 pH는 12.5로 나타나 높은 신뢰성을 나타내었다.

Table 2. Comparison of experiment and modeling results.

용액	pH	pe	Temp (°C)	Al (mol/L)	Fe (mol/L)	K (mol/L)	S (mol/L)
지하수	8.0	-2.8	18.70	0.00	0.00	0.06	0.19
반응액 (모델링)	12.5	-9.8	18.70	0.01	0.00	0.06	0.03
침출액 (실험)	12.7	4.3	20	0.04	0.001	0.586	0.065

지하수와 반응 후, 시편 표면, 1cm 깊이, 그리고 중앙부에서 샘플을 채취하여 XRD 분석을 수행하였으며, 그 결과를 Fig. 2에 나타내었다. 시멘트 중앙부에서 채취한 샘플에서는 Portlandite, Calcite, Tobermorite, Jennite가 확인되었지만, 표면 및 깊이 1cm에서 채취한 샘플에서는 Portlandite가 관측되지 않았다. 이는 표면 인근에서는 Portlandite가 지하수로 용해되었기 때문으로 판단되며, 지하수 성분분석 결과와 잘 일치한다는 것을 알 수 있다.

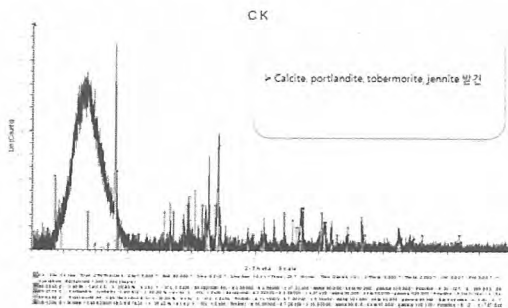


Fig. 2. XRD analysis of concrete samples.

용출반응에 의한 시편에서 화학종의 분포변화를 관찰하기 위하여 EPMA분석을 수행하였으며, 그 결과를 Fig. 3에 나타내었다. 콘크리트와 지하수의 반

응에 의해 Ca^{2+} 이 용출되어 시멘트 표면 샘플에서 그 농도가 낮아진 것을 확인 할 수 있다.

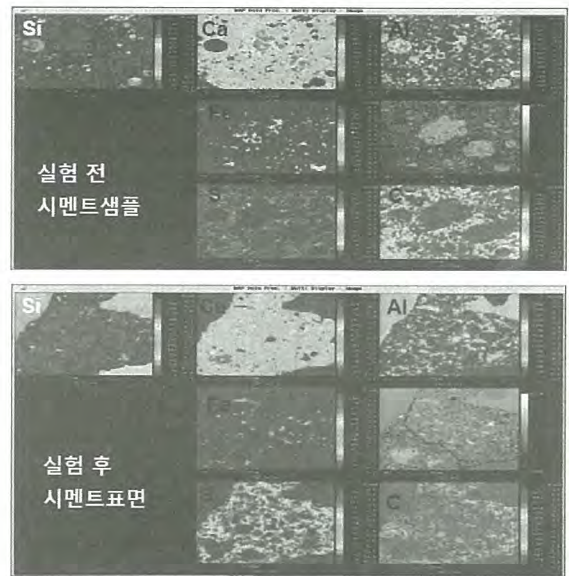


Fig. 3. EPMA analysis of concrete samples.

5. 결론

본 연구 결과를 바탕으로 지하수와 반응하는 콘크리트 표면에서 다음과 같은 반응이 발생하는 것을 알 수 있다.

- 콘크리트 표면에서 Portlandite가 용출현상이 발생한다. 이러한 과정에서 CSH 혹은 Ettringite의 침전현상이 발생한다. 이로 인해 콘크리트와 접촉하고 있는 지하수에서 pH가 12 이상으로 증가하는 현상이 발생한다.

6. 참고문헌

- [1] W. Hummel, U. Berner, E. Curti, F.J. Pearson, and T. Thoenen, Nagra/PSI Chemical Thermodynamic Data Base 01/01, Nagra Technical Report 02-16, 2002.

실험실 규모의 콘크리트 임계기체압 실험에 대한 모델링 검증

하계철, 정해룡, 김주엽*, 김주열*

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46

icha@krmc.or.kr

1. 서론

2012년 3월 현재 국내 중·저준위 방사성폐기물 처분시설이 건설 중이며, 이는 지하 80~130 m의 대수층에 위치한다. 폐쇄 이후 처분시설은 지하수로 포화되어, 금속부식, 미생물분해, 방사분해 등 다양한 메커니즘에 의해 기체가 발생할 것으로 예상된다.

사일로 내부에서 발생된 기체로 인해 사일로 내부의 압력이 상승하게 된다. 따라서 공학적방벽의 건전성이 저하될 수 있으므로, 사일로 내부의 기체 축적을 방지할 수 있는 효과적인 기체배출시스템 개발이 요구된다. 본 연구에서는 사일로 내부 임계기체압 증가 대한 예측을 하기위하여 수행한, 실험실 규모의 실험에 대한 모델링 검증 분석을 하였다.

2. 실험 및 모델링

2.1 실험 방법

경주 방폐장 배합비와 같은 콘크리트 시편의 수중양생을 통한 100% 포화시편(직경15 cm, 높이 5 cm)을 사용하였다. Fig. 1에 나타난 바와 같이 콘크리트 시편을 장착한 압력용기 하단부로 일정 유량의 질소를 주입하였고, 압력용기 상부는 대기압 상태로 유지하였다.[2][3] 콘크리트 시편 상, 하부의 차압 변화 관측을 통하여 임계기체압을 도출하였다(차압이 최대가 되는 지점).

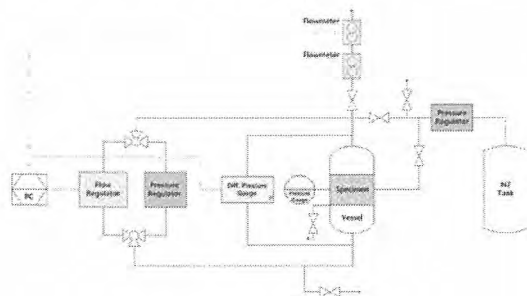


Fig. 1. Experimental apparatus system.

2.2 모델링

모델 전 영역은 3차원으로 구성하였으며, 콘크리트 시편($\varnothing 15\text{cm} \times \text{높이} 5\text{cm}$)과 시편을 중심으로 위·아래 기체주입 및 배출 부분(각 각 $\varnothing 15\text{cm} \times \text{높이} 1\text{mm}$)으로 구성된다. 특히 상부층(Air)은 체적을 크게(10^{31}m^3)하여 콘크리트 시편을 통과한 기체가 배출이 되어도 압력이 일정하게 유지하도록 설정하였다.[1][5]

모델링 전 영역에 대한 초기 조건은 압력이 대기압인 $1.013 \times 10^5 \text{Pa} (1\text{atm})$, 온도는 25°C , 중력가속도 상수는 9.81m/s^2 으로 설정하였고, 콘크리트 초기조건은 Table 1과 같다.[4]

Table 1. Input data of concrete.

Variables	Concrete
Density [kg/m^3]	2600
Porosity [-]	0.15
Permeability [m^2]	1.0×10^{-18}

기체주입량(source term)은 실험시 주입 유량과 같은 1.5mL/min , 3.0mL/min 두 가지 경우를 수행하였다. 시간에 따른 변화 양상을 확인하기 위하여 3개의 모니터링 포인트를 설정하여 시간에 따른 압력 변화 및 유량을 변화를 관측하였다.

3. 결과

임계기체압 모델링 결과는 Table 2와 같으며, 시간에 따른 각 유량에 따른 압력 증가 상태를 확인할 수 있다.

Table 2. Result of the modeling(critical gas pressure).

variables	Inlet flow rate	Max. differential pressure
Gas Pressure	3.0 ml/min	43.3 bar
	1.5 ml/min	39.9 bar

1.5mL/min 유량의 경우는 기체 뿐만 아니라 포화 상태의 콘크리트 시편으로부터 주입 기체에 의해 밀려 나오는 수분의 배출 유량도 분석 하였다. [Fig. 2]

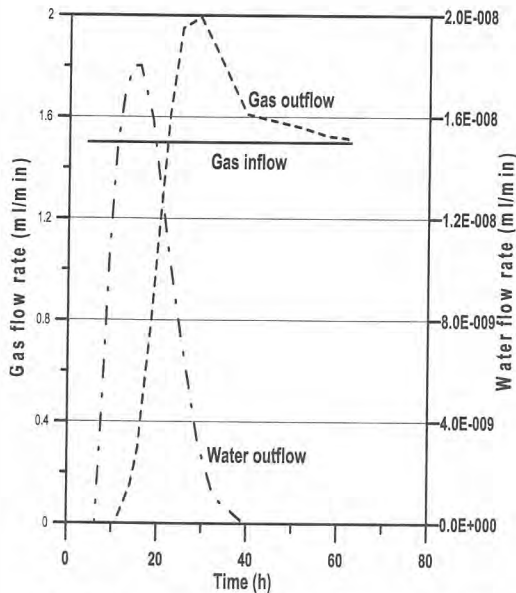


Fig. 2. Result of the modeling (Fluid Outflow).

모델링 결과와 실험 결과의 비교 분석 결과, 유량 3.0mL/min인 경우에는 7.9%의 오차를 보이고, 유량 1.5mL/min인 경우에는 1.3%의 오차를 보이고 있다. 이는 실험결과에 대한 모델링 검증 분석이 유의하다는 결론을 내릴 수 있다.[6]

4. 결론

다공성 매질에서 기체이동 특성 및 임계기체압은 다양한 변수에 의해 영향을 받게 된다. 기체압력이 gas entry pressure를 초과 한 이후, 기체이동 특성은 intrinsic permeability, relative permeability, 모세관 압력에 의해 주로 지배된다. 따라서, 기체이동 특성을 지배하는 gas entry pressure, intrinsic gas pressure 등을 매질특성에 따라 달라지기 때문에 실험을 통하여 도출하는 것이 바람직하다. 특히, gas entry pressure는 사일로 내에서 발생한 기체가 사일로 콘크리트를 통해 이동하는 현상을 지배하기 때문에 본 연구에서는 칼럼실험을 통하여 도출하였다. van Genuchten 모델 상수 값들은 기존 문헌 혹은 실험결과를 이용하여 도출하였다. 본 연구에서는 콘크리트 시편

을 활용한 실험과 모델링의 비교 분석을 통하여 실험 결과의 타당성 및 모델링의 적용성을 입증할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(20111720100010)

6. 참고문헌

- [1] 중·저준위방사성폐기물처분시설 안전성분석 보고서, 제10권 6.1.13, 2008, 한국방사성폐기물관리공단
- [2] G. Mayer et al., Large-scale Experiment for Water and Gas Transport in Cementitious Backfill Materials (Phase 1) COLEX I, NAGRA, TR 98-03, 1998
- [3] 공학적방벽 임계기체압 및 Permeability 실험 보고서, 14117-K-TR-003, 한국방사성폐기물관리공단, 2012
- [4] 한국원자력연구원, 경주 중·저준위 방사성 폐기물 처분장 부지에서의 가스이동 수치 모델링, CM-138, 2010
- [5] Stefan Finsterle, Using the continuum approach to model unsaturated flow in fractured rock, WATER RESOURCES RESEARCH, VOL. 36, NO.8, PAGES 2055-2066, AUGUST 2000.
- [6] J.P. Monlouis-Bonnaire, J. Verdier, B. Perrin, Prediction of the relative permeability to gas flow of cement-based materials, Cement and Concrete Research 34 (2004) 737-744.

열화촉진 실험에 의한 콘크리트의 물리/화학적 변화 특성

권기정, 정해룡, 김기범*, 류지훈**

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283

**한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

kjkwon@krmc.or.kr

1. 서론

방사선차폐 재료로는 철, 납 등 중량이 무거운 재료가 고려되거나 이용되고 있지만, 가장 경제적으로 방사선차폐를 성취할 수 있는 것은 콘크리트이다. 즉, 방사선차폐 재료로서 콘크리트는 원자력 발전소 구조물 이외에도 입자가속기, 연구용 원자로 등에 널리 적용되고 있다. 본 연구의 목적은 국내 원자력관련 시설물에 사용된 실제 재료와 배합 조건으로 시편을 제작하여 공학적 방벽의 건전성에 영향을 미치는 각종 열화인자에 대한 정량적 분석을 실시하고자 시설물의 현장부지의 지화학적 특성 및 주변 환경을 모사할 수 있는 열화촉진실험 시편을 제작하여 이를 토대로 열화진행시간에 따른 그 물리/화학적 특성을 분석·평가하였다.

2. 본론

2.1 재료의 광물 조성 및 배합설계

원자력 관련 시설물에 적용된 시멘트의 광물 조성 및 배합설계를 시편 제작에 적용하였다.

Table 1. 시멘트의 광물조성.

광물조성	중량퍼센트 (%)
C3S	51.86
C2S	22.29
C3A	9.49
C4AF	8.51
Gypsum	2.03

Table 2. 콘크리트 배합설계.

	Strength (Psi)	G max	W/ (C+P) (%)	S/a (%)	Materials(kg/m ³)							
					Water	Cement	Fly ash	Agg (3/4")	Sand (황사)	Sand (세사)	WRA	AEA
Mix1	6000	3/4"	40	44.4	162.75	325.50	81.38	938.77	748.89		1.63	0.18
Mix2	6900	3/4"	32.2	44.7	172.00	428.00	107.	904.00	473.00	257.00	2.14	0.16

2.2. 실험결과 분석

2.2.1 압축강도

콘크리트의 압축강도측정은 KS F 2405에 의거하여 측정하였다. 최대하중 100tonf 용량의 만능재료시험기(Universal Testing Machine, UTM)를 사용하여 하중조절 방식으로 시편이 파괴에 이르기까지 가력하였다.

2.2.2 동결융해 실험

동결·융해 실험기를 사용하여 동결·융해 저항성을 평가하였다. 동결·융해의 사이클 수는 50,150,300사이클까지 또는 상대동탄성계수비가 초기 값의 60%로 저하할 때까지 실시하였으며, 매 30사이클마다 페이스트 및 모르타르의 길이 및 무게변화를 측정하였다. 콘크리트의 동결·융해저항성은 상대동탄성계수와 질량변화로 평가하였다. 콘크리트의 상대동탄성계수의 측정은 급속 동결 융해에 대한 콘크리트의 저항 실험 방법(KS F 2456)에 의거하여 실시하였으며, 50사이클과 150사이클 과정 및 300사이클 과정에 대해 실시하였다.

2.2.3 탄산화 실험

탄산화 실험은 시험체를 온도 20℃, 습도 60%, CO₂농도 5%로 설정하여 탄산화 촉진 시험기를 사용하여 촉진재령 28, 56, 180, 365일의 탄산화 깊이를 측정하였다. 모든 시편의 원활한 탄산화를 유도하기 위하여 각 시편들의 충분한 거리를 확보하였다. 탄산화 깊이의 측정은 페놀프탈레인 1% 알코올 용액을 분무하여 무색부분을 측정하였다.

2.2.4 황산염 실험

황산염 실험은 ASTM C 1012에 의거하여 제작된 시편을 실험하였다. 저항성이 큰 고무 용기를 사용하여 5%의 Na₂SO₄용액을 구성하였다. 시편의 침지 후에는 공기와의 접촉을 최소화하기 위해 용기를 밀봉하였다. 28, 56, 91, 180, 365일의

침지 재령이 경과한 후 시편의 길이 및 무게 변화를 측정하였다.

3. 결론

3.1 압축강도 변화

재령 28, 56, 91, 180, 365일의 압축강도 실험결과를 나타낸 것이다. 강도발현의 경우 Mix2의 경우 91일에서 약간 감소하는 경향을 보이고 있지만 계획된 강도 내에서 감소로 별 차이가 보이지 않는 것을 확인할 수 있었다.

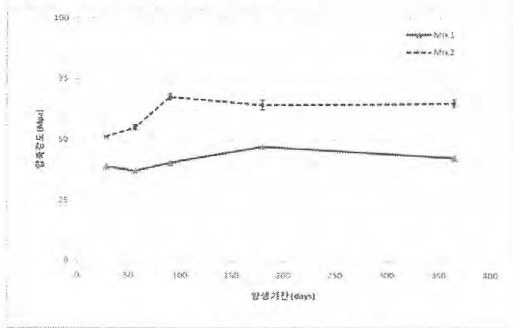


Fig. 1. 재령별 압축강도 변화.

3.2 동결융해 실험

콘크리트 시편의 무게의 경우 사일클 수가 증가할수록 다소 감소하는 경향을 나타내었으며, 상대동탄성계수의 변화는 크게 나타나지 않았다.

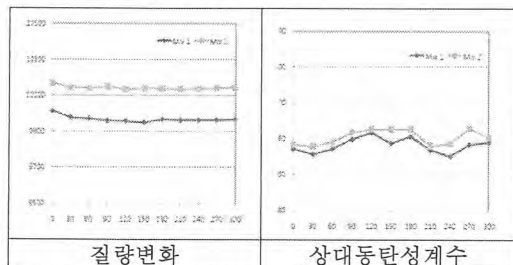


Fig. 2. 질량변화 및 상대동탄성계수.

3.3 탄산화 실험

CO₂ 노출 기간에 따른 탄산화 깊이를 페놀프탈레인 용액을 이용하여 확인하였고, 노출 기간이 증가할수록 탄산화 깊이가 증가하는 것을 알 수 있으며, 특히 Mix1이 Mix2에 비해 탄산화의 진행 속도가 빠른 것을 확인할 수 있다. Mix 1에서 상당히 탄산화가 진행된 것을 확인할 수 있었으며, Mix2의 경우 56일까지 탄산화가 진행되지 않다가 91일 이후부터 차츰 일어나기 시작하는 것을 알 수 있으며, 180일에서는 이전보다 탄산화의 진행

정도가 증가한 것을 알 수 있다. 365일 재령의 실험결과를 재령이 증가할수록 탄산화의 진행정도가 늦어짐을 알 수 있으며, 더 이상 탄산화의 진행이 활발하지 않음을 예측할 수 있었다.

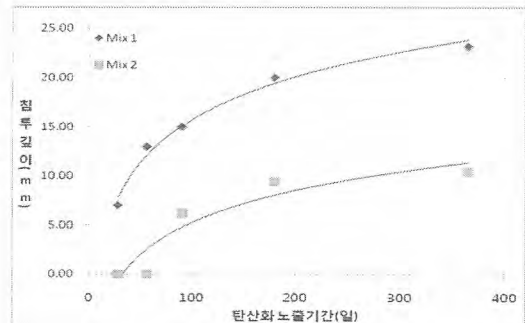


Fig. 3. 재령별 탄산화 침투깊이.

3.4 황산염 실험

황산염 침지 후 365일까지 경과 후의 시편의 길이, 무게변화를 확인하였다. 침지 재령이 증가하여도 각 시편의 무게 및 길이는 큰 변화가 없는 것으로 나타났으며, 강도에서도 재령 28일과 180일을 비교하였을 때, 별다른 차이가 없는 것을 확인할 수 있었다.

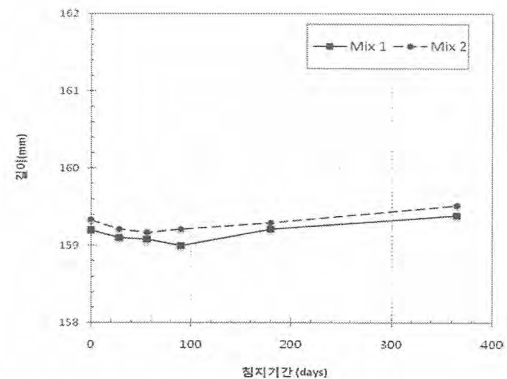


Fig. 4. 침지기간별 길이변화.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(2009T100100523).

국내 방사성폐기물 처분시설 콘크리트 투기계수 측정

김주엽, 김주열, 정해룡*, 하재철*, 김은희**

(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46

*한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

**서울대학교, 서울시 관악구 관악로 1

yubioo@fnctech.com

1. 서론

2012년 현재 국내 중·저준위 방사성폐기물 처분 시설이 월성 부지에 건설 중이며, 2014년 6월 완공되어 운영이 개시될 예정이다. 처분시설은 지하 대수층에 위치하므로, 폐쇄 후 지하수로 포화되어 금속 부식, 미생물분해, 방사분해 등 다양한 메커니즘에 의해 기체가 발생할 것으로 예상된다. 기체의 발생으로 인해 콘크리트 사일로 내부의 압력이 증가하게 되며, 따라서 특정 압력을 초과할 경우 공학적방벽인 콘크리트 사일로의 건전성이 손상될 수 있다. 이를 방지하기 위해서는 사일로 내부에서 발생된 기체가 효과적으로 외부로 빠져나갈 수 있도록 기체배출 시스템을 설계하여 공학적방벽에 적용해야 한다. 기체배출시스템 설계에 앞서 콘크리트 사일로의 물성을 파악하여 모델링 입력변수를 우선적으로 확보해야 하며, 이후 다양한 모델링 계산을 통해 최적의 기체배출시스템을 설계할 수 있다. 따라서 본 연구에서는 공학적방벽 물성분석의 일환으로 실험을 통해 콘크리트 사일로의 투기계수(gas permeability)를 측정하였다.

2. 본론

2.1 시편 및 실험장치

실험시편은 직경 15 cm, 높이 5 cm 실린더형태의 콘크리트로, 28일 동안 수중양생을 통해 제작되었다. 콘크리트 시편의 조성은 처분시설에 적용될 콘크리트 사일로의 조성고 동일하게 구성하였다.(표1)

실험장치는 콘크리트 시편을 압력용기 내에 거치하고, 시편 하단에 일정한 압력의 질소를 주입하여 시편을 통해 시편 상부로 배출되도록 설계 및 제작되었다. 시편 옆면을 Viton 재질의 고무슬리브로 감싸고, 고무슬리브 외부에 고압을 가하여 시편 옆면과 고무슬리브를 밀착시킴으로써 시편 옆면을 따라 흐르는 질소의 누설을 방지하였다. 실험장치의 구성은 그림 1과 같다.

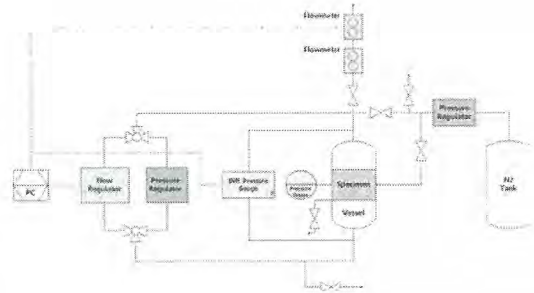


Fig. 1. Experimental apparatus system.

2.2 실험방법

초기 포화도 100%인 시편의 질량을 측정하고, 오븐에서 건조를 시키면서 질량변화를 측정하여 시편 평균 공극률을 통해 시편 포화도를 산출하였다. 전처리를 통해 0%, 30% 및 70% 포화도 시편을 제작하여 총 세 가지 포화도에 대한 투기계수를 측정하였다.

시편을 압력용기에 거치하고, 시편 하부에 일정한 압력의 질소를 주입하여 시편을 통과해 배출되는 질소의 유량을 측정한다. 충분한 시간이 흐른 뒤 정상상태의 유량을 기록하고, Hagen-Poiseuille Equation(1)을 통해 특정 평균압력 P_m 에서의 apparent permeability(k_{app})를 산출한다.

$$k_{app} = \frac{2QP_{atm}L\mu}{A(P^2 - P_{atm}^2)} \dots\dots\dots (1)$$

k_{app} : apparent permeability(m^2)

μ : 질소 점성계수($N \cdot s/m^2$)

Q : 기체유량(m^3/sec)

P : 시편 하부에 가해지는 절대압(N/m^2)

A : 단면적(m^2)

P_{atm} : 대기압(N/m^2)

L : 시편높이(m)

$P_m = (P + P_{atm})/2$

Table 1. Composition of the concrete specimen.

Source of aggregate	Mix Type	W/(C+F) (%)	S/a (%)	Proportion (kg/m ³)								
				Water	Cement	Fly-ash	3/4"	Coarser	Finer	WRA	AEA	HWRA
Daejong and Jinæ Area	E-1-40	40.0	38.4	206	412	103	961	357	241	2.3193	0.1287	-

세 가지 압력(2, 3, 4 bar)에서의 k_{app} 를 측정하여 $1/P_m$ 과의 선형관계식을 근사한다. Klinkenberg Equation(2)을 통해 선형근사식의 y절편으로부터 intrinsic permeability(k_{int})를 산출한다.

$$k_{app} = k_{int} \left(1 + \frac{\beta}{P_m}\right) \dots\dots\dots (2)$$

2.3 실험결과

세 가지 포화도(0%, 30%, 70%)의 시편에 대해 각각 세 가지 압력(2, 3, 4 bar)을 가하여 실험을 수행하였으며, 각 주입압력에 대해 2회 반복 수행하였다. 각 포화도에서 특정압력에서의 apparent permeability를 산출하여 반복수행에 대한 평균을 구하였고, 세 점을 통해 선형식을 근사하였다. 0%, 30%, 70% 포화도에서 intrinsic permeability는 각각 $1.04 \times 10^{-18} \text{ m}^2$, $6.04 \times 10^{-18} \text{ m}^2$, $1.60 \times 10^{-18} \text{ m}^2$ 로 산출되었다. 세 가지 포화도에서 산출한 결과는 그림 2와 같다.

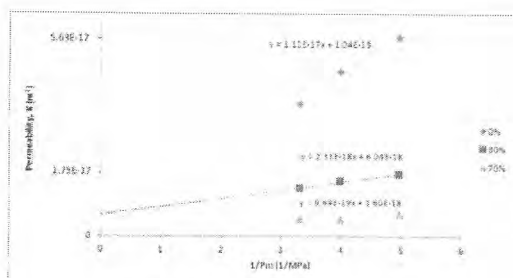


Fig. 2. Result of the permeability.

3. 결론

실험결과 동일한 조건에서 시편에 따른 편차가 상당히 컸으며, 이는 다공성매질인 콘크리트의 특성으로 인해 시편에 따라 내부 공극망 형태가 매우 다양하기 때문인 것으로 해석된다. 각 포화도별 실험결과는 실험전 예상과 일치하게 주입압력이 증가할수록

k_{app} 가 감소하는 경향을 보였다. 그러나 세 가지 포화도 실험을 종합했을 때 그림 2와 같이 0% 포화도 시편의 intrinsic permeability가 가장 낮은 값으로 산출되었다. 위 결과는 시편에 따른 배출유량 결과 값의 극심한 편차에 의한 것으로, 앞서 설명한 콘크리트 특성에 의한 것으로 판단된다. 추후 연구를 통해 샘플 수를 늘리게 되면 보다 정확한 permeability를 산출할 수 있을 것이며, 또한 다양한 포화도의 시편을 활용하여 포화도와 relative permeability의 관계 그래프 및 근사식을 산출할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(20111720100010)

5. 참고문헌

- [1] G. Mayer et al., Large-scale Experiment for Water and Gas Transport in Cementitious Backfill Materials (Phase 1) COLEX I, NAGRA, TR 98-03, 1998.
- [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.

원전콘크리트 열화저항능력의 미세구조적 연구

이호재, 이장화, 이종석, 김도겸

한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 대화동 2311

h.lee@kict.re.kr

1. 서론

본 연구는 콘크리트 구조물 중 원전콘크리트의 열화요인에 따른 미세구조적 변화에 대해 평가하였다. 원전콘크리트, 방사성폐기물처분시설의 콘크리트 방벽의 경우 다른 콘크리트 구조물과 비교해 그 열화에 의한 손상으로 인한 영향이 더욱 심각하다. 따라서 기존의 열화손상에 대한 평가방법 뿐 아니라 일반 육안검사로 판별이 불가능한 미세구조적 관점에서의 열화에 대한 관심이 고조되는 현재의 연구영역을 반영하여 공극 및 열화생성물에 대한 분석을 통해 원전콘크리트의 열화저항능력에 대한 미세구조적 평가를 진행하였다.

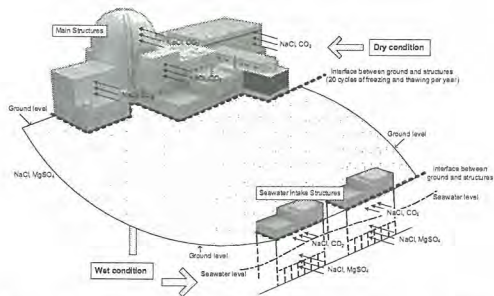


Fig. 1. The factor of deterioration to NPP concrete structures.

2. 실험 및 분석

2.1 시편제작

Design	Spec	90°C (C-P)	90°C (A)	Water	Exposure	Porosity	Segregation	Water	Segregation
Mix 1	8500	24"	42	44.1	140.75	205.50	21.28	993.59	735.28
Mix 2	4300	24"	50	46.7	140.75	205.50	21.28	993.59	735.28
Mix 3	4500	24"	45	42.9	140.75	205.50	21.28	993.59	735.28

Fig. 2. Target strength and Mix proportion.

페이스트와 모르타르의 압축강도용 시편의 제작은 수경성 시멘트 모르타르의 압축강도 실험방법 (KS L 5105)에 따라 50×50×50mm 크기의 입방형시편을

제작하였다. 배합 시, 각 재료의 혼합성을 높이기 위하여 모르타르용 믹서를 사용하여 배합을 실시하였으며, 각 제령 (28, 56, 180, 365일)에 대하여 24개의 시편을 배합에 따라 총 96개의 시편을 제작하였다. 콘크리트 압축강도용 시편의 제작은 콘크리트의 강도시험용 공시체 제작방법 (KS F 2403)에 따라 Ø100×200mm크기의 원주형 시편으로 제작하였다. 콘크리트 시편 제작에 사용된 믹서는 총 사용량 50liter의 강제식 믹서를 사용하였다. 배합을 일괄투입 방법을 채택하였으며, 각 재료를 투입한 후 배합수를 투입하는 순간부터 3분간 비빔을 실시한 후, 3층 붓다짐을 실시하여 제작하였다. 각 제령일에 대하여 12개의 시편을 배합조건에 따라 48개의 시편을 제작하였다.

2.2 공극구조 분석

열화인자의 주요 이동경로이며 열화로 인한 변화가 가장 빠르게 나타나는 범위는 공극구조이므로 공극구조에 대한 분석을 실시하여 열화로 인한 영향도 분석 및 배합에 따른 열화저항성에 대한 검토를 진행하였다.

분석장비는 수은압입법(Mercury Intrusion Porosimetry; MIP)을 이용하여 공극크기 및 공극량, 공극구조 분석을 실시하였다.

분석조건은 Filing pressure를 0.53psia, Contact Angle을 130°로 설정하여 총공극량을 기준으로 증감율을 산출하였다.

2.3 공극량 변화

열화에 의한 공극량을 배합에 따라 분석을 실시하여 다음의 표와 그래프에 상대비교하였다.

Table 1. Porosity variation with exposure duration.

	Mix 1	Mix 2	Mix 3
동결융해	+20.2	+22.5	+14.2
황산염	-18.4	-18.5	-21.4
탄산화	-31.9	-31.4	-34.6

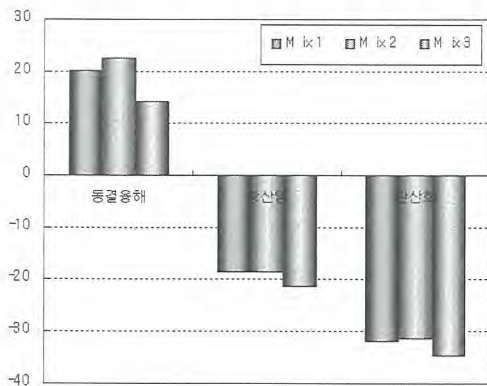


Fig. 3. Porosity variation with exposure duration.

동결융해의 경우 50cycle 실시한 시편과 300cycle을 실시한 시편의 공극량을 50cycle의 공극량을 기준으로 분석한 결과 각 배합에서 14~23%의 공극량 증가가 이루어진 것을 알 수 있었다. 동결융해의 경우 콘크리트 공극에 포함되어 있던 수분의 동결작용으로 인해 팽창했던 공극 구조가 융해의 과정을 거쳐 해동되며 팽창했던 공극이 수축하지 못하고 파괴가 이루어지는 과정이 반복하며, 공극량이 점차적으로 증가하였음을 예상할 수 있다.

탄산화의 경우 시멘트 수화생성물인 portlandite가 탄산화로 인한 열화생성물인 calcite로 변화되며 공극구조 내부에서 결정질의 부피팽창으로 인해 공극구조에 치밀화가 이루어졌음을 예측할 수 있다. 또한 황산염침식의 경우 탄산화의 메커니즘과 유사하게 portlandite가 ettringite, thaumasite로 결정상의 변화가 이루어지며 공극구조가 치밀화 되었음을 예상할 수 있다.

2.4 열화생성물 분석

적외선분광분석법(Fourier Transform Spectroscopy; FT-IR)을 통해 열화로 인한 콘크리트 내부 성분의 변화를 분석하여 공극구조 변화에 대한 근거를 과학적으로 뒷받침하기 위해 분석을 시도하였다. 분석조건은 Scan frequency: 32 회/sec, Resolution: 4cm⁻¹ 로 설정하여 분석을 진행하였으며, 시료는 분말을 내어 No.50번체를 통과하는 분말을 사용하였다. 시료의 전처리 과정은 분말을 KBr법을 이용한 펠렛제작방법으로 실시하였다.

2.5 열화생성물 분석결과

FT-IR을 통한 열화생성물 분석결과 중 특히 탄산화 분석결과와 관련하여 OH/CO₃의 비를 이용하여 시편 표면부로부터 내부로 깊이별 측정을 실시한 결과 수산화이온/탄산이온의 적외선 흡광비가 표면에서 가까울수록 높아지는 것을 확인하였으며, 결과적으로 0~7mm에서의 탄산화정도가 그 이후 깊이에서의 탄산화에 비해 높은 것을 확인하였다.

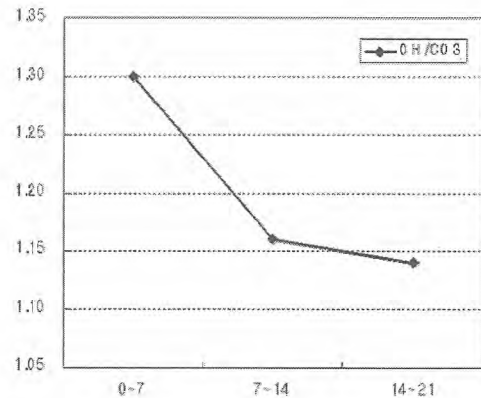


Fig. 4. Carbonation degree with depth using FT-IR method.

3. 결론

원전콘크리트에 적용된 배합의 경우 보통포틀랜드콘크리트와 비교하여 공극구조가 치밀하여 동일강도의 콘크리트 배합과 비교하여 상대적으로 열화발생 위험성이 적은 것으로 예측되며 특히 본 연구에서는 기존연구와 차별화하여 시도하였던 미세구조분석기법에 의한 결과 그 영향이 반정량적으로 표현할 수 있음을 확인하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2011T100200161).

공학적 방벽 콘크리트의 철근부식촉진 실험

김기범, 이호재, 김도겸

한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 고양대로 283

kibeom@kict.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분시설의 공학적방벽인 사일로와 처분용기의 투수성은 다양한 열화 메커니즘으로 인해 시간이 지남에 따라 증가하게 된다. 일반적으로 초기 시간대에는 투수율(permeability)이 낮은 투수성 물질로 건전한 상태를 유지할 것이며, 열화 메커니즘이 진행됨에 따라 투수율에 영향을 주게 되고, 궁극적으로 투수율이 증가하는 방향으로 콘크리트의 특성이 변화하게 된다.

본 연구는 국내 방사성 폐기물 처분시설에 사용된 공학적 방벽 역할 콘크리트의 실제 재료와 배합조건으로 Mock-up 시험체를 제작하여, 염분 침투로 인한 철근 부식이 공학적 방벽의 건전성에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험체 배합 및 실험 일반사항

본 연구에서는 사용된 Mock-up 시험체의 배합은 표 1과 같다.

Table 1. Mixture of concrete.

No.	Mix proportion						
	Water	Cement	Fly ash	Coarse	Fine	WRA	AEA
Mix 1	0.45	0.8	0.2	2.31	1.84	0.04	0.0004

그림 1과 같이 철근부식촉진 모형 실험체의 크기는 가로 500mm, 세로 700mm, 길이 1000mm의 콘크리트 시편이며, 철근 배근은 이형철근 D38로 제작되었다. 콘크리트 시편 윗부분에는 염분 침투 가정된 해수를 채워 넣어 지하수에 포함된 염분이 공학적 방벽으로의 침투를 모사하여 제작되었다.

염분 침투로 인한 철근부식을 촉진하기 위하여 시편 하단의 티타늄메쉬와 전원공급장치를 통한 강제 전류를 철근에 흐르게 하여 철근의 부식을 촉진시키는 실험을 약 12개월간 진행하였다.

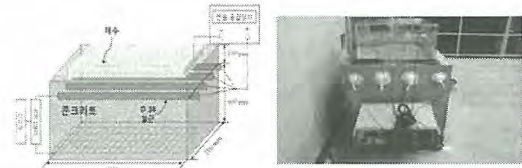


Fig. 1. Mock-up Experiment.

2.2 실험체의 코어 채취

그림 2와 같이 염해로 인한 콘크리트의 열화 및 철근부식의 분석을 위하여 코어 채취를 실시하였다.

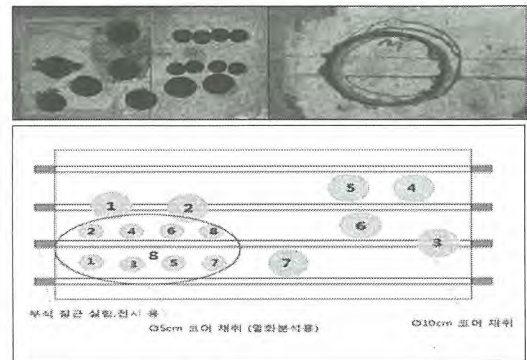


Fig. 2. Concrete Core Sampling.

2.2 코어 시편의 염화물량 실험 분석

코어시편(8-2)로부터 길이별(1,3,5,7cm)로 5mm 두께의 시료를 채취/분쇄하여 ASTM C 114(산가용성 염화물, 수용성 염화물 측정법)의 시험법에 따라 그림과 같은 방법으로 염화물 이온을 추출하였다. 추출된 염화물은 선택성 전극을 사용하여 총염화물량과 자유염화물량을 측정하였으며, 자유염화물에 대한 확산계수를 Fick's second law의 일반해를 적용하여 산정하였다.

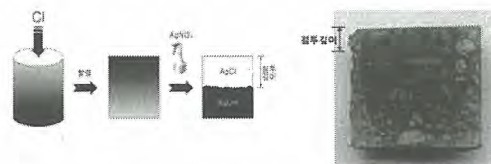


Fig. 3. Chloride Ion Penetration of Concrete.

또한, 코어 시험체를 할렬하여 0.1N 농도의 질산은(AgNO_3) 용액을 분무한 후, 그림과 같은 방법으로 염화물 침투에 따른 변색구간으로써 침투 깊이를 산정하였다.

3. 결론

질산은 할렬시험을 통한 콘크리트 평균 침투깊이는 78.13mm로 피복두께 100mm에 미치지 못하였으며, 전기적 급속 염화물 침투실험에도 불구하고 염화물 이온이 철근에 도달하지 못하였음을 알 수 있다. 코어 채취를 통한 8-2 시편의 경우 깊이별 염화물량 측정을 통한 염화물 확산계수의 값은 로 공학적 방벽 콘크리트의 투수 건전성을 확인할 수 있었다. 그림 4는 콘크리트 깊이별 염화물량을 보여준다.

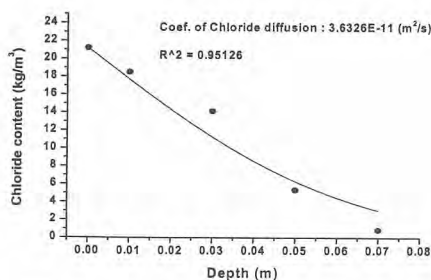


Fig. 4. Chloride Content on Concrete Depth.

콘크리트의 콘크리트 내부의 이동성 염화물인 자유염화물량을 비교 분석하였다. 장기적 염화물 침투실험의 일반적인 결과를 고려했을 때, 본 실험이 전기적 급속염화물 침투실험임에도 확산계수가 $3.63 \times 10^{-11} \text{m}^2/\text{sec}$ 로 낮게 나타나 공학적방벽의 염화물 침투 저항성은 높은 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 2012년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No.2009T100100523)

5. 참고문헌

- [1] Smart, N.R., Rance, A.P. and Fennell, P.A.H., 'Expansion due to the anaerobic

- corrosion of iron', Serco Assurance, 2006.
 [2] King, F., 'Corrosion of carbon steel under anaerobic conditions in a repository for SF and HLW in Opalinus Clay', intergrity Corrosion Consulting LTD., 2008.

중·저준위 폐기물처분장 부지의 지하수 진화특성연구

오승주, 권장순, 고용권, 김은영, 하창용*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ohseungju@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물 처분장은 폐기물을 외부로 부터 장기적이고 안전하게 고립하기 위하여 지하 수백 미터의 심지질층에 건설된다. 때문에 처분장의 설계, 건설 및 운영의 전 과정에 걸쳐서 심부 지질 환경의 화학적 조건은 처분장의 안정성을 평가하는데 매우 중요한 인자로 활용된다. 본 연구에서는 경주 지역에 건설 중인 중·저준위 방사성폐기물 처분장의 부지감시를 목적으로 수행되었으며 시추공에 다중패커 시스템(Multi-packer system)을 설치하여 심도별, 시간별 지하수의 수리화학적 특성의 변화양상을 모니터링하고자 하였다. 또한 지하수의 수리 지구화학적 진화과정을 이해하고 장기간에 걸친 변화양상을 예측하고자 하였다.

2. 본론

2.1 연구지역

연구 지역은 경주시 양남면 봉길리 지역으로 해안에 접하고 있으며 서쪽의 해발고도가 동쪽에 비해 상대적으로 높아 동쪽으로 완만하게 경사를 이루고 있다. 처분부지의 반경 1km의 모양은 화강암류로서 화강섬록암 및 섬록암으로 산출된다[1]. 지역적으로 파쇄대가 존재하며 단열광물은 몬모릴로나이트, 제올라이트광물, 녹니석, 일라이트, 방해석순으로 산출되며 단일 광물로 산출되는 경우가 매우 드물고 여러 점토광물의 집합체로 산출된다[2].

2.2 연구방법

연구지역의 시료 채취대상은 지표수, 시추공 지하수, 해수로 시추공 지하수의 경우 다중패커 시스템을 적용하여 시추공을 구간별로 격리하여 심도별 시료채취가 이루어졌다.

현장 측정은 모든 시료에 대해 온도(T), pH, 전기전도도(Electrical conductivity, EC), 용존산소(dissolved oxygen, DO), Eh를 측정하였다. 알칼

리도는 0.05N 염산을 이용하여 산-염기 적정법으로 측정하였다. 지하수의 경우 충분한 양수를 통하여 안정된 현장 측정값을 얻었다. 모든 시료는 0.45 μ m 셀룰로즈 막필터로 여과하였고 양이온은 고순도 질산을 이용하여 pH를 2이하로 유지하였다. 시료 채취는 양이온, 음이온, 산소-수소 동위원소, 탄소동위원소, 황동위원소를 대상으로 이루어졌다. 탄소 동위원소는 NaOH를 첨가하여 pH를 10이상으로 유지한 후 BaCl₂를 첨가하여 BaCO₃의 형태로 침전시켰다. 황동위원소는 염산을 이용하여 pH를 4 이하로 낮춘 후 BaCl₂를 첨가하여 BaSO₄ 형태로 침전시켰다. 음이온분석은 IC (Ion Chromatography)를 이용하여 한국원자력연구원에서 분석하였으며 양이온 분석과 산소, 수소, 탄소, 황 동위원소는 한국기초과학연구원에서 분석하였다. 양/음이온 분석은 물의 전하 균형 오차 $\pm 5\%$ 이내로 분석의 신뢰도를 보였다.

3. 결과 및 토의

지표수에 총용존고체함량(TDS)은 110~380mg/L의 범위를 나타내었으며, 대부분 Ca-Na-HCO₃ 형을 나타낸다. 지하수의 경우 Ca-HCO₃, Ca-Na-HCO₃ 유형을 보였으나 시간이 지남에 따라 일부 시추공의 상부 구간에서 Na-Cl 형과 Ca-(Na)-Cl형으로 진화하는 양상을 보였으며 TDS 또한 증가하였다. 본 연구지역이 해안가에 접하고 있으므로 해수의 영향으로 판단된다. 하지만 해수의 유형은 Na-Cl 유형으로 고농도의 Na와 Cl을 함유하고 있어 해수의 영향을 받은 지하수의 경우 Na-Cl 유형으로 진화하여야 한다. 그러나 연구지역의 해수의 영향을 받은 지하수는 Na-Cl형과 Ca-(Na)-Cl 형으로 각기 다른 진화의 특성을 보이고 있다. 해안 지역에서 해수가 대수층을 통해 육지 쪽으로 침투할 경우, 대수층 내의 이온교환 site는 Na 이온으로 채워지고, Ca 이온을 내보내는 역이온 교환 반응이 일어난다. 이에 반응성 용질이동모델링[3]을 이용하여 역이온 교

환반응을 모사해보았다(그림1).

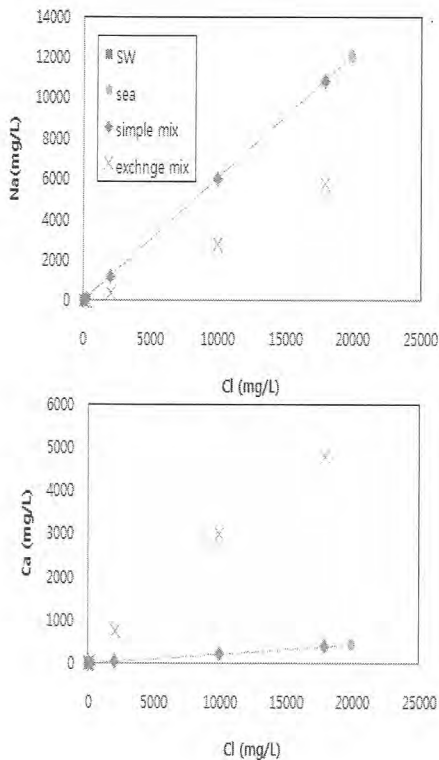


Fig. 1. Na-Ca 역이온교환 모델링.

또 해수 유입의 특징을 보이고 있는 시추공을 중심으로 Br과 Cl의 분석 농도 값을 해수의 함량비와 비교하였으며 시간이 지남에 따라 대부분 해수의 Br:Cl 함량비인 34.7×10^{-4} 의 직선상에 분포하고 있음을 확인할 수 있다(그림2).

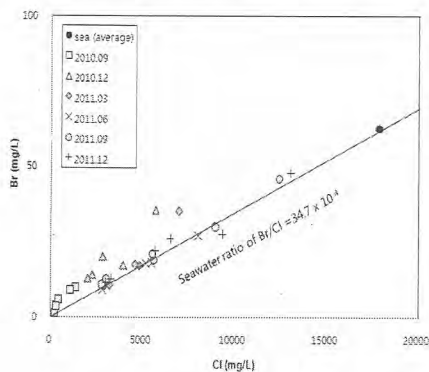


Fig. 2. 지하수의 Br 및 Cl의 분포.

4. 결론

본 연구는 방사성폐기물 처분장 부지의 지속적인 지구화학적 모니터링을 통하여 처분장의 수리 지구화학적 특성과 변화양상을 파악하고자 하였다. 연구결과 연구지역의 수리화학적 특성은 해수의 유입으로 인하여 물-암석 반응의 촉진과 보다 복잡한 반응에 의해 결정되었다.

5. 참고문헌

- [1] 김건영, 고용권, 최병영, 신선호, 김두행 (2008) 중 저준위 방사성폐기물 처분부지의 지구화학적 특성 II. 암석 및 광물, 방사성폐기물 학회지, 6, 307-327.
- [2] 한국수력원자력, 중저준위 방사성폐기물처분시설 안전성 분석 보고서(2007)
- [3] Parkhurst, D.L., (1995) User's guide to PHREEQC-A computer program for speciation, reaction path, advective transport and inverse geochemical calculations: U.S. Geological Survey Water-Resources Investigations Report 95-4227, 143p.

국의 방사성폐기물 처분장 운영 중 사고분석 사례 고찰

윤정현, 박진백, 홍성욱, 정미선, 김창락*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한국전력국제원자력대학원대학교, 울산광역시 울주군 서생면 신암리 1456-1번지

jhyoon@krmc.or.kr

1. 서론

중·저준위 방사성폐기물 처분시설의 운영 중 사고 분석을 하는 목적은 방사능 물질이 누출될 수 있는 어떠한 사고에 대하여 그 영향이 허용기준치 이하임을 보임으로써 공학적으로 안전하게 설계되었음을 입증하고, 인근 주민이 안전하게 보호된다는 것을 보여주는 데 있다.

처분 시설의 사고 시 선량평가는 사고가 일어날 수 있는 가상 시나리오를 설정하고 이러한 시나리오를 분석하는 과정을 통해 이루어진다. 가상 사고 시나리오 분석에서 방사성물질이 방출된다고 판단되면 이 방사성 물질이 어떻게 확산되고 어떤 경로로 신체에 영향을 미치는지 분석할 필요성이 있으며, 그 방법은 크게 개인 유효선량 계산모델, 갑상선 선량 계산모델로 나누어진다. 이와 같은 시나리오 분석은 가상사고 시 선량평가 분야의 정당성과 가장 밀접한 관련이 있다. 본 논문에서는 국의 방사성폐기물 처분시설에서의 사고 분류와 시나리오 등에 대하여 대략적으로 고찰하였다.

2. 본론

미국의 장반감기 중준위 처분시설인 WIPP 처분장은 지하 500m 이하의 심지층에 위치하며 주로 군사용 목적의 폐기물을 처분하는 데 이용하고 있다. WIPP의 사고분석은 우선 위험도 구분으로 시작하는데 여기에는 전기위험, 열 위험, 자연발화 물질, 용접시 불꽃, 가연성물질(Flamables), 가연성물질(Combustibles), 화학작용(Chemical Reactions), 폭발물질(Explosive Materials), 운동에너지, 잠재적 에너지(압력), 잠재적 에너지(높이/질량), 홍수 유발인자, 물리적 위험요소, 방사능 물질, 위험 물질, 이온 방사능 소스, 비이온화 방사능 소스, 임계(Criticality), 비 시설 관련사건, 운동에서의 탈 것(Vehicles-in-Motion), 자연현상 등이 포함된다. 그리고 사고분석의 각 항목으로는

피폭자, 선원항 그리고 방출량 등을 정하였다. 우선 피폭자(Receptor)의 WIPP시설 부지 경계 내 분석을 보면, 최대로 off site에서 피폭 받는 개인들을 대상으로 분석할지라도, 이들 개인의 가정된 위치는 공공연히 접근할 수 있는 가장 가까운 지점 혹은 배타경계구역으로 한다. 다음과 같은 식으로 사고 시 선원항 Q를 가정한다.

$$Q = CI * CD * DR * ARF * RF * LPF$$

- Q = 선원항

- CI = 폐기물 용기의 방사성물질 재고량

- CD = 사고 시 손상된 용기의 수

- DR = 손상률

- ARF = 공기 중 방출률

- RF = 호흡률

- LPF = 사고 시 대기 중으로 나간 기체 누적량

WIPP 처분장에서 고려한 사고의 종류는 1) 폐기물 처리 빌딩에서의 화재, 2) 지하에서의 화재, 3) 폐기물 용기 폭발, 4) 폐기물 처리 빌딩에서 폐기물 용기 밖으로의 폭발, 5) 지하에서 폐기물 용기로의 외부 폭발, 7) 충격으로 인한 폐기물 용기 결함, 8) 지하에서 지붕 붕괴, 9) 비행기 추락 사고, 10) 토네이도/강한 바람 및 11) 지진, 12) 차량의 폐기물 관리 빌딩으로 충돌 등 총 15가지이며, 이 사고들에 대한 초기 결함과 사고완화장치 등의 역할을 분석하여 방사성물질의 누설여부를 결정하였다. 이 분석의 결과 사실상 WIPP처분장에서의 사고로 인한 방사성물질의 누출은 거의 없을 것으로 예상할 수 있다.

경주 방폐장의 설계의 모델이 된 또 하나의 지하 처분시설인 핀란드의 VLJ 처분장의 사고분석은 WIPP보다 훨씬 간단하다. 처분장에서의 사고는 화재, 충돌, 번개, 지진, 홍수, 부적절한 인간활동 등으로 구분하였으며, 이중 화재를 운영 중의 사고로 가정하여 정량적인 안전성평가를 하였고 나머지는 정성적인 자정을 하였다. 이때 방사

성폐기물 운반 중 화재를 사고 상황으로 가정하였으며, 아스팔트 고화폐기물을 가연성 물질의 주요 평가대상으로 고려하였다. 여기서 폐기물 수송 과정이나 처분시설내부에서의 아스팔트 고화체의 자체 발화 화재는 제외하였다. 또한 처분시설의 화재는 크레인 케이블 또는 수송차량에서 발생할 수 있다고 판단하였으며 사일로 내부 화재는 발생하지 않는 것으로 가정하였다. 그 결과 하역 구간인 크레인 홀에서 화재발생 시에도 사일로에 위치한 폐기물에 화재가 발생하는 것은 불가능하다고 결론지었다. 왜냐하면 사일로 내부에 화재가 발생하더라도 산소부족으로 매우 느리게 진행될 것이며 따라서 방사성폐기물의 처분과정에서 화재에 발생확률과 화재에 의한 영향은 매우 미미하다고 판단되기 때문이다.

마지막으로 실제 운영되는 처분장은 아니지만 캐나다에서 설계한 DGR 처분장의 사고시나리오는 다음과 같다. 운영 중 정전(주전원 및 비방 전원 공급), 장치 실패(트럭, 포크레인, 크레인 등), 주요한 이동수단에서의 사고, 지지 실패 그리고 인적실수, 설계기준 이상의 지진, 안치 룰에서의 국부적인 암석낙하 등이다. 외부 사건으로는 심각한 폭우, 과도한 바람, 과도한 눈(snow)의 하중, DGR에 영향을 미치는 외부의 화재(예를 들면 디젤 저장소 화재 근처에 있던 인화성물질의 화재 등), 정비와 관련된 실내 화재, 지하 홍수, 비행기 충돌, 번개, DGR에 영향을 미치는 외부 사고(예를 들면 고압선) 그리고 운석낙하 등이 있으며 이들 사건과 위험 발생 원인에 대하여 가능한 조합을 통해 사고를 분석하였다. 그 중 사고 평가를 위해 꼭 다루어야 하는 시나리오는 폐기물의 검사 기준과 위험 발견 처리에 기준하여 하여 선택하였으며 그 기준으로는 부지, DGR의 설계 그리고 폐기물 포장물에 영향을 끼칠 수 있는 신뢰할 만한 착수 사건 목록, 설계상 특별한 사건 등이 있다. 연간 사고확률이 1×10^{-7} 이하인 사건은 발생하기 어렵다고 판단되며, 폭발과 같이 1×10^{-7} 보다 확률이 높은 사고는 안전성평가에서 잠재적으로 시나리오를 적용하였다. DGR 에서의 지상 및 지하의 경계 사건으로 확인된 위험 인지 사고의 유형은 주로 저준위 또는 차폐체 없는 중준위 폐기물이 점화되어 타는 경우와 점화되기 어려운 차폐가 된 중준위 폐기물이 외부화재로 유입된 물에 의해 연기와 휘발성 물질을 방출하는 경우이다. 한편, 낙하나 지진 등에 의한 용기손상의

경우, 가해지는 힘이 저 에너지일 때에는 낮은 높이 혹은 낮은 속도의 충격이 가해져 폐기물 포장재가 손상되지 않고 따라서 오염이 거의 발생하지 않는다. 하지만 고 에너지의 힘이 가해질 때에는 심각한 포장재 손상을 발생시킬 수 있으므로 이에 대해서는 별도의 평가가 필요하다. 더불어 부적합한 차폐에 의해 의도적이지는 않지만 높은 선량으로 작업자가 피폭당하는 경우 역시 별도의 평가가 필요하다.

3. 결론

결국 중준위 또는 저준위 처분시설의 운영 중 사고분석은 일반적인 산업시설에서의 사고분석과 큰 차이는 없다.

국의 처분시설 사고 시나리오 검토 결과 비행기 추락, 운석충돌사고, 지하시설에서의 암석낙하, 지상시설의 건물붕괴, 용기의 폭발 사고 등 발생 확률이 지극히 낮아 국내에서도 고려되지 않은 안전성평가는 수행하지 않는 것이 일반적이다. 다른 사고 역시 처분시설 내에 해당사고를 미연에 방지하거나 발생이후에도 사고의 전개를 충분히 지연시킬 수 있는 시설, 장치 등이 이미 설치되어 있기 때문에 정량적인 추가분석이 필요하지 않는 것으로 판단되었다. 다만 화재사고의 경우, 대부분의 처분시설에서 사고 초기 배기시설 등을 통해 일부 방사성물질이 외부로 누출 될 가능성이 있어 정량적인 평가가 추가적으로 필요하다.

초음파를 이용한 압축강도 측정용 폐수지 시멘트고화체 시편제조

김학수, 정성환, 맹성준

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70

hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원전 부지내에 임시저장하여 관리하고 있는 방사성폐기물 고화드럼을 영구 처분장으로 처분 의뢰하기 위해 물리·화학적 특성 등의 처분인수기준을 만족시켜야 한다. 고화체의 압축강도는 사전에 수립된 고화공정 프로그램에 따라 고화체를 생성하여 압축강도 요건을 입증하거나, 파괴분석을 통해 확인할 수 있다. 그러나 후자의 방법은 피폭량과 비용이 높고, 시간이 많이 걸린다는 점을 고려할 때 매우 비현실적인 방법이다. 따라서 이런 문제를 해결하기 위해 초음파를 이용한 압축강도 측정방법이 효과적이며, 일본 원전에서는 동 방법을 활용하고 있다. 처분인수기준은 시멘트 등과 같은 경질고화체의 압축강도값으로 3.44 MPa(500 psig)이상을 요구하고 있다. 본 논문에서는 초음파를 이용한 고화체 압축강도 측정상관관계식을 도출하기 위하여 처분인수기준의 90%인 3 MPa부터 일반 시멘트의 압축강도인 30MPa에 해당하는 폐수지시멘트고화체 시편을 제조하고 검증하였다.

2. 본론

2.1 폐수지고화체 시편의 재료

본 실험에 사용된 고화용 재료는 1989년 한국 전력공사 기술연구원에서 수행한 “방사성폐기물 고화공정 프로그램 개발”에서 제시한 배합조건과 배합비를 참조하였다. 이온교환수지를 고화하기 위해 사용된 시멘트는 KS L5201규정에 만족하는 국내 A사의 보통 포틀랜드 시멘트(밀도 3.15 t/m³, 분말도 약 3,000 cm²/g)를 사용하였으며 소석회로서는 CaO 함량이 90% 이상인 1급 소석회를 사용하였다. 이온교환수지는 Styrene과 Divinyl-benzene의 공중합체로 되어 있는 수지를 사용하였다. 이온교환수지는 약 50%의 함수율을 가지고 있고 수지 내부에 존재하는 수분은 시멘트 경화에 영향을 미치지 않지만 수지입자와 입자사이의 공극부피에 해당하는 수분은 시멘트 경화에 영향을 주

기 때문에 수지 입자 주변에 정전기적으로 둘러싸인 수분이 없고 단지 수지 내부에만 수지가 존재하는 상태로 사용하였다. 또한 다양한 강도를 갖는 모의시편을 제조하기 위해서 매트릭스 내부에 공극의 도입을 목적으로 AE(Air Entraining Agent)를 사용하였으며 AE제는 음이온성 계면활성제를 주성분으로 하는 콘크리트용 공기연행제를 사용하였다.

2.2 폐수지고화체 시편 제조 방법

시편제작은 “방사성폐기물 고화공정 프로그램 개발”보고서에서 제시한 최적 배합비에 따라 W/B는 35%, 수지함입율은 17.9%로 고정된 후 목표강도를 제작하기 위해 AE제를 투입해 고속으로 섞어 제조하였다. 제조된 시편체는 $\varnothing 100 \times 200$ mm 실린더 몰드에 타설하여 성형하였으며 항온항습실($20 \pm 1^\circ\text{C}$, RH $60 \pm 5\%$) 내에서 기건양생하였다. 이온교환수지는 물과 접촉 시 팽윤되는 특성이 있기 때문에 균열과 함께 방사성 물질이 누출될 수 있고 또한 시멘트 경화체의 건조수축에 의해 균열이 발생할 수 있기 때문에 밀봉하여 외기와 차단한 상태로 양생하였다. 다양한 목표압축강도값을 얻기 위해 필요한 AE제 첨가율을 포함한 실험 배합표는 표 1과 같다.

Table 1. 실험 배합표.

시편 번호	수지 함입율 (%)	W/B (%)	목표 강도 (MPa)	AE제 첨가율 (%)	단위 수명 (Kg/m ³)	단위 용적 (t/m ³)			단위 중량 (Kg/m ³)		
						시멘트	소석회	수지	시멘트	소석회	수지
1	17.9	35	30.0	0.011	372	306	41	261	963	97	312
2			25.0	0.028							
3			20.0	0.074							
4			15.0	0.197							
5			10.0	0.523							
6			7.5	0.853							
7			5.0	1.390							
8			3.0	2.054							

2.3 폐수지고화체 시편 압축강도 측정 결과

일반적으로 시멘트의 압축강도는 시험체의 단

위용적질량에 지배적으로 영향을 받게 된다. 사용 재료 및 배합조건이 같은 경우 단위용적질량이 낮을수록 시험체 내부에 공극이 증가하여(그림 1) 압축강도는 감소하게 된다.

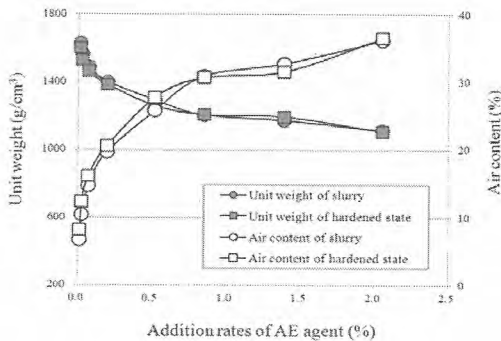


Fig. 1. AE제 첨가율에 따른 단위용적질량 및 공기량 변화.

각 시험체의 압축강도는 단위용적질량과 동일한 추세로 감소하였으나 28일 추정값은 5MPa 전후의 저압축강도 시험체에 대해서는 목표강도값을 만족시키지 못하였다. 이는 AE제의 공극 도입 효과에 차이가 나타난 것으로 판단되었다.

목표압축강도값 3과 5MPa에 대해 각각 단위용적질량을 늘리고 AE제를 각각 2.284%와 3.283%로 하여 재제작한 후 재령 28일에서 측정한 결과 원하는 목표강도값을 얻을 수 있었으며 그림 2와 같다.

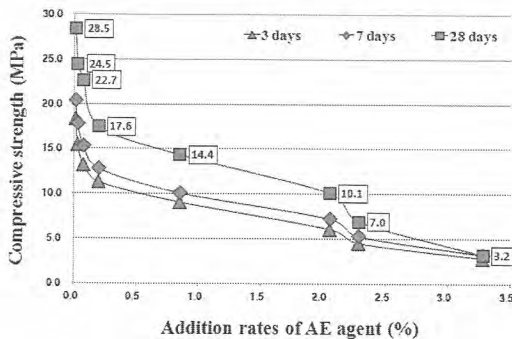


Fig. 2. 압축강도 측정 결과.

2.4 고화체 시편의 압축강도 측정

일반적으로 시편의 편차는 목표값의 10% 이내 이면 만족된 것으로 판단한다. 각각의 시험체에 대해 3개의 시편을 만들어 공인기관을 통해 압축 강도를 측정하였다. 본 실험에서 설정한 목표 압

축강도값을 얻기 위해 표 1에 따라 제작한 시편의 측정값은 그림 3에서 보듯이 거의 유사한 값을 지시하고 있음을 알 수 있었다.

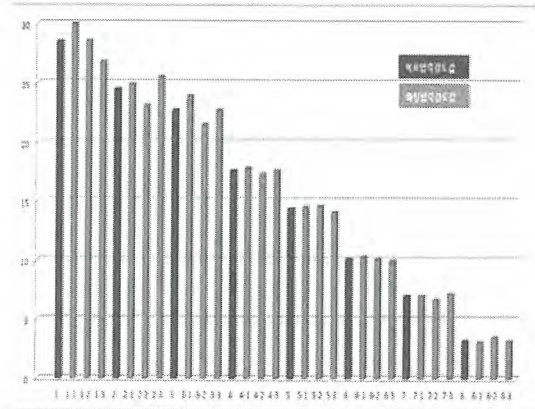


Fig. 3. 고화체 압축강도 목표치대 실측치.

3. 결론

기존 폐수지고화체드럼 생성당시와 동일한 배합조건 및 배합비를 이용하여 압축강도 측정용 시편을 제작하였다. 제작된 시편에 대한 압축강도 측정 결과는 목표압축강도값에 유사한 값을 지시하고 있음을 확인하였다. 본 논문에서 제시한 제작방법을 이용한다면 다양한 압축강도를 갖는 폐수지고화시편을 제작할 수 있을 것으로 판단되며, 비파괴분석의 하나인 초음파측정기술을 이용한 압축강도 측정기술을 개발하는데 유용하게 활용될 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

시편제작에 도움을 주신 공주대학교 김진만 교수님께 감사의 말씀을 드립니다.

5. 참고문헌

- [1] 정지용 등, 기포제 종류 및 사용방법에 따른 기포콘크리트의 특성, 공주대학교, 2012.
- [2] 한국수력원자력(주), 중·저준위 방폐물의 처분인수기준 적합성 확보방안 연구, 최종보고서, 2012.
- [3] 한국방사성폐기물관리공단, 중·저준위 방사성폐기물처분시설 안전성분석보고서, 2009.
- [4] 한국전력공사 전력연구원, 방사성폐기물 고화공정 프로그램 개발, 연구보고서, 1989.

방사성폐기물드럼 비파괴 감마핵종 분석장치 (Segmented Gamma Scanner)의 교정 및 유효성 평가

이영주, 조문형, 강기두

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

ramsess55@khnp.co.kr

1. 서론

한국수력원자력(주)에서는 방사성폐기물의 영구 처분 목적으로 CANBERRA사(社)의 핵종분석장치(RAS)를 도입하여 잡고체 폐기물 드럼(200L 및 320L)에 대한 감마핵종 재고량 평가를 수행하고 있다. 본 장치는 고분해능 감마선 분광기법을 이용하여 드럼을 파괴하지 않고 감마핵종의 비방사능을 측정할 수 있으며 드럼의 밀도와 표면선량률에 따라 TGS (Tomographic Gamma Scanner) 및 SGS (Segmented Gamma Scanner) 모드로 구성되어 있다. TGS 모드와는 달리 SGS 모드는 드럼에 존재하는 방사성폐기물의 밀도가 균질한 것으로 가정하여 드럼을 수직방향으로 8개 층으로 나누고 각 층별 방사능 분석한 후 스펙트럼을 합산하여 방사능량을 측정하며 일반적으로 저밀도($1\text{kg}/\ell$ 이하) 드럼은 TGS, 고밀도($1\text{kg}/\ell$ 초과) 드럼은 SGS 모드로 드럼 분석을 수행한다[1]. 또한 드럼 표면선량률에 따라 5개의 측정구조(NOW/FON/FAN/FBN/FCN)로 구분되며, 각 측정구조는 검출기와 드럼의 거리, 조리개(Collimator) 크기, 차폐체(고선량 드럼을 측정하기 위해 검출기 전단에 설치) 개수의 조합으로 구성된다. 드럼과 검출기의 거리에 따라 Near(N) 혹은 Far(F), 차폐체 유무에 따라 Open(O) 혹은 A/B/C, 조리개 크기에 따라 Narrow(N) 혹은 Wide(W)를 의미한다[1]. 본 논문에서는 SGS 모드에 대한 교정방법에 대해 기술하고 교정결과의 유효성을 평가하였다.

2. 본론

TGS 모드의 경우 드럼의 반입 후 회전시키면서 투사 및 방출계측이 이루어지지만[2], SGS 모드는 밀도가 균질하다는 가정하에 드럼을 회전시킨 상태에서 방출되는 감마선을 측정한다(Fig 1). 따라서 밀도가 다른 6개의 표준드럼을 이용하여 밀도별/에너지별 교정상수를 결정하였다.

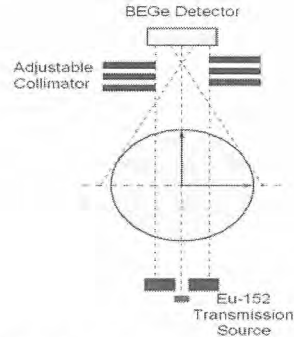


Fig. 1. The Schematic Diagram of SGS Mode.

NOW 구조에서는 6개의 서로 다른 밀도($0\text{kg}/\ell \sim 3.02\text{kg}/\ell$), FON 구조에서는 밀도가 $0\text{kg}/\ell$ (빈드럼)인 드럼에서만 교정선원을 장입 후 측정하여 에너지별, 밀도별 교정상수를 구하고 이렇게 얻은 교정상수 및 불확도를 이용하여 그 이외에 측정구조(FAN/BN/CN)에서의 교정상수 및 불확도를 계산하였다.

2.1 밀도보정인자(CF) 계산

NOW 구조에서 측정된 $0\text{kg}/\ell$ (빈드럼)인 드럼에서의 효율과 나머지 밀도에서 효율의 비를 식(1)과 같이 에너지 별로 계산하였다.

$$CF(E, \rho) = \frac{\epsilon^{NOW}(E, 0)}{\epsilon^{NOW}(E, \rho)} \quad (1)$$

여기서

$CF(E, \rho)$: 밀도(ρ)에서의 보정인자

$\epsilon^{NOW}(E, 0)$: 밀도 $0\text{kg}/\ell$ 일 때 효율

$\epsilon^{NOW}(E, \rho)$: 밀도 ρ 일 때 효율

2.2 FON 다중효율곡선 계산

SGS-FON의 $0\text{kg}/\ell$ (빈드럼)인 드럼의 측정결과와 식(1)에서 구한 밀도보정인자를 이용하여 식(2)과 같이 FON 구조의 효율을 계산하였다.

$$\epsilon^{FON}(E, \rho) = \frac{\epsilon^{FON}(E, 0)}{CF(E, \rho)} \quad (2)$$

여기서

$\varepsilon^{FON}(E, \rho)$: 밀도 ρ 에서의 효율

$CF(E, \rho)$: 밀도(ρ)에서의 보정인자(식2)

$\varepsilon^{FON}(E, 0)$: 밀도 $0\text{kg}/\ell$ 일 때 효율

2.3 FAN/FBN/FCN 구조에서 다중효율

본 구조는 고선량(5mSv/h 이상) 드럼을 측정하기 위해 검출기 전단에 차폐체를 사용하기 때문에 밀도에 따른 효율을 계산하기 위해서는 차폐체에 대한 보정인자가 필요하다. 차폐체 보정인자(CF_{xxx})는 차폐체 재질 및 두께에 따라 산출할 수 있다. 이렇게 산출된 에너지별 차폐체 및 밀도보정인자를 이용하여 식 (3)과 같이 효율을 계산하였다.

$$\varepsilon^{XXX}(E, \rho) = \frac{\varepsilon^{FON}(E, 0)}{CF(E, \rho) \cdot CF_{XXX}(E)} \dots\dots\dots (3)$$

여기서

$\varepsilon^{XXX}(E, \rho)$: 밀도 ρ 에서 효율(FAN/ BN/CN 구조)

$\varepsilon^{FON}(E, 0)$: 밀도 $0\text{kg}/\ell$ (빈드럼) 효율(FON 구조)

$CF_{XXX}(E)$: 차폐체 보정인자(FAN/ BN/CN 구조)

$CF(E, \rho)$: 밀도(ρ)에서 밀도 보정인자

2.4 교정결과

각 측정구조별 효율 산출결과를 Fig. 2, 3에 나타내었다. NOW 및 FON 구조가 그 외의 구조(FAN/FBN/FCN)에서보다 효율이 높게 측정되었으며, 밀도가 증가함에 따라 효율이 감소하는 것을 확인할 수 있었다.

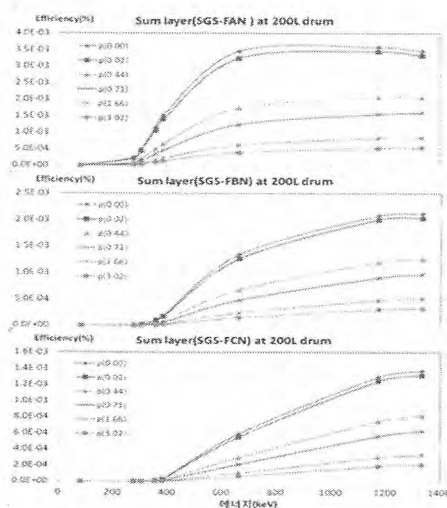


Fig. 2. The Calibration Result of SGS-FAN/ FBN/FCN.

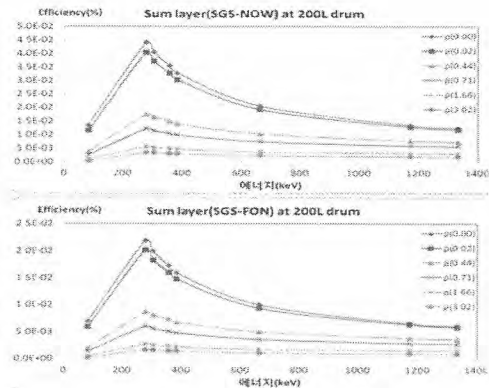


Fig. 3. The Calibration Result of SGS-NOW/ FON.

2.5 교정결과와 유효성 확인

NOW 및 FON 구조에서는 교정선원, 그 외 구조에서는 실제 폐기물 드럼을 측정된 결과 최대 16%의 차이를 나타내었다(Table 1).

Table 1. Calibration Verification Results.

Nuclide	Ratio(measure/actual)				
	NOW	FON	FAN	FBN	FCN
^{60}Co	0.94	0.94	0.96	0.89	0.90
^{137}Cs	0.92	0.95	0.84	0.90	0.91
^{133}Ba	0.92	0.93	-	-	-

3. 결론

드럼해중 분석장치 교정은 교정선원과 밀도가 서로 다른 표준 드럼을 이용하여 차폐체가 없는 구조(NOW/FON)에서 실제 측정을 통해 교정상수를 결정하고 이를 토대로 그이외의 구조 및 밀도에서 교정상수를 계산한다. 교정의 유효성 확인 결과 기준값 대비 NOW 및 FON 구조는 최대 8%, 그 외 구조에서는 최대 16%의 차이를 보였으며 이는 장비 성능기준(NOW/FON $\pm 10\%$, FAN/FBN/FCN $\pm 20\%$)을 만족하는 결과임을 알 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] Nuclear Instrument and Method in Physics Research A Vol 579, pp.375-379(2007).
- [2] Proceedings of the KRS Spring, Vol 10(1), pp 219-220(2012).

중저준위 방사성폐기물 기체발생 실증실험장치 구조해석

김석훈, 김주열, 박진백*, 김성훈**, 황철규**

(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46

*한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

** (주)둔포기계, 충남 아산시 영인면 윤보선로 248번길1

kuni0808@fnctech.com

1. 서론

국내 중·저준위 방사성폐기물 영구처분시설(월성 원자력환경관리센터)이 2014년 6월 준공을 목표로 건설 중에 있다. 해당 시설은 지하 80~130m의 대수층에 위치하므로, 폐쇄 이후 지하수로 포화되어 다양한 기체(수소, 이산화탄소, 메탄 등)가 발생될 것으로 예상된다. 월성원자력환경관리센터에 처분되는 다양한 잡고체 방사성폐기물로부터 폐쇄 후 발생하는 기체의 종합관리방안 수립을 위하여, 건설터널 심도에 위치한 실증실험동굴 내부에 기체발생 실증실험시설을 2012년 9월부터 설치/운영할 예정이다.

해당 시설은 설치 후 최소 10년 이상 장기 모니터링 수행을 목표로 하므로 운영에 앞서 전체 구조물의 장기 구조 건전성 평가가 선행되어야 하며, 본 논문에서는 중저준위 방사성폐기물 기체발생 실증실험장치에 대한 구조해석 수행결과를 제시하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 개요

일반 잡고체 폐기물은 일반적으로 200L 및 320L 드럼에 포장하여 각각 16-pack 및 9-pack 콘크리트 처분용기에 정착한 후 월성원자력환경관리센터에 영구처분된다. 이러한 특성을 고려하기 위해 기본 처분단위(즉, 16-pack 및 9-pack 처분용기)를 기준으로 기체발생 실증실험장치를 별도로 구성하며, 장치 내부에는 별도 특성 분석을 통해 도출된 대표조성 폐기물로 포장된 200L 드럼 16개, 320L 드럼 9개가 각각 배치된다. 실증실험장치는 크게 처분용기 및 폐기물을 둘러싸고 있는 외부탱크와 상부에 별도로 설치되는 제어용기로 구성되며, 내부공간은 처분환경에 대한 대표적인 지화학 조건 및 미생물 특성을 반영하기 위해 처분시설 현장부지 지하수로 충수된다.

최소 10년 이상의 설계수명을 만족할 수 있도록 외부탱크 및 제어용기는 ASTM 규격에 따른 내식성의 스테인리스강(SA240-TP316L) 재질을 사용하여

제작된다. 실증실험동굴 내부에 설치된 기체발생 실증실험장치 전경은 그림 1과 같다.



Fig. 1. Large-scale in-situ gas generation experiment facility installed in the experimental research tunnel.

2.2 해석목적 및 방법

구조해석 목적은 선정된 소재두께가 설계 허용응력 범위 내에 포함되는가를 평가함으로써 외부탱크/제어용기 및 지지구조물에 대한 정적 상태 건전성을 확인하는 것이다.

이를 위해 CAE(Computer Aided Engineering) 전용 유한요소 처리도구인 MSC.Patran & Nastran을 사용하여 해석을 수행하였다. 구조해석을 위한 유한요소 모델링 결과를 그림 2에 제시하였다.

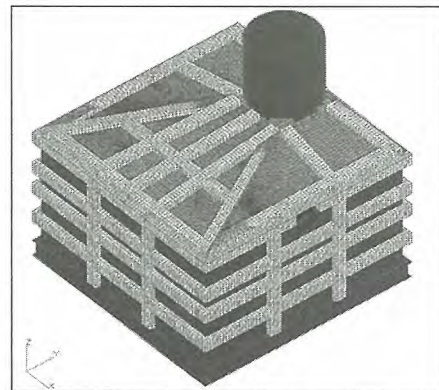


Fig. 2. Configuration of finite elements (16-pack).

구조해석은 스테인리스강 부분(외부탱크, 제어용기, 지지구조물)과 PVC 재질로 이루어진 점검창 부분으로 구분하여 수행하였으며, 각 재질에 대한 주요 입력자료를 표 1에 요약하였다.

Table 1. Input data for each material.

Property	Stainless Steel	PVC Rigid
Young's Modulus [MPa]	1.93E+5	2.50E+3
Poisson Ratio	0.31	0.42
Density [kg/m ³]	7.75	1.30

2.3 해석조건

전술한 바와 같이 본 해석의 가장 중요한 목적은 구조물 전체가 장기간(10년 이상)에 걸쳐 구조적 건전성을 유지할 수 있음을 확인하는 것이다. 이에 수반된 부하(Load)는 피로조건과 부식조건인데, 본 구조물은 피로조건이 거의 없기 때문에 무시할 수 있다고 판단되며, 부식조건 또한 선정된 재질이 10년 이상 부식을 일으키지 않을 정도의 기계적 특성을 나타내므로 고려대상에서 제외하였다. 따라서, 정적 상태에 대한 구조해석으로 충분하다고 판단된다.

16-pack 및 9-pack 실험장치에 대해 하중 적용조건을 고려하여 각각 다음과 같은 2가지 케이스로 구분하여 해석을 수행하였다.

- Case 1 : 용접부 기밀성 확인을 위한 가압시험 조건 → 1.5 bar(대기압을 제외한 0.5 bar만 고려)의 내부 공기압 및 구조물 자중 적용
- Case 2 : 실제 운영조건 → 깊이에 따른 수압(제어용기 높이의 2/3 지점까지 충수된 것으로 가정), 콘크리트 하중 및 구조물 자중 적용

각 소재에 대한 항복강도 및 안전율(1.5)를 고려한 설계 허용강도는 표 2와 같다.

Table 2. Yield strength and the maximum allowable stress for each material.

Property	Stainless Steel	PVC Rigid
Yield Strength [MPa]	177 [1]	50 [2]
Allowable Stress [MPa]	118	33

2.4 해석결과

16-Pack 모델과 9-Pack 모델에 대한 케이스별 최대응력 평가결과는 표 3과 같으며, 특정 케이스에 대한 위치별 세부 평가결과를 그림 3에 제시하였다.

Table 3. Evaluation results of the Von-Mises stress for each case

Stress [MPa]	16-pack		9-pack	
	Case 1	Case 2	Case 1	Case 2
Stainless Steel	111.0	36.2	107.0	34.1
PVC	17.6	< 3.10	25.2	< 3.22

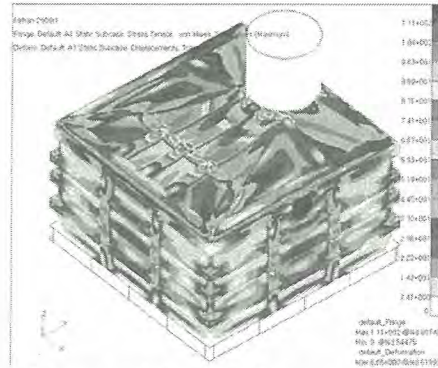


Fig. 3. Contour of the Von-Mises stress (Case 1 for 16-pack).

3. 결론

표 3을 통해 모든 케이스에서 스테인리스강 및 점검창 부분 모두 항복강도 및 안전율을 고려한 설계 허용응력 이내에 있음을 확인할 수 있다. 이에 따라 기계발생 실증실험장치는 장기간에 걸쳐 구조적 건전성을 유지할 수 있다고 판단된다.

또한, 본 해석을 통해 도출된 위치별 세부 해석결과는 응력 분포의 균일성 확인 및 취약부분에 대한 지지구조물 추가 설치 등을 위해 활용될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(2009T100100500).

5. 참고문헌

- [1] ASTM Standard A240/A240M-12, Standard Specification for Chromium and Chromium-Nickel Stainless Steel Plate, Sheet, and Strip for Pressure Vessels and for General Applications, 2011.
- [2] <http://www.plasticsintl.com/datasheets/PVC.pdf>

연동펌프와 Ni-Resin 추출 크로마토그래피 분리관으로 구성된 $^{59,63}\text{Ni}$ 분리 시스템의 신뢰도 평가

이창현, 김민원*, 배영미, 안홍주, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

*(주)엑트, 대전광역시 유성구 관평동 705

nchleel@kaeri.re.kr

1. 서론

국내의 원자력발전소에서 발생하는 중·저준위 방사성폐기물을 효율적으로 관리하기 위하여 지난 수년간 비파괴분석이 가능한 ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$ 및 ^{144}Ce 와 같은 핵종 재고량으로부터 ^{99}Tc , ^{90}Sr , ^{55}Fe , ^{94}Nb 및 ^{63}Ni 와 같은 규제 핵종들의 재고량을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 척도인자(scaling factor)를 개발해 왔다. 특히 발생원이 다르지만 그동안 한국원자력연구원에서도 관리해 오고 있던 다양한 매질의 중·저준위 방사성폐기물에 함유되어 있는 규제 핵종들의 재고량도 함께 평가를 하고 있어서 이와 관련된 시료의 수가 급격히 증가하고 있는 추세다. 이 규제 핵종을 정량하기 위해서는 이 핵종들의 방사선적 특성을 고려하여 시료를 구성하고 있는 매질 성분원소뿐만 아니라 공존하고 있는 다른 핵종들로부터 이 핵종들을 개별적으로 분리한 후 방사능 세기를 측정해야 한다¹. 본 연구를 위하여 2 차에 걸쳐서 이 핵종들의 분리기술을 개발하고 보완하여 왔으나 척도인자의 신뢰도를 높이기 위해서는 가능한 많은 시료들로부터 이 핵종들에 대한 정량 결과를 얻어야 하기 때문에 신속한 분리기술의 개발이 꾸준히 요구되어 왔다. 본 연구에서는 16개의 방사성폐기물 시료로부터 ^{99}Tc , ^{90}Sr , ^{55}Fe 및 ^{94}Nb 를 분리한 후 최종적으로 매질 성분원소와 공존 핵종들로부터 $^{59,63}\text{Ni}$ 를 선택적으로 분리할 수 있는 분리 시스템을 구성하여 $^{59,63}\text{Ni}$ 를 선택적으로 회수할 수 있는 기술을 최적화하고 이를 바탕으로 회수율을 측정하고 신뢰도를 평가하였다.

2. 본론

2.1 분리관 준비

Ni의 선택적 분리를 위해서 폴리프로필렌 재질의 분리관(용량: 8 mL, 높이: 65 mm)에 950 mg의 Ni-Resin (Eichrom, U.S.A.)을 충전하여 사용하였으며 함께 분리되는 미량의 Cu와 Co를 제거

하기 위하여 동일한 규격의 분리관에 5 mL의 음이온교환수지(Bio Rad, AG 1×8, 100~200 mesh)를 충전시켜 사용하였다.

2.2 시약 및 모의 방사성폐기물 용해액

종이, 비닐, 슬러지 및 폐이온교환수지 등과 같은 다양한 매질의 중·저준위 방사성 폐기물의 화학조성을 분석한 후 시약급 금속염과 표준 금속이온 용액(Spex, U.S.A.)을 사용하여 표 1과 같은 조성의 모의 방사성폐기물 용해액을 제조하였다. 또한 회수율 평가를 위하여 Re(2 mg), Sr(3 mg), Fe(20 mg), Nb(20 mg) 및 Ni(2 mg)을 화학운반자로 첨가하였다.

Table 1. Chemical composition of simulated radioactive waste dissolved solution.

Metal	mg	Metal	mg	Metal	mg
Al	3	Co	1	U	1
Ca	7	Mn	1	Zn	4.4
Cr	1.5	Pb	1	Zr	1
Cu	2	Sb	1	Na	40
K	5.5	Ba	1	Mo	1
Li	1	Sn	1	Mg	3.5
Ti	1				

2.3 방사성폐기물 시료로부터 Ni의 분리

그림 1의 절차에 따라 모의 방사성폐기물 용해액에 함유되어 있는 매질 성분원소와 화학운반자로 첨가한 Re, Sr, Fe 및 Nb으로부터 Ni를 분리하였다. 최종 회수한 옥살산 매질의 용출액에는 Ni과 함께 Na, Li, K, Al, Zn, Mn, Ti, Mo, Co, Cu, Zr, Pb, Sn 및 Sb이 일부 존재하고 있으므로 저에너지 감마분광기와 액체섬광계수기로 ^{59}Ni 과 ^{63}Ni 의 방사능 세기를 측정하기 위해서는 매질 성분원소와 특히 ^{60}Co 및 $^{134,137}\text{Cs}$ 으로부터 $^{59,63}\text{Ni}$ 를 선택적으로 분리해야 한다. 음이온교환수지법의 경우 염산매질에서 Ni^{2+} 및 NiCl^+ 로 존재하는 Ni은 염화 음이온 착물을 형성하지 않는 Na, K, Li, Cs, Al 및 Mn으로부터

분리하기 어렵다. 양이온교환수지법은 Ni에 대한 선택성이 작아서 잘 적용되지 않지만 아세트산과 염산 또는 아세트산과 염산과 같은 혼합 매질에서 양이온 착물을 형성하는 Ni은 양이온교환수지에 세게 흡착되기 때문에 Cu, Co, Fe(III), U, Mo, Mn, Cd, Hg 및 Pb 등으로부터의 분리가 가능하다고 알려져 있다². 그러나 실제 실험에서는 Ni을 선택적으로 분리할 수 있는 만족스러운 결과를 얻지 못하였다³. 옥살산 매질의 용액으로부터 Ni을 분리하기 위하여 화학적으로 안정한 담체에 Ni과 반응하여 Ni(DMG)₂ 착물을 형성할 수 있는 dimethylglyoxime을 침윤시킨 Ni-Resin 분리관을 사용하여 Ni을 선택적으로 분리하였다⁴.

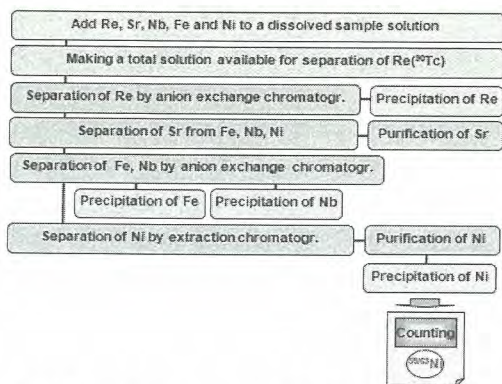


Fig. 1. Separation procedure of Re, Sr, Fe, Nb and Ni added as a chemical carrier.

2.4 Ni 분리시스템

Ni-Resin은 소수성을 띠고 있기 때문에 대기압 아래 자연 흐름법으로는 신속히 용리시키기 어렵다. 대안으로 Eichrom사가 개발한 진공상자를 사용하여 16개의 시료로부터 Ni을 분리해 보았지만 각 분리관의 흐름속도가 일정하지 않아서 신뢰할 수 있는 결과를 얻을 수 없었다. 본 연구에서는 그림 2에서와 같이 80~90 mL의 시료용액(Loading solution)을 넣을 수 있는 16개의 분리관과 용리속도를 빠르고 정확하게 조절할 수 있는 연동펌프(ISMATIC, U.S.A.)로 구성된 분리시스템을 사용하였다. 또한 Ni-Resin에 미량 흡착되는 Co와 Cu로부터 Ni을 신속하게 회수하기 위하여 그림 3과 같이 Ni이 흡착되어 있는 16개의 Ni-Resin 분리관 아래에 음이온교환수지 분리관을 직렬로 연결한 후 9 M HCl을 흘려 넣어 Ni을 선택적으로 회수할 수 있는 정제 시스템을 구성하였다.

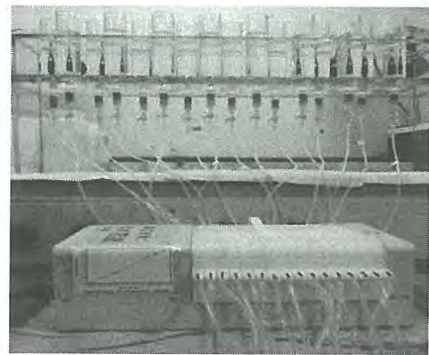


Fig. 2. A separation system composed of Ni-Resin columns and a peristaltic pump.

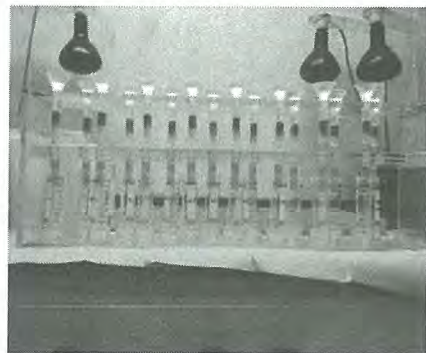


Fig. 3. Purification system composed of Ni-Resin and anion exchange resin columns.

3. 결론

3.1 Ni 분리신뢰도 평가

5 개의 모의 방사성폐기물 용해액을 대상으로 그림 1의 분리절차에 따라 Ni을 분리하고 회수 신뢰도를 평가한 결과 회수율은 92.3±0.8%이었으며 실제 16개의 시료를 대상으로 Ni을 분리할 때 소요되는 시간은 약 7시간으로 Ni의 신속한 분리가 가능하였다.

4. 참고문헌

- [1] Chang Heon Lee, et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 288, 319(2011).
- [2] J. Korkisch, et al., Talanta, 14, 155, 1967.
- [3] Chang Heon Lee, et. al., J. Korean Radioactive Waste Society, 3(4), 309-317, 2005.
- [4] Chang Heon Lee, et al., Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society pp. 401-402, 2011.

음이온교환수지 분리관에서 옥살산 용액에 함유되어 있는 ^{55}Fe 및 ^{94}Nb 의 분리거동

이창현, 오철균, 박선영, 하영경, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nchlee1@kaeri.re.kr

1. 서론

종이, 비닐, 플라스틱, 철재, 슬러지, 폐필터 및 폐이온교환수지 등과 같이 매질이 다양한 중·저준위 방사성폐기물을 영구 처분장에 안전하게 보관하고 효율적으로 관리하기 위하여 ^{99}Tc , ^{90}Sr , ^{55}Fe , ^{94}Nb 및 ^{63}Ni 등을 비롯한 11개의 방사성 핵종을 규제 핵종으로 지정한 방사성폐기물 인도 규정이 2005년도에 마련되었다¹. 따라서 지난 수년간 비파괴분석이 가능한 ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$ 및 ^{144}Ce 와 같은 핵종 재고량으로부터 정량에 많은 시간이 소요되는 ^{99}Tc , ^{90}Sr , ^{55}Fe , ^{94}Nb 및 ^{63}Ni 과 같은 규제 핵종들의 재고량을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 척도인자(scaling factor)와 주기적 검증기술 개발에 관한 연구가 수행되어 왔다². 방사선적 특성에 따라 이 규제 핵종들을 정량적으로 분석하기 위해서는 공존하는 핵종들뿐만 아니라 방사성폐기물의 매질 성분원소(Na, K, Li, Cs, Ca, Mg, Al, Zn, Cr, Pb, Co, Cd, Mo, Mn, Cu, Ti 및 Zr 등)로부터의 개별분리가 요구된다.

^{55}Fe 와 ^{94}Nb 는 원자로 안에서 중성자에 의해 각각 $^{56}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$ 및 $^{95}\text{Nb}(n, \gamma)^{94}\text{Nb}$ 핵반응으로 생성되며 반감기가 각각 2.7년 및 2.0×10^4 년으로 생성량이 많거나 반감기가 매우 길어서 방사성폐기물 처분에 관해서 중요하게 취급되는 핵종들이다. ^{55}Fe 와 ^{94}Nb 를 음이온교환수지법으로 분리할 수 있다^{3,4}. 그러나 ^{60}Co 등과 같은 공존 핵종과 매질 성분원소들로부터 이들을 선택적으로 분리하기 위해서는 전 단계의 ^{90}Sr 분리과정에서 회수한 용출액을 증발 건조시키고 ^{55}Fe 와 ^{94}Nb 의 분리에 적합한 매질의 용액을 만들어야 하기 때문에 분리를 위한 전처리에 과도한 시간이 소요된다. 따라서 본 연구에서는 ^{90}Sr 분리과정에서 회수한 옥살산 매질의 용액을 단순히 pH 만을 조절한 후 화학운반자로 첨가한 Fe과 Nb를 음이온교환수지 분리관에 흡착시킨 후 HF 그리고 HF와 HCl 또는 HNO_3 의 혼합산을 용하여 순차적으로 분리할 수 있는 기술을 개발하고 신뢰도를 평가하였다.

2. 본론

2.1 분리관 준비

Fe과 Nb를 순차적으로 분리하기 위하여 폴리프로필렌 재질의 분리관(Econo-Pac Disposable Chromatography Column, 20 mL, Bio Rad, U.S.A.)에 10 mL의 음이온교환수지(Bio Rad, AG 1×8, 100~200 mesh)를 충전시켜 사용하였다.

2.2 방사성폐기물 시료로부터 Fe 및 Nb의 분리

각각 1 mg씩의 Al, Ti, Zn, Mn, Zr, Pb, Co, Cr, Cu, Mg, Ba, Sn, Sb, U 및 Mo, 50 mg의 Ca 그리고 ^{99}Tc , ^{90}Sr , ^{55}Fe , ^{94}Nb 및 $^{59,63}\text{Ni}$ 의 분리 회수를 측정을 위한 화학운반자로 Re(3 mg), Sr(3 mg), Fe(20 mg), Nb(20 mg) 및 Ni(3 mg)이 함유되어 있는 모의 방사성폐기물 용해액을 사용하여 그림 1의 절차에 따라 순차적으로 분리하였다. Re과 Sr을 각각 음이온교환수지법과 침전법으로 분리한 후 회수한 옥살산 매질의 용액에는 Re과 Sr을 제외한 대부분의 성분원소들이 함유되어 있다. 본 연구에서는 Fe과 Nb를 비롯한 많은 성분원소들이 옥살산과 음이온 착물을 형성하며 음이온교환수지에 대해 이들의 분배계수 차이가 있음을 이용하여 pH와 옥살산 농도만 조절하여 Fe과 Nb를 신속하게 분리하도록 최적화 하였다.

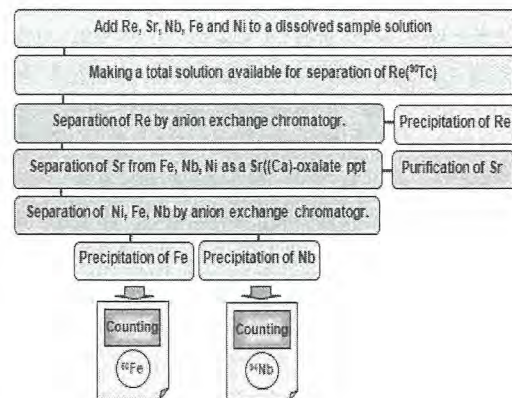


Fig. 1. Separation procedure of Re, Sr, Fe and Nb.

2.3 옥살산 매질에서 Fe과 Nb의 흡착거동

Sr를 분리한 후 회수한 용액의 옥살산 농도는 약 0.25 M이다. 이 농도범위에서 pH를 3~6 범위로 조절하면서 Fe, Nb 및 Ni과 함께 회수된 매질 성분원소들의 분리거동을 조사하였다. 이를 위하여 Fe, Nb 및 Ni과 함께 매질 성분원소들이 함유되어 있는 70 mL의 시료용액을 음이온교환수지 분리판에 흘려 넣고 70 mL의 0.3 M 옥살산 세척액을 흘려 넣어 얻은 크로마토그램을 그림 2에 나타내었다. pH 3에서는 Mo과 Ti이 전혀 용출되지 않았으나 pH 4.5~5에서는 일부 용출되었다. 또한 pH 6 이상에서는 Mo, Ti, Zr 및 Nb 등이 침전되기 시작하였으므로 적합한 pH는 4.5~5 범위이었다. 그림에 나타낸 바와 같이 $^{59,63}\text{Ni}$ 회수율 평가를 위하여 첨가한 Ni 화학운반자는 다음 단계의 Ni 분리를 위하여 정량적으로 회수되었으며 Fe, Nb 및 U은 세계 흡착되어 있었다.

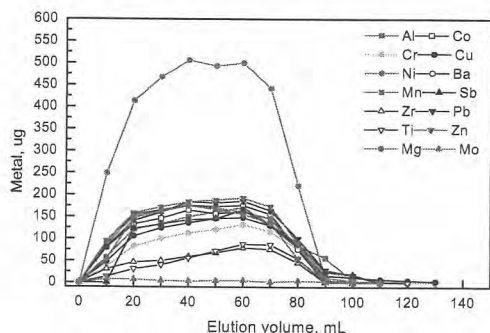


Fig. 2. Separation behaviour of Ni and matrix metals in a synthetic radioactive waste dissolved solution on the anion exchange resin column.

2.4 Fe 및 Nb의 탈착거동

그림 2에 나타낸 바와 같이 연구 대상의 대부분 성분원소들은 Ni과 함께 용출되었지만 미량의 Al과 그리고 Cr, Mo, Zr, Ti, Sb 및 Sn이 분리판에 흡착되어 있다. HF 및 HCl 또는 HNO_3 의 HF 혼합산 매질에서 음이온교환수지에 대한 흡착 및 탈착거동⁵⁻⁷을 보이고 있는 이들의 흡착거동을 조사하고 그 결과를 그림 3에 나타내었다. 약 0.25 M 옥살산 매질(pH 4.5~5)에서 음이온교환수지 분리판에 Fe 및 Nb를 흡착시키고 함께 흡착된 미량의 Al과 Zn는 25 mL의 4 M HF를 통과시켜 제거하였다. 계속해서 60 mL의 4 M HF를 흘려 넣어 Fe을 선택적으로 회수시킬 수 있었으며 이후 100 mL의 3 M HCl/20% HF를 통과시켜 Cr,

Mo, Sb, Sn, Ti, U, Zr 및 4 M HF으로 완전히 용출되지 않았던 Al을 제거한 한 다음 40 mL의 0.2 M HF/5 M HNO_3 을 흘려 넣어 Nb을 회수할 수 있었다.

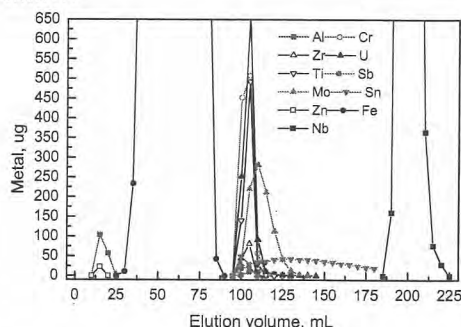


Fig. 3. Separation behaviour of Fe and Nb from matrix metals in a synthetic radioactive waste dissolved solution on the anion exchange resin column.

3. 결론

3.1 Ni 분리신뢰도 평가

5 개의 모의 방사성폐기물 용해액을 대상으로 그림 1의 분리절차에 따라 Fe과 Nb를 분리하고 회수 신뢰도를 평가한 결과 Fe과 Nb의 회수율은 각각 $93.2 \pm 1.1\%$ 및 $87.3 \pm 0.8\%$ 이었으며 실제 16개의 시료를 대상으로 이들을 분리할 때 소요된 시간은 약 6시간으로 신속하고 신뢰할 수 있는 결과를 얻을 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] Ministry of Science and Technology in Korea, Notice No. 2005-18(18 June, 2005).
- [2] H. J. Hong, "Correlation of radionuclides assayed in radwastes from Korea", ICEM '05 Conference, 2005.
- [3] Chang Heon Lee, et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 272, 187 (2007).
- [4] Chang Heon Lee, et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 288, 319 (2011).
- [5] E. A. Huff, anal. Chem., 36, 1921 (1964).
- [6] W. G. Faix, R. Caletka and V. Krivan, Anal. Chem., 53, 1721 (1981).
- [7] D. Truben, et al., Anal. Chim. Acta, 374, 149 (1998).

Cesium oxides와 Uranium Oxides 반응연구

김종구, 장은실, 박양순, 하영경, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nigkim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 피복관 및 UO_2 pellet 사이 (gap)에 2차상으로 발견되는 Cs-U-O 화합물은 핵분열생성물인 Cesium compounds와 핵연료 매트릭스인 UO_2 와의 반응생성물이다. 이 Cs-U-O 화합물은 물에 대한 용해도 등 핵연료 매트릭스인 UO_2 와 전혀 다른 화학적 특성을 가지므로 사용후핵연료의 저장관리상 source terms을 고려할 때 관심을 갖게 한다 [1, 2].

이 연구는 Cesium compounds와 UO_2 간의 Cs-U-O 화합물 생성반응의 이해를 목적으로, Cesium compounds로 Cesium oxides를 사용하고 반응물의 무게를 조절하여 Cs/U 비를 변화시키면서 두 반응물간의 반응거동을 열분석기(TG-DSC)와 화학분석 방법에 의해 측정하였다.

2. 본론

2.1 Cesium oxides의 특성 측정

UO_2 와의 반응 시험에 앞서 시험에 사용한 Cesium oxides의 특성을 열분석기로 측정하였다(Fig. 1).

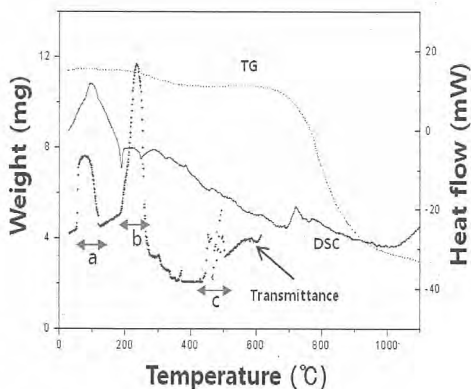


Fig. 1. Cesium oxides의 TG-DSC curves 및 가열에 따른 빛투과 측정결과.

열분석기의 DSC curve는 Cesium oxides의 녹는 온도, 휘발온도 등 상변화에 대한 정보를 주지만 Fig1.의 DSC curve 만으로는 명확한 해석이 어려워 보조적 방법으로 가열에 따른 빛투과도 측정방법(Fig. 2)을 적용하였으며 그 결과를 Fig. 1에 포함시켰다.

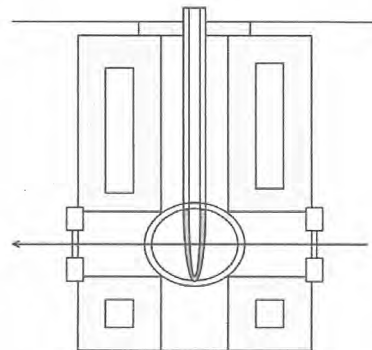


Fig. 2. 가열에 따른 빛투과측정 장치.

2.2 Cs/U 비에 따른 Cesium oxides와 uranium oxides 반응 측정

반응물로 Cesium oxides와 UO_2 시료의 무게를 적절하게 취하여 혼합한 결과 Cs/U 비가 0.86, 1.30, 1.74, 2.18, 2.60, 3.46의 혼합물을 제조하여 Ar 분위기, $50^{\circ}\text{C} \rightarrow 1100^{\circ}\text{C}$ ($5^{\circ}\text{C}/\text{min}$ 승온) 조건에서 TG-DSC를 측정하였다 (Fig. 3, 4).

2.3 Cs/U 비에 따른 Cesium oxides와 uranium oxides 반응 정도 측정

pH2 정도의 수용액에 Cesium oxides와 UO_2 반응에 의해 생성되는 Cs-U-O 는 녹는 반면 반응하지 않은 미반응 UO_2 는 pH2 수용액에 불용성임을 이용하여, pH2에 녹은 U의 양을 화학분석(ICP)하여 Cesium oxides와 UO_2 간의 반응도를 측정할 수 있었다. Cs/U 비에 따른 Cesium oxides와 UO_2 시료간의 반응도를 측정하였다 (Table 1).

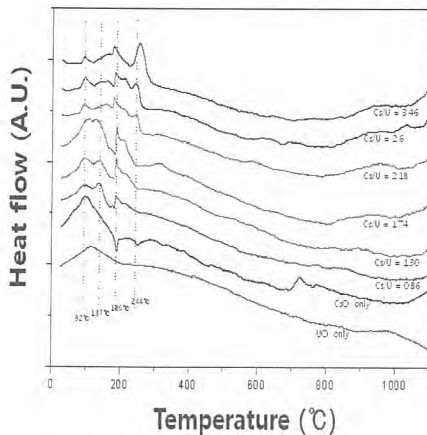


Fig. 3. Cs/U 비에 따른 DSC 측정결과.

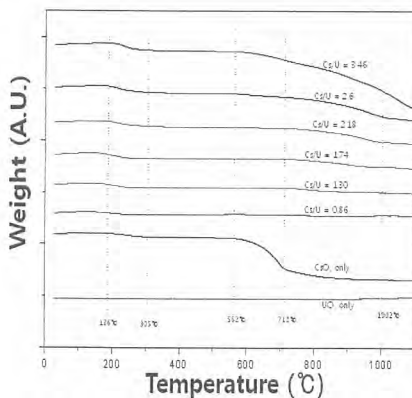


Fig. 4. Cs/U 비에 따른 TG 측정결과.

Table 1. Cs/U 비에 따른 반응도.

Cs/U (원자비)	0.86	1.30	1.74	2.18	2.6	3.46
초기 UO_2 (g)	0.0138	0.0138	0.0135	0.0140	0.0140	0.0143
초기 U (g)	0.0122	0.0122	0.0119	0.0123	0.0124	0.0126
용해된 U (g)	0.0060	0.0075	0.0091	0.0105	0.0114	0.0122
반응정도 (%)	49	61	76	85	92	97

3. 결과

이 연구에서 사용한 Cesium oxides의 TG 측정결과에 의하면 200°C ~ 300°C, 650°C ~ 1000°C 두 영역에서 휘발하는 특성을 갖고있고, DSC 및 빛투과 측정결과에 의하면 Fig 1. 의 a(~100°C), b(~230°C), c(~450°C) 영역에서 시료가 녹는 것으로 추정된다.

그리고 이러한 여러 영역에서의 휘발 및 녹는 특성으로 사용한 Cesium oxides가 단일한 화학종(species)이 아니고 여러 화학종들의 혼합물임을 추정할 수 있다.

Cs/U 비에 따른 DSC curves들을 UO_2 only, Cesium oxides only curves들과 비교할 때 200°C ~ 300°C에서 Cs/U비에 따라 변화하는 peak들로 이영역에서 UO_2 와 Cesium oxides 간의 어떤 반응이 있음을 추정할 수 있다.

Cs/U 비에 따른 TG curves들을 UO_2 only, Cesium oxides only curves들과 비교할 때, Cs/U 비가 0.86 ~ 2.18 에서는 650°C에서 시작하는 Cesium oxides의 휘발특성이 보이지 않는데 이는 Cs/U 비가 0.86 ~ 2.18 에서는 반응에서 Cesium oxides가 소진되어 남아 있지 않기 때문으로 추정된다. Cs/U 비가 2.6, 3.46 가 되면 휘발특성이 보이는 이는 Cs의 양이 U에 대해 많기 때문으로 추정되며 이로써 Cs/U 비에 따른 반응정도를 추정 할 수 있었다. 이러한 결과를 화학분석에 의한 결과(Table 1)와 비교 분석 중이다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다. (연구과제 관리코드: M20703010003-08M0301-00310)

5. 참고문헌

- [1] S. Van den Berghe, A. Leenaers, B. Vos, L. Sannen, M. Verwerft, "Observation of a pellet-cladding bonding layer in high- power fuel", Seminar Proceedings, *Pellet-clad interaction in water reactor fuels*, Aix-en-Provence, France, March9-11, 2004, 265-272 (OECD 2005, NEANo.6004).
- [2] 김종구, 박양순, 하영경, 송규석, "Cs₂O와 Uranium Oxides 반응에 의한 2차상 Cs-U-O t생성" 한국방사성폐기물학회 2012 춘계학술발표회 (2012).

제5분과

방사선 안전, 환경 및 기타 (Oral)

1952

1952 1952 1952 1952 1952

방사성 금속폐기물 선원항 평가 오차저감 방법 개발

이상철, 이상헌, 전종선, 장미숙, 한병섭

(주)에네시스, 대전광역시 유성구 박산로 140번길 100

sclee@enesys.co.kr

1. 서론

가동 원전수의 증가와 원전 운전 이력 증가에 따른 노후설비 교체 등에 의해 금속 방사성 폐기물 발생량은 증가현황을 나타내고 있다. 발생하는 방사성 금속폐기물은 현재 최종처분장 건설지연으로 인해 소내 임시저장고에 보관 중에 있다. 방사성 금속폐기물의 경우, 중·저준위 방사성폐기물로서 처분될 경우, 드럼당 약 600만원 이상의 처분 비용을 가지지만, 자체처분 대상으로 되어 일반 산업폐기물로서 처분될 경우, 약 50만원 정도로서 처분 비용을 가지게 될 뿐 아니라, 제염과정 등을 거칠 경우에는 자원으로서 재활용을 할 수 있다. 방사성 금속폐기물을 자체처분 하기 위해서는 해당 폐기물의 선원항을 평가하여, 방사성 핵종 농도가 규제기준 이하임을 규명하여야 한다. 방사성 금속폐기물의 경우, 선원의 위치가 불명확하고, 금속자체의 차폐현상 등으로 인해 정확한 선원항 평가가 어렵다. 본 연구에서는 계측위치 보정 및 계측현상 보정 등을 통해, 방사성 금속폐기물 선원항 평가 오차를 저감방법을 제시하였다.

2. 본론

본 연구는 방사능 계측기로 방사성 금속폐기물을 계측했을 때, 얻은 계측치를 실제의 핵종 농도와 유사하게 평가할 수 방법을 제시하는 것이다. 따라서 계측치에 대한 참값을 알고 있어야 하는데 그러기 위해서는 방사성 금속폐기물의 핵종농도 및 오염부위를 정확히 알고 있어야 한다. 하지만 실제 원전에서 발생하는 금속폐기물은 이를 알기 힘들뿐더러, 원전 밖으로의 이동이 제한되므로, 본 연구에서는 금속폐기물 모형을 만드는 방법과 MCNP 코드를 이용하는 방법으로 실시하였다[1]. 실험방법은 크게 형상에 따른 계측 count 비교와 선원 위치에 따른 계측 count 비교에 의해 이루어졌다.

2.1 금속폐기물 모형에 의한 방법

금속폐기물 모형은 오염되지 않은 절단된 plate

와 cylinder를 사용하였다. 모형에 사용된 금속폐기물로서 plate와 cylinder를 사용한 이유는 원전 발생 금속폐기물은 대부분 파이프와 금속구조체가 대부분인데, 드럼 보관을 위해 절단될 경우, 그 모양이 plate와 cylinder 모양을 가지기 때문이다. 절단된 plate와 cylinder가 계측시스템의 1batch 크기인 100cm × 100cm에 고르게 분포되어 있다고 가정하고 표준선원(0.1 μCi ^{60}Co , 5개)을 금속폐기물 모형에 배치시키었다.

표준선원의 위치는 계측기 중심으로부터 0cm, 10cm, 20cm, 30cm, 40cm로 변화시키었으며, 금속폐기물의 형상은 16mm plate, 32mm plate, 100mm 직경 cylinder, 50mm 직경 cylinder, 25mm 직경 cylinder로 변화시키었다. 실험방법은 형상 및 선원위치에 따른 계측 count 수를 비교하였다.

그림 1은 표준선원인 ^{60}Co 를 나타내며, 그림 2는 계측기 중심으로부터 20cm 떨어진 plate에서의 선원 배치를 나타내며, 그림 3은 계측기 중심으로부터 20cm 떨어진 cylinder에서의 선원 배치를 나타낸다.



Fig. 1. Reference ^{60}Co Source



Fig. 2. Position of ^{60}Co Source for plate thermal metal model.



Fig. 3. Position of ^{60}Co Source for the cylinder (D100mm) metal model.

2.2 MCNP에 의한 방법

실험에 의한 방법과 동일하게 MCNP로 모델링을 하여 결과를 살펴보았다. 계측기 위치와 동일하게 tally를 위치시키어 계측 count 수를 비교하였다. 실험에 의한 방법과 다르게 background는 고려하지 않았다. 그림 4는 MCNP로 금속 plate를 모델링한 geometry를 나타낸다.

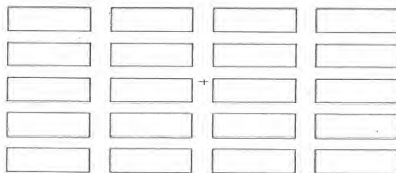


Fig. 4. MCNP modeling of the metal plate.

2.3 평가결과

실험과 MCNP에 의해 금속형상에 따른 중앙위치 카운트 수에 대한 나머지 위치에서의 계측카운트 수의 비는 Table 1과 Table 2에 있다.

Table 1. Comparison of net count depending on the position and the metal shape by the experiment.

선원 위치	선원단	16mm 철판	32mm 철판	100mm 철판	50mm 철판	25mm 철판
10cm	55.5%	63.1%	90.3%	68.7%	61.7%	79.8%
20cm	32.5%	40.2%	54.9%	52.2%	39.1%	51.2%
30cm	17.2%	25.8%	30.7%	32.9%	27.8%	33.1%
40cm	11.4%	15.1%	14.5%	13.1%	16.0%	17.5%

Table 2. Comparison of net count depending on the position and the metal shape by MCNP modeling.

선원 위치	선원단	16mm 철판	32mm 철판	100mm 철판	50mm 철판	25mm 철판
10cm	83.2%	86.9%	78.6%	93.6%	91.9%	86.4%
20cm	55.4%	57.0%	57.7%	61.2%	64.9%	62.7%
30cm	35.4%	32.3%	29.1%	38.8%	43.4%	42.9%
40cm	23.5%	15.7%	11.9%	22.8%	23.3%	26.6%

3. 결론

실험결과에서 볼 수 있듯이 계측 count 수는 금속형상에 대해 영향을 미치며, 계측기에서 선원의 위치가 멀어질수록 감소하는데 이에 대한 회귀식을 도출할 수 있다. 이를 이용하여 선원이 계측기 중앙에서 멀어질수록 실제 선원보다 과소평가되는 것을 보정할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

- [1] LA-UR-04-6972, Performance Enhancements of MCNP4B, MCNP5, and MCNPX for Monte Carlo Radiotherapy Planning Calculations in Lattice Geometries, Oct. 2000.

NaI(Tl) 검출기의 G-factor를 이용한 인공 감마핵종의 조사선량을 계산방법

지영용, 강문자, 정근호, 이완로, 조영현, 김원영, 임종명, 김현철, 장미, 박두원, 박효국, 최상도,
이창우, 최근식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

yvii@kaeri.re.kr

1. 서론

NaI(Tl) 검출기를 이용한 조사선량을 계산방법은 검출기를 이용한 에너지 스펙트럼 측정으로부터 선량을 계산하기 때문에, 계산된 선량을 값의 변동이 자연방사선에 의한 영향인지 인공방사선에 의한 변동인지를 판단할 수 있는 장점이 있다. 이러한 계산방법으로는 대표적인 자연방사성 핵종인 ^{40}K , ^{238}U 및 ^{232}Th 계열을 대표하는 감마선 스펙트럼의 피크들로부터 조사선량을 구하는 Energy band 방법[1, 2]과 NaI(Tl) 검출기의 감마선 에너지별 반응함수를 이용하는 G-factor 방법[3]으로 나눌 수 있다.

본 실험에서는 자연방사선뿐만 아니라 인공방사선에 의한 조사선량을 측정 스펙트럼으로부터 쉽게 계산할 수 있는 G-factor 방법을 이용하였다. 먼저, 3"x3" NaI(Tl) 검출기에 대한 입사 감마선 에너지별 반응함수로부터 해당 검출기에 대한 G-factor를 계산하였으며, 이를 표준선원을 이용한 스펙트럼 측정에 적용하여 해당 선원으로부터의 조사선량과 선원별 조사선량을 기여분을 각각 평가하였다. 이때 조사선량을 기여분을 선원별로 평가하기 위해서는 해당 검출시스템의 입사 감마선 에너지별 PTT(peak-to-total) 비를 활용하였다.

2. 본론

2.1 NaI(Tl) 검출기의 G-factor

일반적으로 측정된 스펙트럼과 선량률과의 관계는 해당 검출시스템의 선량을 변환인자인 G-factor를 이용하여 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\dot{X} = \int_{E_0}^{E_1} n(E) G(E) dE \quad (1)$$

여기서, $n(E)$ 는 펄스 파고 스펙트럼에서 단위 에너지당 계수율, E_0 및 E_1 은 펄스파고 스펙트럼에서 최소 및 최대 에너지 그리고 $G(E)$ 는 선량률

변환인자인 G-factor(uR/h/cps)로써 검출기의 반응함수와 관련된다.

위 식에서 측정된 파고 스펙트럼은 검출기 반응함수(R_{ij})와 입사 감마선속밀도(Φ_j)에 비례하며, 다음과 같이 나타낼 수 있다. 여기서 i 및 j 는 측정된 스펙트럼의 채널을 의미하며, j 번째 채널에 해당하는 감마선이 입사하여 파고 스펙트럼의 i 번째 채널에 계수됨을 의미한다.

$$n_i = R_{ij} \Phi_j \quad (2)$$

그리고 입사 감마선속밀도에 의한 조사선량을 공기중 질량에너지흡수계수(μ/ρ)_{air}와 입사감마선의 에너지(E) 등으로부터 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\dot{X} = C \left(\frac{\mu}{\rho} \right)_{\text{air}} E_j \times \Phi_j = \left(\frac{\dot{X}}{\Phi} \right)_j \times \Phi_j \quad (3)$$

여기서, C 는 단위환산에 필요한 상수들의 곱이며, $(\dot{X}/\Phi)_j$ 는 에너지 E 의 단위 감마선속밀도 당 조사선량률로서 감마선속밀도를 조사선량률로 변환하기 위한 변환계수를 의미한다.

식 (1)에서 (3)으로부터 검출시스템의 G-factor는 다음과 같이 검출기 반응함수의 역함수로 표현할 수 있다.

$$G_i = \left(\frac{\dot{X}}{\Phi} \right)_j \times R_{ij}^{-1} \quad (4)$$

따라서 NaI(Tl) 검출기의 G-factor를 구하기 위해 검출기 반응함수를 MCNP 코드로 계산하였으며, 이의 역행렬을 구하여 식 (4)로부터 검출시스템의 G-factor를 Fig. 1과 같이 구하였다.

2.2 조사선량률 계산

임의의 표준선원을 이용하여 펄스 파고스펙트

럼을 그림 2와 같이 계측하였으며, 앞서 구한 G-factor를 이용하여 식 (1)로부터 최종적으로 표준선원에 의한 조사선량을 계산하였다. 그 결과 임의의 표준선원으로부터 1 m 거리에서의 선량은 약 71.2 $\mu\text{R}/\text{h}$ 로 같은 위치에서 GM 카운터로 측정된 값과 5 % 이내의 차이를 보였다.

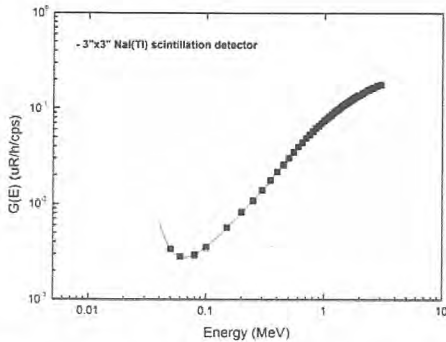


Fig. 1. G-factor of a 3" Φ 3" NaI(Tl) detector.

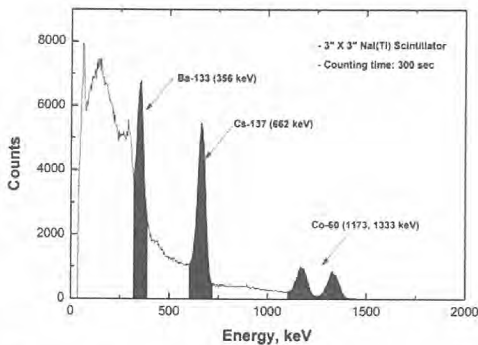


Fig. 2. Measured spectrum from a mixed standard source.

2.3 감마핵종 기여분

NaI(Tl) 검출기의 G-factor로부터 계산된 조사선량에 대하여 표준선원에 존재하는 감마핵종의 기여분을 평가하기 위하여, 측정된 파고 스펙트럼에서 광전흡수피크를 확인하고 감마핵종과 그 에너지를 결정하였다. 그리고 입사 감마선의 에너지에 대한 해당 검출기의 PTT 비를 MCNP 코드로 계산하였다. 이때, NaI(Tl) 검출기의 분해능 및 온도의존성 등으로 순피크면적보다 Fig. 2와 같이 피크의 전계수를 사용하였다.

따라서 파고 스펙트럼의 피크면적으로부터 계산되는 조사선량($\dot{X}^P$)과 피크 에너지들에서의 PTT 비를 이용하여 다음과 같이 해당 피크에서

기인하는 총 조사선량($\dot{X}^T$)을 계산하였다.

$$\dot{X}_i^T = \dot{X}_i^P / PTT_i \dots\dots\dots (5)$$

여기서, i 는 입사 감마선의 에너지를 의미한다.

이상과 같은 방법으로 표준선원 내에 존재하는 ^{133}Ba , ^{137}Cs 및 ^{60}Co 의 피크면적에 대한 조사선량을 계산하였으며, 해당 피크들로부터 유도되는 총 조사선량을 각각 유도할 수 있었다.

3. 결론

NaI(Tl) 검출기를 이용한 조사선량률 계산을 위하여 해당 검출시스템의 반응함수를 MCNP 코드로 계산하였으며, 이로부터 G-factor를 유도하였다. 이를 표준선원을 이용하여 실제측으로부터 선량률을 계산하였으며, GM 카운터로 비교한 결과 약 5 % 이내의 차이를 확인할 수 있었다.

위와 같이 계산된 조사선량률로부터 감마핵종의 기여분을 각각 평가하기 위하여, 측정된 스펙트럼에서 광전흡수피크를 확인하고 그 에너지를 결정하였다. 그리고 해당 검출시스템의 에너지별 PTT비를 계산하였으며, 이를 이용하여 최종적으로 감마핵종별 조사선량률 기여분을 분리해 낼 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] NCRP Report, "Environmental radiation measurement", No. 50, 1976.
- [2] H.L. Beck et al., "Spectrometric techniques for measuring environmental gamma radiation", HASL-150, 1964.
- [3] Y.Y. Ji et al., "Application of the dose conversion factor for a NaI(Tl) detector to the radwaste drum assay", Radiation Measurement, vol. 46, 503-509, 2011.

체렌코프 방사선을 이용한 베타선 측정용 광섬유 방사선 센서

한기택, 유옥재, 신상훈, 서정기, 전다영, 조승현*, 이봉수

건국대학교, 충북 충주시 단월동 322

*승실대학교, 서울특별시 동작구 상도로 369

bslee@kku.ac.kr

1. 서론

체렌코프 방사선(Cerenkov radiation)은 하전입자가 투명한 매질 내에서 그 매질 내에서의 빛의 속도보다 빠르게 이동할 때 발생되며, 투명한 체렌코프 라디에이터(Cerenkov radiator)의 굴절률에 따라 체렌코프 방사선이 발생하는 역치에너지(threshold energy)가 결정되는 특성을 가지고 있다. 따라서 이러한 체렌코프 방사선의 특성을 이용하면 전자선 또는 베타선의 에너지 측정이 가능하다[1].

일반적으로 광섬유를 이용한 방사선 센서는 광섬유와 광 계측장비로 구성된다. 광섬유는 소형으로 제작이 가능하고, 공간분해능이 높으며 전자기파와 주위 온도 및 압력에 영향을 받지 않는다. 또한 원거리에서 실시간 측정이 가능하다는 장점을 가지고 있기 때문에 방사선 측정에 있어 그 활용도가 매우 높다[2].

본 연구에서는 베타선에 의해 발생하는 체렌코프 방사선을 측정하기 위하여 광섬유 베타-체렌코프 방사선 센서(fiber-optic beta-Cerenkov radiation sensor)를 제작하였다. 체렌코프 방사선을 발생시키기 위한 체렌코프 라디에이터로는 굴절률이 서로 다른 투명한 굴절률 정합 오일(index matching oil)을, 광 계측장비로는 광증배관(photomultiplier tube, PMT)을 사용하여 굴절률에 따른 체렌코프 방사선의 광량을 측정하고, 비교 분석하여 광섬유 베타 체렌코프 방사선 센서의 특성을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

그림 1은 광섬유 베타-체렌코프 센서를 이용하여 베타선을 측정하기 위한 실험구성을 보여준다. 감지부는 0.5 mm의 두께를 가지고, 굴절률이 1.33, 1.35, 1.40, 1.45 그리고 1.50으로 서로 다른 5 종류의 체렌코프 라디에이터와 직경 3 mm, 길이가 50 mm인 계단형 굴절률(step-index)을 가진 멀티모드(multi-mode) 플라스틱 광섬유로 구성된다. 감지부

로부터 발생된 체렌코프 방사선은 플라스틱 광섬유를 통해 PMT로 전송되고, PMT에서 발생된 전류 신호는 증폭기에 의해서 전압신호로 변환 및 증폭된다. 최종적으로 증폭기에 의해 증폭된 전압신호는 LabVIEW 프로그램을 통해 디스플레이 및 저장된다. 본 연구에서는 베타선원으로 Sr-90과 Tl-204를 사용하였으며, 표 1은 실험에 사용한 베타선원의 특성을 보여준다.

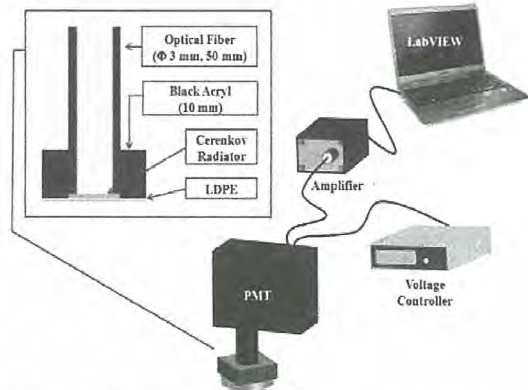


Fig. 1. Experimental setup for measuring beta-ray using fiber-optic beta-Cerenkov radiation sensor.

Table 1. Physical properties of radioisotopes.

Isotope	Activity (μCi)	β_{max} (keV)
Sr-90	0.1	546
Tl-204	1	763.7

2.2 실험결과

그림 2는 광섬유 베타-체렌코프 방사선 센서를 이용하여 Sr-90에서 발생된 베타선을 측정하고 결과를 보여준다. 실험결과, 체렌코프 라디에이터의 굴절률이 높아질수록, 체렌코프 방사선의 계수율(counts/min)이 커지는 것을 확인할 수 있다. 이는 아래의 수식을 이용하여 설명할 수 있다[3].

$$E = \left[\frac{511}{\sqrt{1 - \frac{1}{n^2}}} - 511 \right] (MeV) \dots\dots\dots (1)$$

식 (1)에서 n 은 매질의 굴절률을 뜻하며, 각각의 n 값을 식 (1)에 대입하여 계산하면 매질의 굴절률에 따른 하전입자의 역치에너지 E 의 값을 도출할 수 있다. 식 (1)을 통하여 역치에너지 E 의 값을 계산해보면 체렌코프 라디에이터의 굴절률이 높아질수록 체렌코프 방사선이 발생할 수 있는 역치에너지가 낮아지기 때문에 상대적으로 넓은 에너지 영역에서 발생된 체렌코프 방사선을 검출할 수 있다. 반대로 체렌코프 라디에이터의 굴절률이 낮아질 경우, 역치에너지가 높아지기 때문에 역치에너지 이하의 베타선에 의한 노이즈를 최소화시켜 신호대잡음비(signal-to-noise ratio, SNR)를 높일 수 있다.

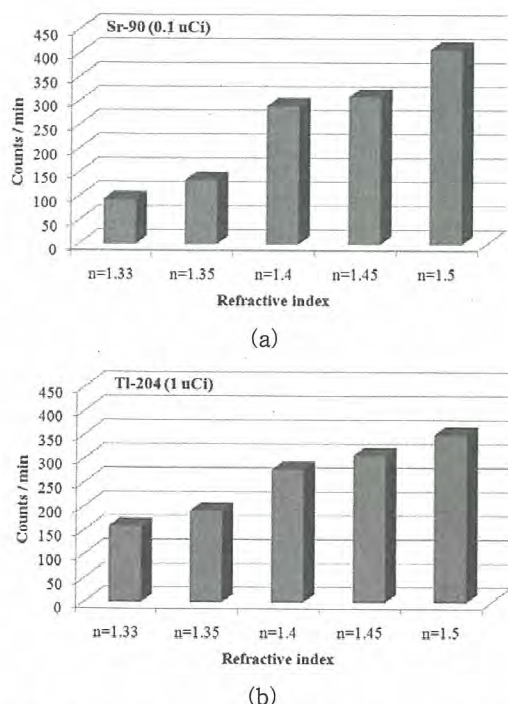


Fig. 2. Measured Cerenkov radiation as a function of the refractive index of Cerenkov radiator.

그림 3은 본 연구에서 제작한 광섬유 베타-체렌코프 센서의 재현성을 평가한 결과를 보여준다. 실험결과, 굴절률이 1.5인 체렌코프 라디에이터를 이용할 경우, 측정오차가 약 20 counts/min으로 측정치가 거의 일정한 것을 확인할 수 있다.

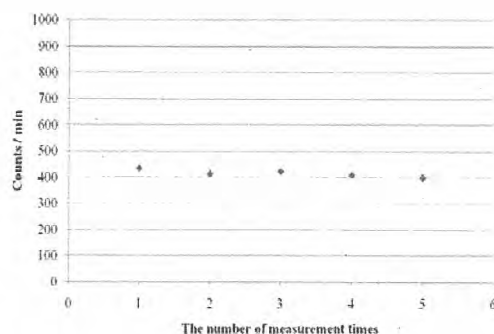


Fig. 3. Reproducibility of the fiber-optic beta-Cerenkov radiation sensor.

3. 결론

본 연구에서는 다양한 체렌코프 라디에이터를 이용한 광섬유 베타-체렌코프 방사선 센서를 제작하였다. 베타선원에서 방출되는 베타선을 굴절률이 서로 다른 체렌코프 라디에이터를 이용하여 측정하였고, 이에 따른 체렌코프 방사선의 계수율을 비교 분석하였다. 또한 반복측정을 통하여 광섬유 베타-체렌코프 센서의 재현성을 평가하였다. 본 연구결과를 토대로 광 계측기의 효율을 높인다면 베타선의 에너지를 실시간 분광할 수 있는 광섬유 베타-체렌코프 센서의 개발이 가능할 것으로 기대된다. 앞으로의 연구방향은 다양한 에너지를 가진 베타 방사선원과 액체 및 고체 형태의 투명한 체렌코프 라디에이터를 이용하여 광섬유 베타-체렌코프 센서를 최적화하는 것이다.

4. 감사의 글

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No. 2012029724, and No. 20110028022).

5. 참고문헌

- [1] H. H. Ross, Anal. Chem., Vol. 41, pp. 1260-1265, 1969.
- [2] K. W. Jang, D. H. Cho, W. J. Yoo, J. K. Seo, J. Y. Heo, J.-Y. Park and B. Lee, Nucl. Instrum. Meth. A, Vol. 652, pp. 928-931, 2011.
- [3] J. V. Jelley, Br. J. Appl. Phys., Vol. 6, pp. 227-232, 1955.

방사성폐기물 분류체계 개정방향 설정에 관한 연구

정해용, 정찬우

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62

hyjung@kins.re.kr

1. 서론

방사성폐기물은 원자력을 이용하는 여러 가지 시설에서 발생하며, 발생된 폐기물은 방사성농도 및 형태가 굉장히 다양하다. 다양한 종류의 방사성폐기물을 관리하고, 최종적으로 처분하기 위해서는 특정한 기준에 따라 분류하는 분류체계가 필요하다. 이러한 방사성폐기물 분류체계는 발생원, 물리화학적 형태, 관리방법 등 여러 측면에서 달라 질 수 있다. 현재 국내 방사성폐기물은 관련 규정에 따라 고준위방사성폐기물과 중·저준위방사성폐기물로 나뉜다[1]. IAEA는 방사성폐기물 분류체계에 대한 새로운 안전지침(Safety Guide)을 2009년에 발간하였다. 본 연구에서는 IAEA의 새로운 지침을 분석하고, 현재 우리나라의 여러 가지 상황을 고려하여 기존의 방사성폐기물 분류체계를 개정하기 위한 방향을 제시하여 향후 국가 방사성폐기물 분류체계 설정에 활용하고자 한다.

2. 본론

2.1 방사성폐기물 분류체계

현행 원자력안전법 관계규정은 방사성폐기물을 고준위방사성폐기물과 중·저준위방사성폐기물 두 가지 범주로 구분하고 있다. 고준위방사성폐기물은 방사능농도(반감기 20년 이상의 알파선을 방출하는 핵종으로 4,000 Bq/g)와 열발생률(2 kW/m³)을 기준으로 정의되는데, 이것은 1994년판 IAEA 안전지침[2]을 근거로 설정된 것이다. 고준위방사성폐기물을 제외한 나머지 방사성폐기물은 모두 중·저준위 방사성폐기물에 해당한다. 또한, 자체처분 제도를 통해 규제관리 범위에서 해제되는 아주 낮은 농도의 방사성물질들을 포함한 규제해제 폐기물이 있다.

2.2 IAEA General Safety Guide No.1

방사성폐기물분류체계에 대한 IAEA의 지침은 1970, 1981, 1994년에 이미 제시되었으나, IAEA는 기존의 방사성폐기물 분류체계 안전지침이 폐기물 처분하기 위한 여러 방안(options)들과의 직접적인 관련성을 제시하지 못하기 때문에, 처분관점의 장

기안전성(long-term safety)에 근거한 위해도에 따른 차등접근법(graded approach)를 통한 방사성폐기물 분류체계 세분화 내용을 새롭게 안전지침으로 제안하였다[3]. 이 지침에서는 폐기물형태에 따른 잠재위험에 대한 장기 안전성을 보장하기 위해 필요한 격납(containment) 및 격리(isolation) 기능의 정도에 따라 분류하는 것을 기본으로 하고 있다. 또한, 이 안전지침에서 가장 중요하게 강조하고 있는 것은 분류체계 설정을 위해서는 처분관점의 장기안전성을 기반으로 해야 한다는 것과 일반적인 분류체계가 제안될 수는 있지만, 이것이 처분시설 고유의 특성을 반영하여 수행되는 안전성 평가를 포함한 Safety Case를 대신할 수 없다는 것이다. 이러한 접근방법을 통해 방사능농도 및 방사성핵종의 반감기를 폐기물분류의 주요한 변수로 설정하고 아래 그림과 같은 6개의 폐기물범주(고준위, 중준위, 저준위, 극저준위, 극단반감기, 규제해제폐기물)를 제안하고 있다.

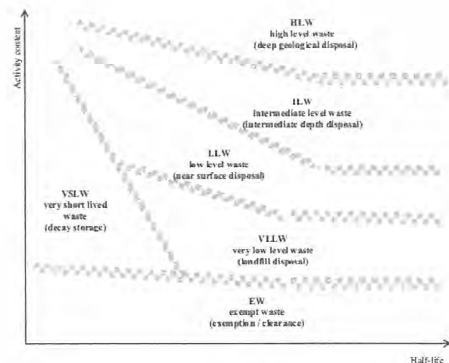


Fig. 1. 방사성폐기물 분류체계 (IAEA GSG-1).

2.3 분류체계 개정방향 설정

IAEA 안전지침을 반영하여 국내 분류체계의 개정 방향을 설정하기 위해서는 우선적으로 세분화 방향을 설정해야 한다. 현행 체계와의 비교, 국내 방사성폐기물 발생, 저장, 관리현황 및 향후 원자력시설 등의 해체 등으로 발생하는 다량의 폐기물 등을 고려하여, 현행 3단계 범주(고준위, 중·저준

위, 규제해제)를 5단계(고준위, 중준위, 저준위, 극저준위, 규제해제)로 분리하는 방향을 설정하였다. IAEA 6개의 범주 중 극단반감기 범주는 병원이나 산업체, 연구기관에서 사용되는 짧은 반감기(주로 100일 이하)의 핵종에 대한 것으로 저장/감쇄의 방법으로 규제해제 될 수 있는 폐기물을 의미하는 것으로 국내에서도 이미 자체처분제도를 통해 규제해제되고 있으므로 세분화 대상에서 제외하였다.

2.3.1 극저준위폐기물 범주

향후 원자력시설의 해체가 본격화되는 시점에 다량으로 발생할 것으로 예상되는 낮은 수준의 해체폐기물에 대한 차등적인 관리가 가능하도록 분류체계에서 극저준위폐기물 범주를 설정하는 것이 필요하다. 방사선 위험도가 상대적으로 낮은 수~수십 Bq/g 정도의 폐기물은 단순매립을 포함한 천층처분형태로 처분하는 것이 타당할 것으로 판단된다. 프랑스와 스페인의 경우도 해체폐기물의 발생이 본격화되는 시점에서 운영중인 공학적방벽 천층처분시설의 처분부하를 경감시키기 위해 극저준위처분시설을 도입한 사례가 있으며, 이러한 접근방법은 방사성폐기물의 위험도에 따른 차등접근법 측면에서 설득력을 가진 것으로 보인다. 다만, 이 범주의 도입을 위해서는 극저준위폐기물과 저준위폐기물의 경계값(기준값)을 설정해야 하는데, 일반적으로는 규제해제농도[4]를 이용하여 해당 기준값을 정할 수 있을 것으로 예상된다.

2.3.2 저준위폐기물과 중준위폐기물의 분리

기존에 중·저준위폐기물 하나로 묶여있던 범주를 저준위폐기물과 중준위폐기물로 분리할 필요가 있다. 저준위폐기물은 상대적으로 방사능농도가 높지 않은 폐기물로서 일반적으로 공학적 방벽을 갖춘 천층처분시설을 통해 처분될 수 있는 폐기물이다. 경주처분시설의 2단계 처분시설 개발 등을 고려할 때, 저준위폐기물 범주 도입은 적절할 것으로 생각된다. 저준위폐기물과 중준위폐기물을 분리하기 위해서는 기준값이 필요하며, 정량적인 기준값에 대해서는 좀 더 연구가 필요할 것으로 보이지만, 현재 원안위고시[5]에서 규정하고 있는 처분농도제한치를 원래 설정 취지에 맞도록 천층처분에 해당하는 저준위폐기물에만 적용하도록 하는 방안을 고려할 수 있을 것이다.

중준위폐기물은 저준위에 비해서 위험도가 높은 방사성물질들을 포함한 폐기물이므로 천층처분에 비해서 좀 더 깊은 심도에 처분하는 것이 일반적이다. 현행 고준위폐기물 기준에 해당되지 않는 폐

기물은 모두 중준위에 해당될 수 있으나, 다만, 이러한 폐기물을 처분하기 위해서는 안전성평가를 통해 장기 처분안전성이 입증되어야 한다.

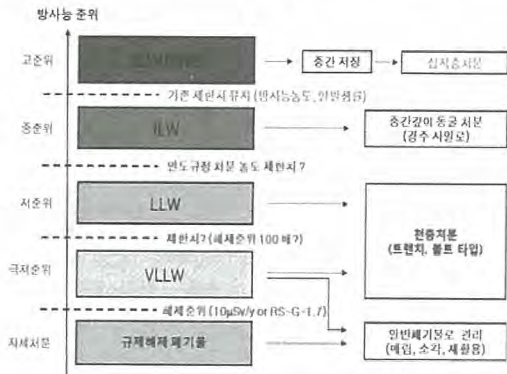


Fig. 2. 분류체계 개정방향 및 처분방안.

3. 결론

본 연구에서는 새롭게 제안된 IAEA 안전지침의 위험도 기반 차등접근법을 바탕으로 국내 방사성폐기물 관리 및 처분현실을 고려하여 기존의 3단계 분류 방식을 5단계로 개정하는 방사성폐기물 분류체계 개정방향을 도출하여 제시하였다 (그림2 참고). 방사성폐기물 분류는 방사성폐기물 처분전관리부터 최종처분까지 폐기물관리 전반에 걸쳐 영향을 미치는 사안으로 향후 신중하고 심도있는 논의와 검토가 필요할 것으로 판단되며, 본 연구는 이러한 검토의 기본적인 자료로 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 원자력연구개발사업 원자력정책연구사업의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 원자력안전관계법령집, 2012.
- [2] IAEA Safety Guide, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, 1994.
- [3] IAEA General Safety Guide. Classification of Radioactive Waste, GSG-1, 2009.
- [4] IAEA Safety Standard, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, GSR Part 3(interim), 2011.
- [5] 원자력안전위원회고시 제2012-53호, '중·저준위 방사성폐기물 인도규정', 2012.

비상사고시의 이동형 방사능 감시시스템 구축

이경호, 홍용호, 제한경, 채현식*

(주)엑트, 대전시 유성구 관평동 705

*(주)에스에프테크놀로지, 서울시 금천구 가산동 60-15

khlee@actbest.com

1. 서론

본 연구는 일본 후쿠시마 사고에서 얻은 교훈에서와 같이 대지진 및 쓰나미의 발생과 같은 비상사고시 원자력발전소에서 전원의 상실 또는 설비의 파손 등으로 기존의 방사능 감시설비의 기능이 전부 상실되었을 경우엔 원자력발전소뿐만 아니라 주변지역의 정확한 방사능 준위 확인 및 감시체계가 곤란하며 따라서 방사능 누출에 대한 신속한 대응이 어렵다는 것을 알 수가 있었다. 따라서 비상 사고시 기존의 통신과 전원의 제공이 없어도 독자적으로 운영될 수 있는 이동형 방사능 감시시스템이 필요하며 따라서 본 시스템의 구축을 위한 연구를 수행하여 신속하고도 안전한 방사능 안전관리체계를 도모하였다.

2. 본론

2.1 이동형 방사능 감시시스템의 현황 및 발전 방향

비상사고시의 이동형 방사능 감시시스템(Emergency Mobile Radiation Monitoring System(EMRS))은 원자력발전소에서 비상 사태시에 기존 환경방사능 감시시스템 (Environmental Radiation Monitoring System(ERMS))의 기능을 대체할 수 있는 시스템으로서, 해외의 경우 차량 탑재용으로 개발되어 운영되고 있다 (주 제품 : 미국 Canberra사의 MOVERS(모델명; Mobile Vehicle-based Emergency Radiation Monitoring System)) 해외 차량탑재용 EMRS는 위치추적을 위한 GPS, 네비게이션 및 이를 제어하기 위한 S/W 및 방사능측정기 등으로 구성되는데 장비가 매우 고가이고(3억 수준) 광범위한 현장의 여러 장소에서 방사능 준위를 동시에 측정할 수 없는, 즉 시간과 거리의 제약을 갖는 단점을 갖고 있다. 따라서 차량형 ERMS는 현재 급속도로 발전 중인 IT 기술의 접목이 100% 활용되지 않은 시스템이므로 이를 개선하여 혁신적인 IT 기술의 접목과 가격이 보다 저렴하면서도 휴대형 Surveymeter(방사선측정기)를 이용하여 넓은 지역의

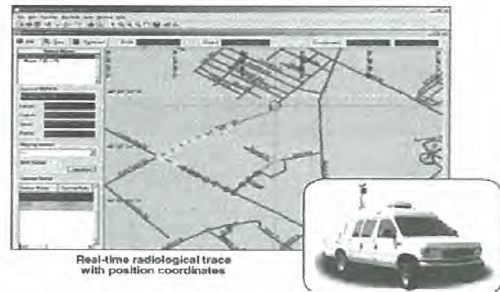


Fig. 1. Systematic Diagram of MOVERS.

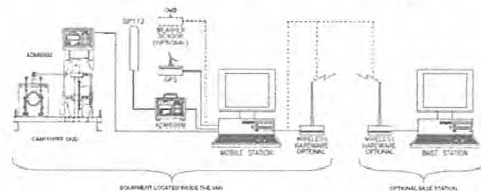


Fig. 2. Main Arrangement of MOVERS.

많은 장소에서, 신속하고도 정확한 방사능 측정과 Real-time 및 On-line 시스템으로 비상사고시 원자력발전소를 통제하는 중앙감시센터(가칭)로 측정 방사능 값과 위치를 실시간으로 전달할 수 있는 장비의 개발이 필요하다. 본 제품은 향후 해외 판매를 위하여 품질의 검증을 위한 국내 KOLAS 기관으로부터의 인증이 필요하리라 보며 따라서 이를 만족하기 위한 개발 제품에 대하여 아래 요건들에 대한 연구도 수행되었다.

-한국산업기술시험원(KTL)

* 적용기준

- o IEEE 323(KEPIC END1100) -노화시험 및 내환경시험
- o IEEE 344(KEPIC END2000) - 내진시험
- o R.G 1.180 또는 EPRI TR-102323 - 전자파시험

-한국표준과학연구원(KRIS)

* 적용기준

- o IEC 61526 (2010) - 방사능측정기 교정

2.2 이동형 방사능 감시시스템의 개발

이동형 방사능 감시시스템은 우선적으로 넓은 사고영역을 동시에 감시할 수 있는 신속성 및 기동성, 저렴

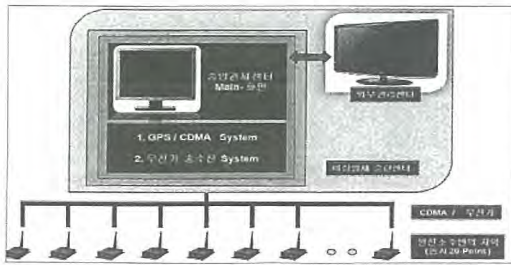


Fig. 3. Main Configuration of EMRS.

Table 1. Communication Method of EMRS

항목	정상 상태	비상 사고
상황	1. 정상 상황 -일반정상상황 -정상운전 (원자력 발전소) 2.기간시설정상상태 -통신망(유,무선) 정상 -전력선 정상 -인터넷망 정상	1. 사고 상황 -지진,해일 발생 -방사능 누출 사고 발생 2.기간시설 정상상태 -통신망(유, 무선) 마비 -전력선 마비 (임시전원 사용) -인터넷망 마비
통신 방식	1.통신 -CDMA 2.위치 추적 -GPS	1.통신-무선통신 : 2.4 GHz 2.위치추적 -GPS
통신 장치	1.CDMA Module : AME-120 (CD MAiX) 2.GPS Module : MAT-1316	1.무전기 Module : 5-30km/20-50km 2.GPS Module : MAT-1316
통신 Port	1.최소 10 Point 2.최대 30 Point	1.최소 10 Point 2.최대 20 Point
지도	Navigation	Navigation

Table 2. Function & Performance Merits comparing to foreign product.

항목	해외 제품	개발 제품
제품 구성	1. 이동차량 2. 방사능감시시스템 3. 통신시스템 4. 중앙감시시스템	1. 방사능감시시스템 2. 통신시스템 3. 중앙감시시스템 4. 전원공급장치 (Battery)
방사능 측정 범위	1. Beta 0.37 to 3.7 x 10 ⁵ Bq/m ³ 2. Gamma 0.01 μSv/h to 10 Sv/h	1. Beta 0.37 to 3.7 x 10 ⁵ Bq/m ³ 이상 2. Gamma o GM tube 0.01 μSv/h to 1mSv/h o Semiconductor 1mSv/h to 1 Sv/h

한 가격의 경제성이라는 두가지 목표를 고려하여야한다. 뿐만아니라 사고현장 및 주변지역의 정확한 위치를 측정하는 기본적인 GPS 방식과 여러 지역의 방사능 값을 실시간으로 동시에 전달할 수 있는 무선 통신의 무전기 기능 및 CDMA 방식이 통합되어 중앙감시센터에 정확한 Data를 보낼 수 있어야한다. 또한 사고의 특성상 적정범위의 고선량 범위도 충분히 측정할 수 있는 방사능측정기도 필요하다.(해외 제품의 경우 극 고선량까지도 측정됨: 10Sv/h) 이를 위하여는 아래의 4가지 기능이 필수적이다.

첫째, GPS를 이용한 정확한 위치 전달

둘째, 무전기 및 CDMA를 이용한 다수 위치의 동시 Data 송수신 (최대 30 지점; 주로 20지점)

셋째, 저선량 및 고선량의 빠른 응답특성과 정밀도를 갖는 Dual sensor를 갖는 Surveymeter의 넓은 방사능 측정값의 범위(0-1 Sv/h; 0-100 Rem/h)

넷째, 가격경쟁력 우위를 갖는 1억미만의 가격대 제품
이들 목표에 따라 연구된 이동형 방사능 감시시스템 주요 구성은 아래 Fig. 3과 같다. 연구된 이동형 방사능 감시시스템의 무전기 및 CDMA를 이용한 다수위치의 동시 무선 Data통신 방식은 원자력발전소의 정상상태에서도 작동이 가능토록 고려되어지며 아래 Table 1에 Data 통신의 주요 내용이 나타나 있다.

3. 결론

본 연구를 통하여 개발되는 장비의 경우, 비상사고시 광범위한 지역에서의 방사능 측정 상황이 중앙감시센터에서 실시간으로 지도위에 정확하게 표시되어 위치, 방사능 측정값 등이 실시간으로 확인되며 따라서 정확한 사고 대처를 할 수 있고 이를 통하여 원자력발전소 종사자 및 주변지역의 주민의 안전을 고려하여 비상사고시에 적절한 방재대책 및 신속한 방사능 감시 시스템을 구축할 수 있다. 본 제품의 경우 해외 제품과 비교하여 Table 2와 같이 개발 목표를 만족하는 주요 성능 등을 가짐으로써 해외 제품보다는 가격적으로는 저렴하나 (1억 미만 금액) 기술적으로는 우월한 장점을 가질 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

- [1] 부품소재 기술개발사업 공동주관후보과제 세부기획서(전기,전자), 2011.
- [2] 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, p378-379, 2012.
- [3] Canberra사 제품 Catalog(MOVERS).

침착 활성탄 실험용 Backup 필터 성능시험결과 고찰

성기방, 권혁철, 김정미

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

kbsung@khnpp.co.kr

1. 서론

방사성요오드를 사용하거나 방사성요오드가 발생가능한 원자력시설에서 환경 방출을 방지하기 위해 필요한 침착활성탄의 흡착성능검사는 관련 기준인 ASTM D 3803[1]에 제시된 방사성 유기요오드 동위원소 이용법에 의하여 실시한다. 현재 국내에서의 침착활성탄 성능시험 장치를 2008년부터 구축하여 한수원중앙연구원에서 국제공인시험기관(KOLAS) 인증을 받아 가동중 원전의 공기정화계통 침착활성탄과 신탄의 성능검사를 수행하고 있다. 흡착성능 실험과정은 성능검사 대상의 시료를 시험 Canister에 충전한 후, 시료의 성능차이에 반대되는 누설되는 방사성요오드의 량을 후비(Backup) Canister에서 포집하여 그 량을 측정함으로써 성능을 평가하게 된다.

본 연구에서는 후비 방사능 포집용 침착활성탄으로 사용된 신탄 침착활성탄이 성능실험 시료가 증가함에 따라 다량 발생되어 재활용성을 모색하고, 침착활성탄 실험환경조건(95% 상대습도, 30℃)에서 신탄활성탄의 성능저하율을 평가하였다.

2. 실험 내용

2.1 침착활성탄의 특징

침착활성탄은 산업용으로 사용되는 야자수열매의 활성탄에 원자력시설에서 발생가능한 메틸요오드를 선택적으로 잘 흡수할 수 있는 TEDA(TriEyleneDiAmine)를 흡착시킨 기능성 강화된 활성탄이다. TEDA와 CH_3I 의 반응은 다음 Fig 1과 같이 표현된다.

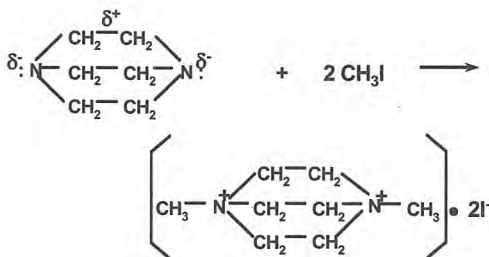


Fig. 1. Reaction Scheme of TEDA and CH_3I .

침착활성탄의 제조공정은 1) 입상활성탄 선별, 2) 건조, 3) 일반 활성탄의 침착수용액 침착, 4) 건조, 5) 선별, 6) 포장 등의 순서이다. 먼저 상용 야자껍질의 일반 활성탄을 8~16 mesh로 선별하고 활성탄에 포함된 수분을 제거하기 위해서 110℃에서 건조한다. 이후 일정량의 침착시약을 증류수에 용해시키고 침착시약의 양은 침착율에 따라 결정될 수 있다. 초기 일반 활성탄의 무게와 건조 후 침착활성탄의 무게비로서 침착율을 계산하기도 하고 비색분석법을 사용하기도 한다.

2.2 1회 실험시 메틸요오드 방사능량

메틸요오드 용액은 0℃이하의 어두운 곳에 보관하여 원소 요오드(I_2)로 분해를 최소로 하며, ASTM D 3803의 7.3항에 따라 1회 검사시 주입되는 ^{131}I 방사능은 테스트 총 전체 스펙트럼을 검출기로 측정하였을 때 $10^3 \sim 5 \times 10^5$ cpm 범위에 있어야 한다.

아래의 표에서 보는 바와 같이, NaI 검출기 효율을 8%로 가정할 경우 1회 주입시 총 방사능은 0.006~3 μCi 범위내이며, 보통 1~2 μCi 로 실험하는 것이 데이터의 신뢰도 측면에서 가장 좋다.

Table 1. Range of Methyl Iodide Usage Activity.

CPM(ASTM 기준)	1.00E+03	5.00E+05
CPS	1.67E+01	8.33E+03
NaI Detector 효율.(%)	8.00	8.00
Dps	2.08E+02	1.04E+05
Ci	5.63063E-09	2.81532E-06
μCi	5.63E-03	2.82E+00

2.3 Backup 활성탄 규격 및 잔류 방사능량

ASTM D 3803의 7.4항(Backup Bed Carbon)에서는 Backup 활성탄의 메틸요오드 최소투과 성능규격을 3% 이하로 규정하고 있다. Backup 총 활성탄 투과율이 3% 정도일 경우, 첫 번째 Backup 층의 효율 계산이 각 테스트별로 필요하다. 즉 두 개 Backup 층내에 사용하는 활성탄의 메틸요오드 흡착효율은 실험전에 알고 있어야 하므로, 첫 번째 Backup 층의 흡착효율을 기준으로 두 번째 Backup 층으로 투과되는 메틸요오드를 전량 흡착할 수 있는지를 계산하여야 한다. Backup 총 활성탄 흡착효

율이 97%라면, 첫 번째 Backup 층은 3% 통과 가능하고 두 번째 Backup 층에 유입되는 양도 3% 이므로 두 번째 Backup 층은 $3\% \times 3\% = 0.09\%$ 통과가능, 즉 99.91%는 Backup 층에 잔류하며, 통과하는 메틸요오드는 0.09%로 약 0.1% 수준이다.

침착활성탄 성능시험시 대상시료의 성능이 우수하면 Backup 층으로 메틸요오드 방사능이 적게 포집되고, 성능이 떨어지면 더 많이 포집된다. 잔류 방사능량을 계산하기 위하여 시간의 경과에 따른 잔류 방사능량을 아래식을 이용하여 이론적으로 계산해 보았다. 시험에 사용된 방사능량 보수적으로 5×10^5 cpm 이고, 사용된 활성탄의 흡착효율은 97%로 하였다.

$$Activity(cpm) = [X.] \exp(-\ln 2 / T_{1/2} * T)$$

Table 2. Decayed Activity of Used Beds.

Bed	효율 (%)	방사능 (cpm)	4개월 후 방사능(cpm)
Test Bed	97%	485,000	15.6
Backup 1 Bed	97%	14,550	0.5
Backup 2 Bed	97%	450	0.0
Total	-	500,000	16.1

2.4 침착활성탄 성능 시험방법

- 1) 테스트실린더를 사용하여 검사대상 시료(TB) 및 Backup 시료(BB)를 각각 100 mL 준비한다.
- 2) TB의 Background를 측정한다. (감마핵종분석기)
- 3) TB, BB 활성탄을 침착활성탄 성능검사장치에 장착한다.
- 4) 침착활성탄 성능검사장치의 안정화 상태를 확인 후, 전처리 운전(Pre-equilibration)을 실시한다. (16 시간, 30℃, 95% 상대습도)
- 5) 평형 운전(Equilibration)을 실시한다. (2 시간, 30℃, 95% 상대습도)
- 6) 흡착 운전(Challenge)을 실시한다. (1시간, 30℃, 95% 상대습도)
- 7) 탈착 운전(Elution)을 실시한다. (1시간, 30℃, 95% 상대습도)
- 8) TB, BB1, BB2 활성탄을 침착활성탄 성능검사장치에서 분리한 후 감마핵종분석기를 사용하여 ^{131}I 을 각각 측정한다.
- 9) ASTM D 3803-91 의 방법을 사용하여 TB의 흡착효율, 통과율, 표준편차를 계산한다.

3. 실험 결과

3.1 재시험 시료 사양 및 시험조건

실험대상 시료는 새수지와 동일하나 한번 침착활

성탄 성능시험시 후단(BB1 및 BB2)에 20시간 사용된 활성탄을 이용하였다.

침착활성탄 성능시험을 위해 20시간 사용하였으며, 본 시험을 위해 다시 18시간 사용하여 총 38시간을 사용한 것이다.

3.2 재사용 활성탄 성능시험결과

한번 Backup에 사용된 침착활성탄 시료의 성능은 99.57%이며, 이는 새 시료의 성능인 99.90%보다 0.33% 성능이 저하되었다.

새 수지의 성능 저하가 시간에 비례한다고 가정할 때 성능저하율은 약 0.0113%/hr으로 감소하였다. 즉, ASTM D 3803 시험환경에서 침착활성탄은 약 88시간을 사용할 경우 1% 정도의 성능저하가 예상된다. 성능저하의 근본이유는 한번 실험할 때마다 95%의 습도에서 32 lpm의 공기로 20시간동안 계속 흘려주기 때문에 습기와 공기가 침착활성탄에 침착된 TEDA를 계속 밀어내기 때문으로 보인다.

Table 3. Result of Used Beds Efficiency.

Bed	방사능계수 (count)	측정 시간(sec)	방사능 (cpm)
Test Bed	22,030	300	4,408
Backup 1 Bed	1,130	3,600	19.0
Backup 2 Bed	0	3,600	0
효율(%)	99.570±0.013		

4. 결론

재사용 활성탄의 성능시험 결과, 즉 CH_3I 제거능은 새활성탄 수준인 99.57 %를 보였다.

99.57%의 제거 성능은 여전히 Backup 침착활성탄의 성능을 만족하고 있고, ASTM D 3803의 성능기준인 97%를 충분히 만족하고 있어서 재사용도 가능하다.

현재 국내에서는 매년 400 여건의 침착활성탄 성능시험이 이루어지고 있다. 이로 인하여 총 800 개 정도의 사용후 침착활성탄이 발생(약 1,000리터)하며, 이 시료를 3개월 이상동안 방사능 붕괴할 수 있도록 충분한 기간동안 보관하고 있다. 따라서 본 실험결과를 근거로 침착활성탄의 Backup 필터는 일부 재활용하고 있다.

5. 참고문헌

- [1] ASTM D-3803-91(2009) Standard Test Method for Nuclear-Grade Activated Carbon.

CZT 검출기를 이용한 사용후핵연료 집합체 연소도 측정

서희, 오종명, 신희성, 박준식, 박세환, 김호동, 권인찬, 김도식
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 989번길 111
hseo@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 적절한 관리 및 처리, 처분을 위해서는 사용후핵연료 내에 존재하는 핵종들의 양을 정확히 결정하는 것이 필수적이다. 이를 위해서는 기본적으로 사용후핵연료의 특성을 정확히 평가하는 것이 필요하며, 특히 집합체 연소도를 높은 정확도로 결정하는 것은 매우 중요하다. 사용후핵연료의 질량비 구성은 약 93%의 우라늄을 비롯하여 1.4%의 초우라늄원소(Pu, Am, Cm 등) 및 5.7% 정도의 핵분열생성물(I, Cs, Sr 등)이 있다(상기 비율은 초기 농축도, 연소도, 냉각기간에 따라 변함). 연소도 결정을 위해서는 사용후핵연료 내에 존재하는 Cs의 방사능 비를 측정하는 방법이 제안된 바 있다[1]. 이에 본 연구에서는 상온 반도체 검출기인 CZT 검출기를 이용하여 사용후핵연료에서 발생하는 감마선의 에너지 스펙트럼을 측정하고 이를 기반으로 연소도를 결정하였다.

2. 본론

2.1 CZT 검출기 성능평가

본 연구에서는 감마선 에너지 스펙트럼을 획득하기 위해 co-planar grid (CPG) 타입의 CZT 검출기(eV-CPG™, Endicott Interconnect Technologies, Inc., USA)를 사용하였으며, 검출영역은 $10 \times 10 \times 10 \text{ mm}^3$ 의 체적을 가지고 있다. CZT 검출기는 상온 반도체 검출기로서 에너지 분해능이 우수하며, 별도의 냉각장치가 필요하지 않다는 장점이 있어서 간소한 시스템을 구성하기에 유리하다.

CZT 검출기의 성능평가를 위해 교정선원을 사용하여 에너지 교정을 수행하였으며, 선원 에너지에 따른 에너지 분해능을 평가하였다. 그림 1에서는 Co-60, Cs-137, Na-22 교정선원($\sim 1 \mu\text{Ci}$)을 사용하여 획득한 에너지 스펙트럼을 보여주고 있다. 각각의 피크에 대한 가우시안 피팅을 통해 획득한 에너지 분해능은 1.11%(@ 1332 keV)에서 1.98%(@ 511 keV) FWHM의 결과를 보였다.

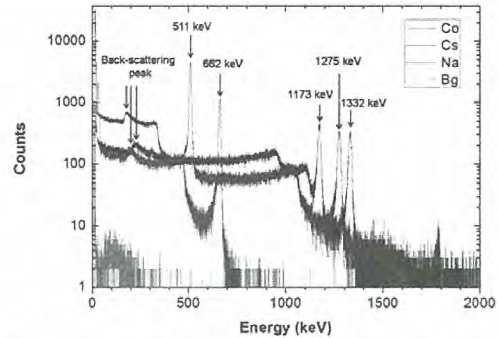


Fig. 1. Energy spectrum for calibration gamma sources of Co-60, Cs-137, and Na-22 as well as background(Bg) spectrum.

2.2 사용후핵연료 집합체 감마선 측정

본 연구에서는 한국원자력연구원 조사후시험시설의 저장조에 있는 K23 사용후핵연료 집합체에 대해서 연소도를 결정하였다. K23 집합체는 웨스팅하우스 17×17 타입의 집합체로서 울진 2호기에서 3주기 동안 연소되었으며, 연소기간은 1313일이다. 냉각기간은 4012일이며, UO_2 핵연료 초기 농축도는 4.2wt%이다. 그림 2에서는 K23 집합체에 대한 연소도 측정 실험 장면을 보여주고 있다. 측정높이는 집합체의 하단으로부터 2580 mm 지점이며, 측정거리는 집합체의 앞 표면으로부터 측정장치까지 600 mm 거리를 두었다.



Fig. 2. Experimental setup.

그림 3은 K23 집합체에 대하여 획득한 감마선 에너지 스펙트럼을 보여주고 있다. 측정시간은 600 초(live)로 하였다. 감마선 측정 실험을 통해 연소도 측정의 주요 핵종인 ^{137}Cs (662 keV), ^{134}Cs (796 keV), ^{154}Eu (1274 keV)의 감마선 피크를 선명하게 확인할 수 있었다. 단, ^{134}Cs 에서는 802 keV 감마선이 함께 방출되지만, CZT 검출기의 에너지 분해능에 가려 796 keV 피크와 구분할 수 없었다. 이에 이후의 모든 분석과정에서 ^{134}Cs 의 감마선 방출율(yield, Y)을 가중치로 적용함으로써 796 keV 감마선(Y=85.46%)과 802 keV 감마선(Y=8.69%)의 영향을 함께 고려하여 주었다.

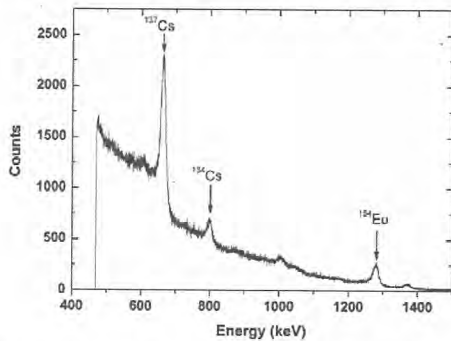


Fig. 3. Measured energy spectrum for K23 spent fuel assembly.

2.3 사용후핵연료 집합체 연소도 결정

연소도를 결정하기 위해서 Cs 방사능 비를 측정 한 후 연소도 계산 코드(ORIGEN-ARP 5.1[2])를 사용하여 연소도에 따른 방사능 비를 구하였다. 또한, 집합체의 외부에서 감마선을 측정하였으므로 선원 에너지에 따른 측정효율을 보정하여 주었다. 이를 위해 (1) 선원의 자기 차폐 효과, (2) 물 거리에 따른 감쇠율, (3) 차폐체의 투과율, (4) 검출기의 고유효율을 각 선원 에너지에 대하여 Geant4 몬테칼로 전산모사[3]를 통해 계산하였다.

지금까지 계산된 모든 인자를 종합적으로 고려하여 획득한 Cs 방사능 비는 0.0848이었다. 이를 ORIGEN-ARP 코드를 통해 획득한 연소도에 따른 방사능 비의 상관관계 식에 대입하여 연소도를 결정하여 79,402 MWD/MTU를 얻을 수 있었다. 이는 화학분석에 기반하여 결정된 측정 높이에서의 집합체 평균 연소도(63,266 MWD/MTU)와 비교할 때 25.5%의 오차가 있는 것으로 확인되었다.

그러나 연소도 코드에서 사용하는 반응단면적 데이터 라이브러리에 오차가 있으므로 이를 추가적으로 보정해 주어야 한다. 즉, 연소도 코드를 통해 계산된 핵종의 양은 실제 측정된 핵종의 양과 상당한 차이가 있다[4]. 이에 평균 코드 편차 값을 적용하여 최종적으로 연소도(69,622 MWD/MTU)를 획득하였고, 이는 화학분석에 의한 연소도 값에서 10.0%의 오차가 있었다.

3. 결론

본 연구에서는 상온 반도체 검출기인 CZT를 사용하여 사용후핵연료 집합체의 외부에서 감마선을 측정함으로써 연소도를 결정하였다. 정확한 연소도 결정을 위해 Geant4 몬테칼로 전산모사 및 연소도 코드 편차를 고려하여 보정하여 주었다. 이를 통해 연소도를 측정 오차 범위 내에서 결정할 수 있음을 실험적으로 확인하였다. 본 연구를 통해 확인한 바와 같이 핵종 양 계산에 있어서 연소도 코드에 오차가 상당하므로 이에 대한 심도있는 연구가 필요할 것으로 판단되며, 이와 함께 측정장치의 최적화 연구가 필요하다고 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

- [1] R. Berndt, P. Mortreau, "Spent-fuel characterization with small CZT detectors," Nucl. Instrum. Methods A 564, pp.290-264, 2006.
- [2] I. C. Gauld *et al.*, "ORIGEN-ARP: Automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis," ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R7, Vol. 1, 2004.
- [3] S. Agostinelli *et al.*, "GEANT4-a simulation toolkit," Nucl. Instrum. Methods A 506, pp.250-303, 2003.
- [4] I. C. Gauld *et al.*, "Uncertainties in predicted isotopic compositions for high burnup PWR spent nuclear fuel," ORNL/TM-2010/41, 2011.

사용후핵연료 건식 저장 용기의 허용 방출을 결정

이우교, 차길용, 노경용, 백창열*, 김태만*, 김순영

(주)래드코어, 대전시 유성구 테크노중앙로 65 남정빌딩 2차 503호

*한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sykim@radcore.co.kr

1. 서론

국내 원전에서 배출된 사용후핵연료의 양이 증가하여 습식 저장고가 점차 포화되고 있으며, 사용후핵연료에 대한 국가 정책이 결정되지 않았기 때문에 처분 혹은 재사용하기 전까지는 중간저장 시설에 저장하여야 한다. 이에 따라 운반, 저장용기 및 중간저장시설에 대한 다양한 연구가 진행되고 있다. 중간저장시설의 방사선 영향 평가를 위한 저장용기의 최대 허용 방출을 결정이 필요하다.

본 연구에서는 개념 설계된 21다발 용기의 최대 허용 방출을 계산하기 위하여 ORIGEN-ARP[1]를 사용하여 선원항을 계산하였고, 계산된 모든 방사성 핵종에 대하여 A_2 값을 고려하여 21 다발 용기의 A_2 값과 최대 허용 방출을 각각 계산하였다.

2. 본론

2.1 이론

혼합 방사성핵종에서 각 방사성핵종의 원소 및 방사능을 알고 있는 경우에는 식 1)을 사용하여 A_1 또는 A_2 값을 계산한다.

$$A_1 \text{ 또는 } A_2 = \frac{1}{\sum_i \frac{f(i)}{X(i)}} \dots\dots\dots (1)$$

여기서 $f(i)$ 는 혼합 방사성물질 중 핵종 i 의 방사능 또는 방사능 농도의 비율이며, $X(i)$ 는 IAEA TS-R-1[2]에 제시된 핵종 i 의 A_1 값 또는 A_2 값을 나타낸다. 정상 시 허용방출률(Allowable Release Rate, R_N)은 10CFR71에서 규정하고 있으며, 식 2)로 나타낼 수 있다.

$$R_N = L_N C_N \leq A_2 \times 2.78 \times 10^{-10} / s \dots\dots\dots (2)$$

여기서, L_N 은 정상 시 최대 허용누출률[cm³/s]이고, C_N 은 누출되는 가스의 방사능 밀도[Ci/cm³]를 나타낸다.

기체, 휘발성, 분말 핵종 및 크러드(crud)에 대한 C_N 을 구하는 식은 식 3), 식 4), 식 5) 및 식 6)에 나타내었다.

$$C_{gas} = (A_G \cdot f_B \cdot f_G) / V_C \dots\dots\dots (3)$$

$$C_{vol} = (A_V \cdot f_B \cdot f_V) / V_C \dots\dots\dots (4)$$

$$C_{fines} = (f_F \cdot f_B \cdot A_R \cdot W_R) / V_C \dots\dots\dots (5)$$

$$C_{crud} = (f_C \cdot S_C \cdot S_{AR} \cdot N_R \cdot N_A) / V_C \dots\dots\dots (6)$$

여기서 A_G 는 용기 내 기체 핵종의 총 방사능, f_B 는 용기 내 집합체의 파쇄 분율, f_G 는 파쇄된 집합체를 탈출하는 기체 핵종 분율, V_C 는 용기 내 자유 공간, A_V 는 용기 내 휘발성 핵종의 총 방사능, f_V 는 파쇄된 피복관에서 방출되는 휘발성 핵종 분율, f_F 는 파쇄된 피복관으로부터 방출되는 분말 핵종 분율, f_B 는 피복관 파쇄 분율, A_R 은 파쇄된 피복관으로부터 방출하는 분말 핵종의 비 방사능, W_R 는 캐스크 내 핵연료 총 질량, f_C 는 크러드 파쇄 분율, S_C 는 크러드 표면 방사능, S_{AR} 은 연료봉(rod) 표면적, N_R 은 집합체의 연료봉 수, N_A 는 집합체 수를 나타낸다.

2.2 선원항 계산

본 연구에 사용된 사용후핵연료는 현재까지 가장 많이 배출된 WH17x17 집합체를 선정하였고, 초기 농축도 4.5 wt%, 연소도는 45000 MWd/MTU, 냉각기간은 10년인 사용후핵연료를 계산에 사용하였다.

2.3 A_2 값 및 R_N 계산

ORIGEN-ARP를 사용하여 계산된 핵종을 기체, 휘발성 및 분말형태로 분류한 후 식 1)를 이용하여 A_2 값을 계산하였다. 표 1은 대상 핵연료

에 대하여 계산된 기체, 휘발성 및 분말 핵종에 대한 A_2 값이다.

Table 1. Calculated A_2 Values of the Gas, Volatiles, and Fine Nuclides for the Spent Fuel.

Spent fuel	A_2 (Ci)		
	Gas	Volatiles	Fines
4.5 wt%, 45000 MWd/MTU, 10년 냉각	2.83E+2	1.61E+1	7.77E-1

표 1에서 보는바와 같이 핵종에 대한 A_2 값은 기체에 대한 A_2 값이 가장 크게 나타났고, 분말 핵종에 대한 A_2 값이 상대적으로 작게 나타났다.

초기 농축도가 4.5 wt%, 연소도는 45000 MWd/MTU이고 냉각기간이 10년인 사용후핵연료 21 다발이 용기에 담겨있을 때, 그 용기에 대한 A_2 값을 계산하기 위하여 식 3), 식 4), 식 5) 및 식 6)을 이용하였다. 정상 및 가상사고 시 방사능 밀도를 계산할 때 설정되는 여러 인자 값은 NUREG/CR-6487[3]에 수록된 PWR 자료를 참고하였고, 연료봉에 관련된 여러 인자 값은 KOFA(Korean Optimized Fuel Assembly) 제원을 사용하였다. 표 2는 A_2 및 R_N 값을 구하기 위하여 방사능 밀도를 계산하는데 사용한 인자 값을 나타낸 것이다. 표 1의 A_2 값과 계산된 방사능 밀도를 바탕으로 사용후핵연료 21다발 용기에 대한 A_2 및 최대 허용 방출을 R_N 값을 결정하였다.

Table 2. Used Factor to Calculate the Density of the Activities for the Normal Condition and the Hypothetical Accident Condition.

Factor	Normal	Accident	Factor	Normal	Accident
f_v	0.0002	0.0002	f_g	0.3	0.3
f_F	0.6	0.6	S_C	1.4E-4	1.4E-4
f_B	0.03	1	A_R	0.6	0.6
f_C	0.15	1			

표 3은 정상 및 가상사고 시, 초기 농축도 4.5 wt%, 연소도 45000 MWd/MTU 및 냉각기간 10년인 사용후핵연료 21 다발을 적재한 용기에 대한 A_2 및 R_N 값을 나타낸 것이다. 표 3에서 보는

바와 같이 가상사고 시의 R_N 값은 정상 시 보다 18배 증가하였다.

Table 3. Comparison of the Calculated R_N values for the Normal Condition and the Hypothetical Accident Condition.

	45000 MWd/MTU	
	Normal	Accident
A_2 (Ci)	6.75E+00	1.25E+02
R_N (Ci/s)	1.88E-09	3.48E-08

3. 결론

본 연구에서는 초기 농축도가 4.5 wt%, 연소도가 45000 MWd/MTU, 냉각기간 10년인 사용후핵연료의 선원향을 ORIGEN-ARP로 계산하고, 이 선원향을 바탕으로 21 다발 용기에 대한 A_2 값과 최대 허용 방출을 결정하였다. 사용후핵연료 21다발 용기에 대한 최대 허용 방출을 R_N 값은 정상 및 가상사고 시 각각 1.88E-9 Ci/s 및 3.48E-8 Ci/s로 계산되었다. 사용후핵연료 21다발 용기에 대한 R_N 값은 저장 시설 관리 구역 경계를 설정하는 기초자료가 될 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기 기획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Oak Ridge National Laboratory, ORIGEN-ARP: Automatic Rapidly Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis, ver. 6, 2005.
- [2] Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Requirements TS-R-1, 2009 Edition.
- [3] B. L. Anderson, R. W. Carlson, L. E. Fischer, Containment Analysis for Type B Packages Used to Transport Various Contents, NUREG/CR-6487, 1996.

제5분과

방사선 안전, 환경 및 기타 (Poster)

10/10/10 10/10/10 10/10/10 10/10/10 10/10/10

가동원전 출력최적화에 따른 방사선안전관리 측면에서의 주요 고려사항에 대한 고찰

김희경, 김민수

(주)엑트알앤티, 대전시 유성구 테크노1로 11-3

kimhphp@nate.com

1. 서론

가동원전 출력최적화(Power Update)는 한수원에 의해 2002년부터 계획되어 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기를 시작으로 착실히 진행되었다. 출력최적화의 경우 각 관련 분야의 기술개발이 우선적으로 필요하며, 따라서 NSSS(Nuclear Steam Supply System), 핵연료, 노심, BOP(Balance of Plant) 분야에 대하여 각각 많은 기술이 개발되었다. 국내의 경우 4.5% 출력 증가를 목표로 한 SPU(Stretch Power Update) 기법이 도입되었고 (주)한수원의 KEPCO-ENC, KNF 및 한국원자력연구원도 출력최적화를 위한 해당분야에 참여하였었다. 외국의 경우 W/H 및 Bechtel도 각각 NSSS 분야 및 BOP 분야에 대하여 참여하였으며 Siemens도 T/G 분야에 있어 출력최적화 사업에 참여하였다. 본 논문은 가동원전 출력최적화에 따른 현재 방사선안전관리측면에서 어떠한 분야가 개선되어야하며 더 나은 방사선안전관리 활동을 위해 무엇이 심도 있게 고려되어야하는지에 대하여 검토하였다.

2. 본론

2.1 가동원전 출력최적화 사업 개요

가동원전 출력최적화는 3단계로 나뉘어 진행되었는데 1차 단계는 2002년 9월부터 2003년 11월까지 진행되었다. 이때 출력최적화에 대한 목표출력, 출력최적화 타당성 조사 및 출력최적화 설계결정 및 운전변수 등이 충분히 검토되어 결정되었다. 출력최적화 타당성조사결과 2775MWt 출력을 4.5% 증가시킨 2900MWt 출력을 결정하였다(Table 1. 참조). 2차 단계는 2003년 12월부터 2005년 4월까지 진행되었고 NSSS, BOP 노심설계, T/G에 대하여 상세 안전성 평가가 이루어졌다. 본 평가를 통하여 안전여유도가 결정되었고 NSSS 분야에서는 장비의 개선이 불필요하다는 결론을 도출하였다. 그러나 BOP 분야는 노후 장비의 경우 저성능에 따라 장비교체가 필요하며,

Table 1. Comparisons of major design parameters as following Power Update.

항 목	출력증가 전	출력증가 후	변화사항	비고
출력, MWt	2775	2900	4.5%증가	고리(K3&4, Y:1&2)

MWe	K: 999.097 Y: 996.532	K: 1033.172 Y: 1046.172	K: 3.41% 증가 Y: 4.98% 증가	
주증기 압력, psia	K: 964 Y: 964	K: 922 Y: 938	K: 42psia 감소 Y: 23psia 감소	
주증기 온도, °F	K: 540 Y: 540	K: 534.9 Y: 536.9	K: 5.1°F 감소 Y: 3.1°F 감소	
유량율, lb/hr	K: 12.29×10 ⁶ Y: 12.29×10 ⁶	K: 12.94×10 ⁶ Y: 12.95×10 ⁶	K: 5.29% 증가 Y: 5.39% 증가	
주급수공급/복수온도, °F	K: 440 Y: 440	K: 446 Y: 446	K: 6°F 증가 Y: 6°F 증가	
복수유량, lb/hr	K: 8.29×10 ⁶ Y: 8.19×10 ⁶	K: 8.73×10 ⁶ Y: 8.53×10 ⁶	K: 5.39% 증가 Y: 5.1% 증가	
HDT 유량, lb/hr	K: 4.41×10 ⁶ Y: 4.17×10 ⁶	K: 4.61×10 ⁶ Y: 4.42×10 ⁶	K: 4.59% 증가 Y: 5.79% 증가	

또한 T/G도 고압터빈에 있어 구조적 개선이 필요하여 교체토록 결정되었다. 3차 단계는 2005년 5월부터 2007년 6월까지 진행되어 출력최적화를 위한 정부 승인을 얻기 위한 노력이 이루어졌고, 2006년 12월에 고리 3,4호기에 대하여 2007년 8월에 영광 1,2호기에 대한 출력최적화의 최종 정부 승인을 얻게 되었다.

2.2 가동원전 출력최적화 후속 업무 개요

고리 4호기는 2008년 12월부터 장비 개선이 이루어졌고 따라서 2009년 2월 13일에 출력증가가 가능하게 되었다. 고리 3호기도 2009년 10월 정기 보수기간에 장비 개선 사업을 수행하여 2009년 12월 6일부터 출력 증가가 가능하게 되었다. 고리 3,4호기의 경우 최초보다 34MWe 출력 증가를 이루게 되었다. 영광 1,2호기의 경우 정기 보수기간 동안 장비개선을 통해 2010년부터 출력최적화를 이룰 수 있게 되었다.

2.3 출력최적화 방법

출력최적화의 기본요소는 첫째 초기 설계여유도의 활용, 둘째 열설계 과정과 개선된 평가기법의 활용 및 마지막으로 주요장비의 개선이다. 따라서 출력최적화를 위한 주된 기술은 1차계통 및 2차계통에 따라 다르며 1차계통의 경우, 원자로냉각재 온도증가(ΔT) 즉, 평균온도(T_{avg}) 제어프로그램 변경이며, 2차계통의 경우, 주증기유량을 증가 터빈제어밸브 개폐제어 및 프로그램 변경이다. 이와는 별개로, 출력최적화를 위한 기본적인 가정에 있어서는 다음 사항들이 고려되었다.

- 1) 4.5% 출력증가(2775 → 2900 MWt)
- 2) 열설계유량 1.5% 감소(95,600 → 94,200 gpm)
- 3) 주증기 평균온도는 530°F에서 537°F까지에서도 운전 가능
- 4) 증기발생기(SG)의 플러깅율(Plugging Rate)은

각 평균온도 시에 0%, 5% 및 7%를 기준
다음(Table 2)은 출력최적화를 위한 NSSS계통의
분야별 평가항목을 보여준다.

Table 2. Assessment items of NSSS for Power Update.

성능평가 분야	주요 장비의 건전성평가 분야	안전해석 분야
- PCWG ¹⁾ 변수 - NSSS 설계 * 과도상태 - 원자로 - 가압기 - 원자로용기 내부구조물 - RCP / SG - CVCS/ RHRS/SIS - NSSS/ BOP Interface - 보조계통설계과도 상태 영향	- RCS - 원자로 - 원자로용기 내부구조물 - 증기발생기 - 가압기 - RCP - CRDM - RCS 배관및자재 - ECCS/ RHRS/ CVCS	- 자연순환 냉각계통 - 설계기준 초과 사고해석 - FW 상실 - Mid Loop 운전에서 있어 RHR 상실 - ATWS ²⁾ 사고해석

- 1) PCWG: Performance Capability Working Group
2) ATWS: Acticipated Transient Without Scram
BOP 분야에 대한 평가항목은 방사선관리 측면에서
NSSS계통이 중요하므로 본 논문에서는 생략하였다.

2.4 방사선안전관리 측면에서의 주요 고려사항

각 분야에 있어 출력최적화의 결과와 이에 따른 방
사선안전관리 측면에서의 주요 고려사항은 table 3과 같
다. 방사선안전관리 측면에서는 출력최적화의 경
우, 계통 및 장비의 개선에 따른 작업지역 및 환
경의 방사선준위 변화, 작업시간의 단축, 계통 및 장비
개선에 따른 작업인원의 감소 등을 고려할 수 있다.

Table 3. Consideration in the radiation safety management as following Power Update.

주요장비 개선	조치 전 사항	개선사유 및 조치내용	방사선안전 관리 측면
1차냉각 열교환기	한 개/계통	플러깅을 증가(K4 3.6% Y1 6.0%로 교체)	막힘 현상대처에 따른 선량 감소
주증기 DVMP 밸브 용량	주증기 용량의 70%	주증기용량 증가에 따른 용량 감소 조치 (64%로 개선)	부하 감소 운전으로 선량 감소
주급수 공급펌프	3set 중 2set 가동	3set 중 1set 고장 시 90% 출력감소 운전 으로 100% 운전 조치	운전조건 변화에 따른선량 증가 (환경에 큰 영 향은 없음)
급수공급 하터 DRAW 펌프 (영광 1,2 호기의 경우)	1st 고장 시 65% 유량 공급	50% 유량으로 운전 되 어 복수기로 공급됨 에 따라 운전조건을 변경(65% 유량 유지)	운전조건 변화에 따른선량 증가 (환경에 큰 영 향은 없음)
가압기 및 주증기 안전밸브	Stellite Sheet 형태전100P 에Drain Line 미설치	Setpoint 재조정에 따 른 개선으로ValveSheet 를Flexible Disc 형태로 개선 및Drain Line 설치	전단 Line 신규 신설에 따른 피 폭(환경에 미미 한 영향 기여)
증성자조사 측정장비	증성자 조사량 측정	증성자 조사량 증가에 따른 조사선량 평가	증성자 조사량 증가에 따른 피폭
제입력 터빈 건전성 평가	PT Test	각 Blade 별 매 정기 점검 시 PT Test 추가	건전성 확인 강화로 방사선안 전관리 향상
가압기 입력량	입력량을 제어	안전을 고려하여 안	안 전 등급으로

출발본 개선	카드 위치를 비안전등급 캐비닛 위치 전 송 신 호 카드바인 등급 사용	전등급 캐비닛으로 이동설치 및 신호 전송케이블을 비안 전등급에서 안전등 급으로 변경	상향하여 방 사선안전관리 향상
--------	---	--	------------------------

3. 결론

국내 가동원전의 출력최적화는 2002년부터 4.5
% 출력증가를 결정하여 영광 1,2 고리 3,4호기에 대
해 성공리에 수행되었고 이에 따른 정비기술에 대
한 획기적인 향상도 이루어 내었다. 향후 올린 1,2호기
도 출력최적화가 조만간 이루어질 예정이다. 이와
는 별개로 고리 3,4호기의 경우 원자로 열출력불확실도
를 감소시켜 약 1.5 % 출력증가를 고려하는 MUR
방식의 출력최적화를 분석중이고 2012년 9월 고리
3호기 및 2013년 2월 고리 4호기에 각각 적용코자
계획 중이다. 출력최적화의 경우 4.5 % 출력증가가
발생되어 많은 경제적 이익을 창출할 수 있지만
출력증가에 따른 방사선량 증가가 예측되어 방사
선안전관리측면의 효율적 관리가 필요하나 증성자
조사선량의 재평가에 따른 방사선안전관리 조치,
장비개선에 따른 방사선 및 방사성물질의 유출 감소,
운전조건 변화에 따른 미미한 선량증가 등을 고려 시
출력최적화에 있어 가동원전의 경우 현재 완벽한
방사선관리 측면에서는 큰 방사선관리 기법의 변화는
예상되지 않으며, 출력최적화 전·후에 있어 고리
3,4호기의 선량변화 추이는 표5와 같다. 따라서 피폭량
의 증가나 오염확대의 경우가 없었다고 판단 된다.

Table 4. Trend of Kori unit 3, 4 radiation by year.

항 목	2006	2007	2008	2009	2010	2011
1인 피폭선량 (mSv/인)	1.22	0.59	0.65	1.00	0.52 (52%)	0.78 (78%)
집단 피폭선량 (man-mSv)	2,340	913	1,206	1,975	821 (42%)	1,787 (90%)

비고 1) 2009년 2월 출력 최적화 시행에 따라 2009년도
피폭 선량은 상대적으로 높음

2) ()안의 숫자는 2009년도 대비 피폭선량 변화율을 나타냄

4. 참고문헌

- [1] 제11회 원자력안전정보기술회의, 고리3,4호기 및 영광
1,2호기 출력증강 현황 및 설비개선 계획, 2006.
- [2] 제14회 원자력안전정보기술회의, 고리4호기 출력증강
적용현황, 2009.
- [3] 제15회 원자력안전정보기술회의, 고리3,4 및
영광1,2호기 출력증강 기술개발 성과 및 향후계획, 2010.

ITER 원격조작 시스템 소개

홍권표, 안상복, 주용선, 이현곤*, 정기정*,

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*국가핵융합연구소 ITER 한국사업단, 대전시 유성구 과학로 113

kp8452@gmail.com

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER) 핵심설비인 진공용기(vacuum vessel)는 유지관리를 위해 지속적으로 부품의 수리, 교체가 이루어지는데 이들 부품은 중성자에 의해 방사화되었거나 삼중수소에 오염되었으므로 원격조작의 방법으로 해체, 이송, 핫셀에서의 수리 및 교체, 진공용기에 재설치의 과정을 거친다. 그림 1은 ITER 진공용기의 부품들의 수리 개념을 보여준다. ITER의 원격조작 시스템은 8개 분야로 나누어지는데, 현재 개념설계가 완료된 주요항목 들을 소개한다.

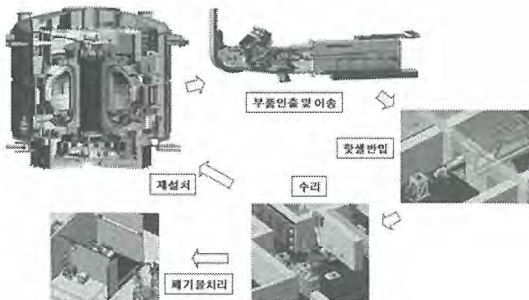


Fig. 1. Maintenance concept of vacuum vessel component in ITER.

2. 본론

2.1 블랑킷 원격조작 시스템

블랑킷은 진공용기 내벽에 타일식으로 부착되는데, 모두 440개가 부착되며 각각은 0.9톤 정도이다. 블랑킷(blanket) 원격조작 시스템은 2011년 말에 개념설계가 종료되었으며, 블랑킷 모듈 및 일차벽(first wall)을 진공용기로부터 제거하고 교체설치하는 기능을 갖는다. 이를 위해 2년간의 운전정지 기간 동안 전량을 교체할 수 있도록 설계되었다.

블랑킷을 제거하기 위해서는 그림 2의 개념도에서 보듯 중단포트(equatorial port)를 통해 삽입된 관절레일(articulated rail)이 진공용기 내부공간에

설치되고, 여기에 대차원격조종기(vehicle manipulator)가 부착되어 이를 이용하여 블랑킷 모듈을 탈부착한다. 탈착된 블랑킷은 이송용기에 실려 핫셀시설로 반입된다.

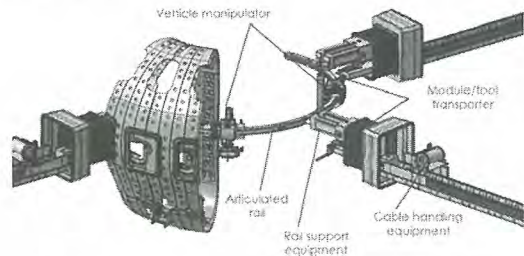
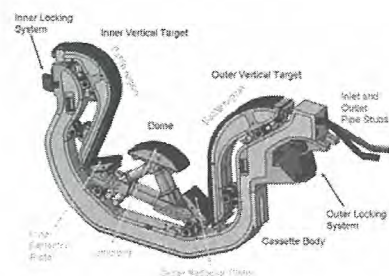


Fig. 2. Blanket RH equipment in vacuum vessel.

2.2 디버터 원격조작 시스템

디버터(divertor)는 진공용기 하부에 위치하며 카세트 형태로 54개가 원주레일(toroidal rail) 위에 설치되는데 각각의 무게는 약 9톤이다. 약 5년의 수명을 갖는 디버터는 20년간의 ITER 수명기간 동안 3회 교체예정이다.

디버터를 교체할 때는 그림 3과 같이 진공용기의 하단포트를 통해 디버터 취급장치(cassette multifunctional mover)가 진입한 다음 긴팔 로봇을 이용하여 해체한다. 원주레일을 이용하여 인접한 디버터도 해체가 가능하며 3개의 하단포트를 통하여 모든 디버터를 해체한다. 해체된 디버터는 이송용기에 장입하여 핫셀로 운반된다.



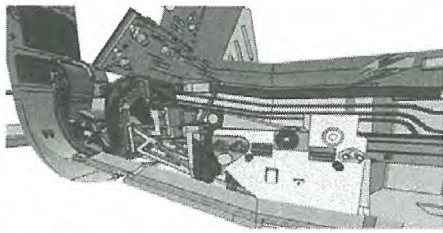


Fig. 3. Shape of divertor(up) and CMM access(low).

2.3 이송용기 및 플러그 취급시스템

이송용기(transfer cask system)는 진공용기 부품을 핫셀시설로 운반하기 위한 운반용기로서 그 외형 및 내부구조는 그림 4와 같다.

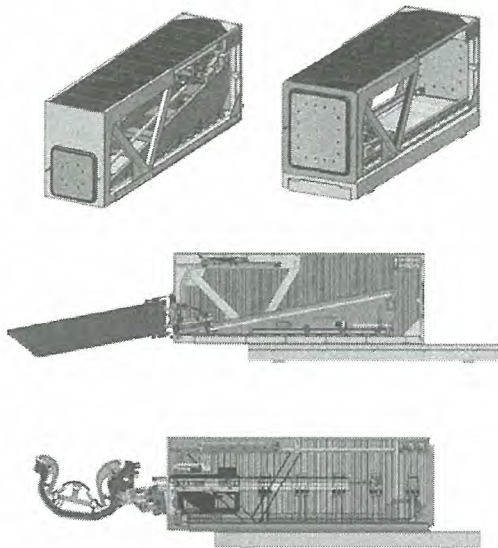


Fig. 4. Various casks and their structures.

이들 이송용기는 운반효율을 극대화하기 위해 방사선 차폐기능이 없으며(운반시에는 경로구역이 적색구역이 됨) 삼중수소 등 방사성물질의 가둠 기능만 있다. 또한 운반물을 자체적으로 취급할 수 있도록 내부에 원격조작장치를 갖추고 있다. 운반물의 형태에 따라 각각 전용이송용기가 있는데 ITER에는 모두 7개 종류, 21개의 이송용기가 있다. 크기는 8.5 m(길이)이고 자체 무게는 약 50 톤이다.

이송용기는 공기부양방식으로 운반되는데 이를 위해서 바닥부분에는 공기이송장치(air transfer system)가 부착되어 있다.

2.4 진공용기 내부카메라 시스템

플라즈마 운전에 의한 진공용기 내벽의 손상여부를 확인하기 위한 관찰장치로 내부관찰 뿐 아니라 진공용기 내 각 부품의 제원을 측정하는데 쓰인다.

10 MGy의 방사선 환경에서 2,000시간 사용이 가능하며, 5 m 거리에서 제원측정시 0.5 mm의 정밀도를 갖도록 설계되었다.

그림 5와 같이 진공용기의 IVVS 포트를 통해 내부로 진입되는데 진공용기 둘레로 모두 6개의 포트가 준비되어 있다.

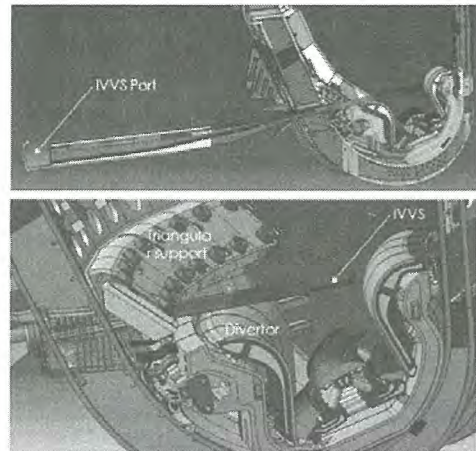


Fig. 5. In-vessel viewing system(IVVS).

3. 결론

ITER 진공용기 구조부품들의 유지관리를 위한 원격조작장치들을 조사하여 각각의 기능 및 작동에 관하여 분석하였다. ITER의 원격조작 장치들은 우리나라가 조달하지 않는 품목들이므로 장차 우리나라의 핵융합기술 확보를 위해서는 반드시 갖추어야 할 기술들이다. 본 연구결과는 향후의 핵융합 원격조작기술 확보연구에 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

이 연구는 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] ITER Remote Maintenance Management System (ITER_D_2FMAJY V 1.6), Feb. 2009.

EU-APR1400 원자로건물여과배기계통(CFVS) 성능검증을 위한 모델링

황도현

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성구 유성대로 1312번길 70

whitepeach@khnp.co.kr

1. 서론

유럽 사용자 요건 (EUR: European Utility Requirements)에 따르면 중대사고 및 특정 설계기 준초과사고(DEC: Design Extension Conditions)의 경우에 대비하여 원자로건물여과배기계통(CFVS: Containment Filtered Venting System) 설계를 하나의 대안으로 인정하고 있다.

세계적으로 상용화되어 있는 CFVS 타입의 적용성을 검토한 결과 EU-APR1400의 CFVS로 벤츄리 세정기(Venturi Scrubber)형이 예비 선정되었다.

이 논문에서는 CFVS 모델링을 통해 설계에 필요한 벤츄리 튜브 개수 및 벤츄리 세정기 저장조 수위를 예측하고자 한다.

2. 본론

2.1 계통 및 기기 용량 산정

EU-APR1400 여과배기계통 용량 산정을 위해 중대사고 해석코드인 MAAP 코드를 이용한 원자로 건물 감압 분석에 의하여 여과배기계통의 방출유량 및 방출면적이 결정된다.

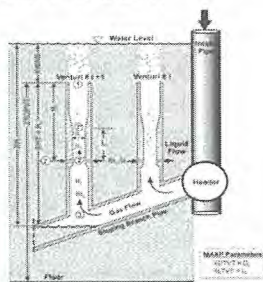


Fig. 1. EU-APR1400 벤츄리 세정기 개략도.

2.2 CFVS 모델링

MAAP5용 CFVS 모델링은 다음과 같은 가정 하에 개발되었다.

- 벤츄리 튜브를 통과하는 기체는 비압축성이며 밀도는 알려진 상수이다.
- 냉각수 유입 위치에서 냉각수는 대기 유동에

의해 완전히 입자화되며 공기/물 혼합 유동은 벤츄리 스톱트(Fig. 1의 위치 2)로 유입되는 지점에서 형성된다.

- 벤츄리 냉각수 유입구부터 벤츄리 상부까지의 압력강하는 대부분 액적을 벤츄리 스톱트 부분에서 가속시키는데 사용되고, 벤츄리의 확장부 및 벤츄리 튜브 방출구에서 형성되는 압력변화는 무시한다.
- 유효 벤츄리 튜브의 개수는 저장조 수위와 분기관 압력 간의 차에 의해 분기관의 수위가 수력학적으로 변하며 결정된다.

Fig. 1에서 ③지점과 ②지점 간의 기체 유량(kg/s)은 비압축성 오리피스 방정식을 적용하여 다음과 같다.

$$\dot{m}_g = C_g A_t [2\rho_g (P_3 - P_2)]^{1/2} \dots \dots \dots (1)$$

여기서 C_g 는 기체 유동에 대한 오리피스계수이고, A_t 는 벤츄리 스톱트 (throat) 면적 그리고 ρ_g 는 기체 밀도이다. 유사한 방법으로 냉각수는 $\dot{m}_f$ 의 유량으로 다음과 같은 오리피스 방정식에 따라 벤츄리로 유입된다.

$$\dot{m}_f = C_f A_f [2\rho_f (P_2 - P_1)]^{1/2} \dots \dots \dots (2)$$

여기서 C_f 는 냉각수에 대한 오리피스계수이고, A_f 는 총 냉각수 유입유동 면적 그리고 ρ_f 는 냉각수의 면적이다. 벤츄리 스톱트에서 형성되는 운동량 보존방정식은 다음과 같다.

$$P_2 A_t + \dot{m}_g u_g = P_1 A_t + \dot{m}_f u_f + \dot{m}_g u_g \dots \dots \dots (3)$$

여기서 u_g 는 스톱트에서의 기체속도이고 u_f 는 스톱트 끝단부위에서의 액적 속도이다. 상기 식에서 가정 사항 (c)를 준용하여 Fig. 1에 도시된 지점 ②*와 ① 지점의 압력은 $P_{2*} = P_1$ 으로 가정하였고 식(3)은 다음과 같이 간략화 된다.

$$(P_2 - P_1) A_t = \dot{m}_f u_f = \dot{m}_f \left(\frac{u_f}{u_g} \right) u_g \dots \dots \dots (4)$$

u_f/u_g 의 비율은 나중에 결정할 미지수이고 u_g 는 다음과 같이 계산할 수 있다.

$$u_g = \frac{\dot{m}_g}{\rho_g A_t} = C_g \left[\frac{2(P_3 - P_2)}{\rho_g} \right]^{1/2} \dots\dots\dots(5)$$

식(2), (4), (5)를 결합하면 다음과 같다.

$$(P_2 - P_1)A_t = 2C_f C_g A_f \left(\frac{\rho_f}{\rho_g} \right)^{1/2} \left(\frac{u_f}{u_g} \right) [(P_2 - P_2)(P_3 - P_2)]^{1/2} \dots\dots\dots(6)$$

벤츄리 튜브 바깥쪽의 냉각수 수조 밑에서는 다음과 같은 수두 관계식이 성립한다. 여기서 H 에 대한 정의는 Fig. 2에서 확인할 수 있다.

$$P_3 - P_1 = \rho_f g H_3 \dots\dots\dots(7)$$

$$P_3 - P_2 = \rho_f g (H_3 - H_2) \dots\dots\dots(8)$$

식(6)에서 P_1, P_2 항을 소거하기 위해 식(6), (7), (8)을 결합하면 다음과 같다.

$$\rho_f g H_3 - (P_3 - P_2) = B \{ [P_3 - P_2 - \rho_f g (H_3 - H_2)] (P_3 - P_2) \}^{1/2} \dots\dots\dots(9)$$

여기서 B 는 다음과 같다.

$$B = 2C_f C_g \left(\frac{A_f}{A_t} \right) \left(\frac{\rho_f}{\rho_g} \right)^{1/2} \left(\frac{u_f}{u_g} \right) \dots\dots\dots(10)$$

무차원 압력강하 항, x 를 아래와 같이 도입하면

$$x = \frac{P_3 - P_2}{\rho_f g H_3} \dots\dots\dots(11)$$

식(9)는 다음과 같다.

$$1 - x = B[(x - b)x]^{1/2} \dots\dots\dots(12)$$

여기서 b 는 다음과 같이 정의한다.

$$b = 1 - \frac{H_2}{H_3} \dots\dots\dots(13)$$

식(12)는 2차 다항식으로 x 에 대하여 풀면 다음과 같다.

$$x = \frac{B^2 b - 2 + \sqrt{(B^2 b - 2)^2 + 4(B^2 - 1)}}{2(B^2 - 1)}$$

실제 상황에서 B 는 1보다 매우 크므로 이를 적용하면 식(13)은 다음과 같이 간략화 된다.

$$x = b = 1 - \frac{H_2}{H_3} \dots\dots\dots(14)$$

식(14)과 식(11)로부터 다음과 같은 식이 도출된다.

$$P_3 - P_2 = \rho_f g (H_3 - H_2) \dots\dots\dots(15)$$

식(15)을 식(1)에 대입하면 기체 유량에 대해 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\dot{m}_g = C_g A_t [2\rho_g \rho_f g (H_3 - H_2)]^{1/2} \dots\dots(16)$$

2.4 유효 벤츄리 튜브수 결정

N 을 유효 벤츄리 튜브의 개수라 하고 벤츄리

세정기 계통을 흐르는 총 기체 유량은 식(16)에서 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\dot{m}_{g,tot} = N C_g A_t [2\rho_g \rho_f g (H_3 - H_2)]^{1/2} \dots\dots\dots(17)$$

$\dot{m}_{g,tot}$ 은 원자로건물 배기관에서 기체 유량과 동일한데, $\dot{m}_{g,tot}=6.0$ kg/s라고 가정할 경우 유효 벤츄리 튜브의 개수를 산정해 보면 다음과 같다.

$\dot{m}_{g,tot}=6.0$ kg/s를 식(17)에 대입하고 벤츄리 모델 인자 값을 이용할 경우 벤츄리 세정기 저장조 수위와 유효 벤츄리 튜브 개수간의 관계식은 다음과 같다.

$$N = \frac{513.0}{(H_3 - 1.61)^{1/2}} \dots\dots\dots(18)$$

유효 벤츄리 튜브의 개수와 벤츄리 세정기 저장조 수위, H_3 간의 관계는 Fig. 2에 제시되어 있고, 식(18)과의 교점이 유효 벤츄리 튜브 개수와 필요한 저장조 수위, H_3 를 나타낸다.

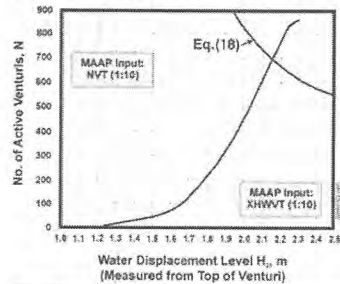


Fig. 2. 유효 벤츄리 튜브 개수와 저장조 수위 간의 관계.

3. 결론

본 논문에서는 MAAP5 코드를 사용하여 유럽형 APR1400인 EU-APR1400의 CFVS 모델링을 수행하였다. 이 모델링을 통해 대기유량을 가정하는 경우 벤츄리 튜브 개수 및 벤츄리 세정기 저장조 수위를 예측할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 황도현 외, EU-APR1400 원자로건물여과배기계통 성능검증, 한국방사성폐기물학회, 2012년 춘계학술발표회 논문요약집, p. 347-348.

월성 원자력발전소 주변 환경방사선(능) 장기경향 평가

이갑복, 양양희, 손욱, 김주열*

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

*(주)미래와도전, 서울시 관악구 신림동 산56-1 서울대학교 135동 306호

gblee@khnp.co.kr

1. 서론

월성 3,4호기 PSR 심사시 규제기관에 의해 '가동 전부터 최근까지의 환경방사선(능) 자료를 이용하여 원전 주변에서의 방사성물질의 축적경향을 평가'할 것이 안전성 개선사항으로 제기되었다.

월성1호기가 가동되기 시작한 이후 부지 주변에서 측정된 환경방사선(능)의 자료가 축적되고 있다. 장기적으로 측정된 환경감시 자료를 토대로 원전 주변에서의 장기적인 방사선(능) 경향을 분석하여 원전의 환경영향을 평가하였다.

월성 1호기 가동 이후 1983년부터 측정된 환경방사선(능) 자료를 전산 DB화하고, 장기적인 변화추이를 분석할 수 있을 정도로 최소검출가능농도 이상의 방사선(능)이 측정되는 핵종에 대해 장기적인 경향에 대한 추세분석을 수행하였다.

추세분석 결과는 '증가', '감소' 또는 '추세 없음'으로 나타나는데, '감소' 및 '추세 없음'일 경우에는 해당 방사성 핵종에 대한 장기적 축적경향이 나타나지 않는다고 쉽게 판단할 수 있을 것이다.

그러나 '증가' 추세로 분석되는 경우에는 방사능 준위의 증가원인이 원전 가동에 의한 것인지, 자연적인 변동에 의한 것인지를 구별하여야 하는데, 이를 판단할 수 있는 과학적 근거가 충분치 않은 경우가 있다. 이런 경우에는 우리나라 전국토 환경방사선 조사결과, 교육과학기술부의 배출관리기준, 그리고 측정된 농도로 추정 한 선량평가결과 등과 비교하여 환경영향에 대한 유의성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 분석방법 및 항목

비모수 분석(nonparametric test)은 환경감시 자료와 같이 모집단의 분포를 모르거나, 모집단이 정규분포가 아닌 경우에 적합하다. 환경방사선(능)의 장기적인 추세분석을 위해 일반화된 방법론이 정립되어 있지 않아, 표층수 수질의 연도별

추이, 지하수 수위, 전기전도도 및 수온의 경향 분석, 수문 및 기상 시계열 자료 분석, 장기 기후 변화 분석, 지구물리 장기경향 분석 등 다양한 분야에 널리 쓰이고 있는[1,2] Mann-Kendall 검정법을 이용하여 추세분석을 수행하였다.

Mann-Kendall 검정법은 이전 값과 이후 값의 증감을 부호로 표시하여 부호의 개수의 합의 분포를 파악하여 추세를 평가하는 방법으로서, 관측값을 직접 사용하는 것이 아니라 관측값의 서열 혹은 변동 기울기 등을 이용하기 때문에 결측값과 이상값을 적절히 다룰 수 있고 그 영향에도 민감하지 않다.

장기적 추세분석은 환경감시 결과, 최소검출가능농도 이상의 농도가 지속적으로 검출되는 핵종에 대해 수행하였다. 우유, 농산물, 지표생물, 계란 등의 시료에서는 대부분의 핵종이 최소검출가능농도 미만을 나타내고 있어 추세분석에서 제외하였다.

또한 공간감마선량율(ERMS 및 휴대용계측기)과 같이 단기적인 변동을 감시하기 위한 항목은 제외하였다.

장기적인 추세분석을 수행한 항목 및 핵종은 다음과 같다.

- 공간집적선량(TLD)
- 공기 부유진 : ^7Be , 전베타
- 지표수 : ^3H
- 빗물 : 전베타, ^3H
- 하천토양 : ^{137}Cs
- 표층토양 : ^{137}Cs , ^{90}Sr
- 해수 : ^{137}Cs , ^{90}Sr
- 해저퇴적물 : ^{137}Cs , ^{90}Sr
- 해조류 : ^{131}I , ^{137}Cs

2.2 분석결과

2.2.1 공간집적선량(TLD)

체외방사선으로 인한 외부 적산피폭선량을 추정하기 위해 감시하고 있으며, 모든 지점에서 감소 추세 혹은 추세 없음을 나타내고 있다.

2.2.2 공기중 방사능(^7Be 및 전베타)

월성1발전소 정수장내의 ^7Be 를 제외하고 모든 지점에서 추세없음을 보이고 있다. 월성1발전소 정수장 주변에서 측정된 ^7Be 의 농도도 대부분 8 mBq/m^3 미만으로, 2010년도 우리나라 전국토 환경방사능 측정소에서 측정된 공기 부유진의 ^7Be 의 평균 변동 범위인 $0.333 \sim 8.02 \text{ mBq/m}^3$ 이내에 포함되었다. 상기의 8 mBq/m^3 의 ^7Be 농도는 원자력안전위원회고시 제2012-29호의 배출관리기준인 $1 \times 10^3 \text{ mBq/m}^3$ 에 한참 못 미치는 준위이다.

전베타의 경우도 ^7Be 추세 분석결과와 비슷하게 나타나고 있다. 추세는 없는 것으로 판단되었고, 발전소 주변의 전베타 농도는 2 mBq/m^3 로, 2010년 기준 전국토 최근 5년간 연평균 변동 범위인 $2.29 \sim 11.5 \text{ mBq/m}^3$ 에 비해 낮은 준위를 보이고 있다.

따라서, 공기중 ^7Be 및 전베타는 방사능 준위는 우리나라 전국토 평상변동 범위 이내에서의 증가 추세이므로 통계적으로는 유의성이 있다 하더라도 주변 주민의 방사선 영향 측면에서 의미 있는 장기적인 축적경향을 보인다고 판단하기 어렵다.

2.2.3 지표수, 식수, 지하수(삼중수소)

대부분의 지점에서 추세 없음을 보이고 있으며, 지표수의 경우 비교지점인 경주와 울산에서 삼중수소의 농도가 다소 증가하는 반면, 나야와 하서는 추세 없음으로 나타났다. 따라서 월성 인근지역의 지표수, 식수 및 지하수에서의 삼중수소 및 감마동위원소의 장기적인 축적 경향은 없는 것으로 판단된다.

2.2.4 빗물(삼중수소 및 전베타)

울산에서 증가추세를 보였고, 그 외 지점에서는 감소 혹은 추세 없음을 보이고 있다. 증가 추세로 분석된 울산의 삼중수소 농도는 최근 5년 이내에는 대부분 10 Bq/l 이내의 값을 보이고 있다.

상기의 삼중수소 농도는 2010년 기준 최근 5년간 전국토 연평균 변동 범위인 $0.487 \sim 1.66 \text{ Bq/l}$ 와 비교할 때 다소 높은 수치를 보이고 있다고 할 수 있다. 그러나 이는 원자력안전위원회고시 제2012-29호 “방사선 방호 등에 관한 기준”에 제시된 배수중의 배출관리기준인 $4 \times 10^7 \text{ Bq/m}^3$ 에 미치지 못하는 매우 낮은 준위이며, 이를 선량으로 환산하면 성인기준으로 일반인에 대한 선량제한치 1 mSv/yr 의 0.1% 정도에 해당되는 약

$1.3 \times 10^{-4} \text{ mSv/yr}$ 로 추정된다.

2.2.5 하천토양, 표층토양, 해수, 해저퇴적물 (전베타, ^{137}Cs , ^{90}Sr)

대부분의 지점에서 추세가 없거나 감소 추세를 보였고, 배수구 및 취수구부근 지점의 ^{137}Cs 농도가 1×10^{-4} 크기의 기율기로 매우 미미하게 증가하였다. 따라서 원전의 영향에 의한 장기적인 축적 경향은 나타나지 않고, 자연적인 준위의 변동에 따른 추이를 나타내고 있는 것으로 판단된다.

2.2.6 해조류(^{131}I 및 ^{137}Cs)

모든 지점에서 감소추세 또는 추세없음을 나타내고 있다.

2.2.7 농산물, 지표생물, 우유, 계란

일시적인 사건에 의한 검출을 제외하고 방사능이 지속적으로 검출되지 않아 장기적인 축적경향이 없는 것으로 판단되어 추세분석을 수행하지 않았다.

3. 결론

결론적으로 일부 시료가 일부지점에서 통계적으로 유효한 증가 추세를 보이는 것으로 분석되었으나, 전국토 연평균 변동범위 내, 교과부 배출관리기준의 1% 미만의 농도, 그리고 감소 또는 추세없음을 보이는 지역과 유사한 농도를 보여주고 있다. 따라서 전반적으로 방사선(능)이 주변주민의 방사선 안전을 저해할 수 있을 정도의 축적 경향이 나타나지 않는 것으로 평가되었다.

4. 참고문헌

- [1] 이진용, 이명재, 이재명, 안경환, 원종호, 문상호, 조민조, “국가 지하수관측소 지하수위, 전기전도도 및 수온자료에 대한 모수적 및 비모수적 변동 경향성 분석,” 한국지하수토양환경학회지, 11(2), pp. 56-67, (2006).
- [2] Coen, M.C., E. Weingartner, S. Nyeki, J. Cozic, S. Henning, B. Verheggen, R. Gehrig, U. Baltensperger, “Long-term trend analysis of aerosol variables at the high-alpine site Jungfraujoch,” *Journal of Geophysical Research*, Vol. 112, (2007).

원전주변 해양 관측기술에 관한 접근

양양희, 이갑복, 손욱

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

vhYang@khnp.co.kr

1. 서론

원자력사업자는 신규원전 건설 및 운영허가를 위해서는 방사선환경영향에 대한 평가를 수행해야 한다. 이에 관해 원자력안전위원회 고시 제 2012-20호에 해수로 유입되는 방사성물질의 해양 확산 평가에 관한 기술요건을 제시하고 있다. 한편 울진원전은 방사성물질의 해양확산 평가 시에 필요한 해양희석인자를 울진1호기 가동이후 변경 없이 당초 건설 및 운영 허가 시에 사용한 값을 적용하고 있다. 이에 따라 규제기관은 울진3,4호기 주기적 안전성평가 심사시 가동원전으로부터 해수로 유입되는 방사성물질에 대해 해양희석인자의 유효성을 검증하고 주기적 변경절차를 수립할 것을 안전성 증진사항으로 제기하였다. 이에 따라 본 연구에서는 원전에서 방출되어 해수로 유입되는 방사성물질의 해양 확산평가의 정확도를 높이기 위해 해양 조사 및 관측 기술에 대해 검토한 내용을 기술하였다.

2. 본론

2.1 조석·조류 관측

조석 및 조류 관측은 원전주변 해역에 대한 해양특성을 파악하고 수치실험 결과의 보정 및 검증에 위해 수행한다. 조석은 인근해역 1개 지점에 조위계를 저층 계류하여 10분 간격으로 해수위를 관측한다. 계절변화가 뚜렷한 우리나라의 경우 일반적으로 1년 이상의 장기관측이 필요하다. 하지만 시간과 비용을 고려하여 일정기간 관측을 실시하고, 장기 관측자료(국립해양조사원의 상시 조위관측소 자료)와 상관관계 분석을 통하여 보완하여 경향을 분석하는 것이 비용등 여러 측면에서 유리할 것으로 판단된다. 관측자료의 효용성을 높이기 위해 조석의 조화상수 및 비조화 상수 추출 과정을 거친다. 조화상수 추출은 관측된 해수위 측정자료에 대해 조석조화분석 프로그램을 이용하여 조화분석을 실시한다. 이렇게 조화분석을 통해 얻은 자료를 다시 국립해양조사원에서 상시 운영 중인 동해안에 위치하고 있는 인근 조위관

측소 자료(장기 연속 관측자료)와의 상관관계 분석을 통하여 대상해역에 대한 조석특성을 파악하고 해수유동 모델의 보정 및 검증자료로 활용한다.

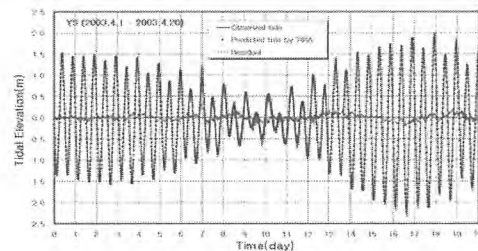
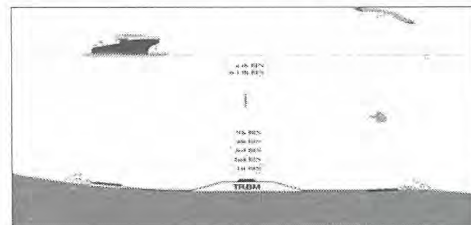


Fig. 1. Tidal analysis.

조류 관측은 조석과 마찬가지로 조류특성을 파악하여 원전 주변 해역에 대해 방사성물질의 해양확산의 수치실험 결과를 보정하고 검증하는데 있다. 조류관측은 원전 주변 해역에 대해 1개 지점을 설정하여 초음파 해류계(ADCP : Acoustic Doppler Current Profiler)를 저층의 해수 속에 계류하여 매 10분 간격으로 층별로 유속과 유향을 관측한다. 한편 조류 관측은 해수속에서 수직적으로 이루어지는데 연속관측을 위해 해상도로 전층의 유속·유향을 관측할 수 있는 ADCP를 TRBM(Trawl Resistant Bottom Mount)을 이용하여 해저면에 계류시키면서 매 10분마다 자기기록 방식을 이용하여 관측자료를 취득한다.



heading), 자료질 지표 항목(error velocity, percentage good, echo intensity 등)을 사용하여 이상자료를 제거시킨다. 또한 자료의 조화상수 추출을 위해 조류조화분해 프로그램인 IOS package를 이용하여 조류조화분석 및 통계분석을 실시하며, 창조 및 낙조에 대한 조류별 최강 및 평균 유속, 잔차류, 조류조화상수를 산출하여 원전 주변 해역에 대한 해조류 구조 특성을 파악하여 수치실험 결과에 대한 보정 및 검증자료로 활용한다.

2.2 CTD 관측

해수의 수온, 염분의 측정은 CTD(Conductivity, Temperature, Depth) 기기를 이용한다. CTD 측정은 원전 주변해역의 층별의 수온, 염분의 특성을 파악하고 해수유동 수치실험의 입력자료로 활용하기 위함이다. 현장 측정시 유의할 점은 CTD 센서를 표층 해수에서 충분히 안정화시켜야 한다. 이렇게 센서를 안정화 시킨 다음, 해저면 부근까지 일정한 속도로 천천히 하강시키면서 층별 수온 및 염분을 관측한다.

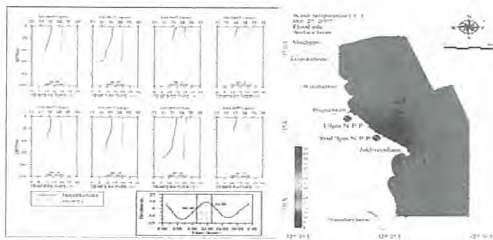


Fig. 3. Analysis of salinity, temperature.

CTD로부터 측정된 데이터는 엑셀 등을 이용하여 분석표 및 그림을 만들어, 시간공간적인 변화 정도를 분석한다. 또한 자료의 효용성을 높이기 주위 자료(인접시간 또는 인접거리의 자료)와의 변화율 정도를 파악하여 자료의 이상 여부를 판단한다. 이러한 과정을 거친 다음, 조시에 따른 공간분포 변화와 수층별 공간분포 등의 분포 특성을 파악하여 수치실험의 입력자료로 활용한다.

2.3 부표 추적 실험

부표추적 실험은 원전 주변 해역의 해양확산계수를 산정하기 위함이다. 부표추적 실험방법은 발전소 배수구 주변에 출발 지점을 설정하고 부표를 띄워 해수유동 상태에 따라 표류시켜 실시간으로 위치정보 및 해양관측정보를 전송하여 해수

유동 특성과 필요한 해양관측정보를 수집한다. 이때 사용하는 통신은 코드분할다중접속(CDMA, Code Division Multiple Access) 통신으로 실시간으로 전송받아 자료를 수집한다.

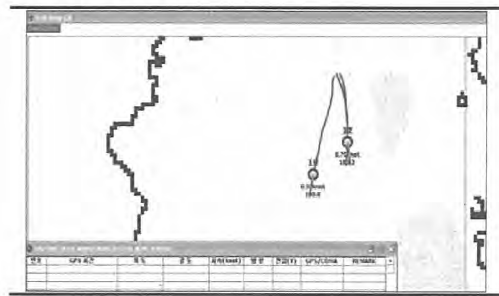


Fig. 4. Real-time position tracing using TGPS.

발전소 배수구에서부터 목표지점까지의 부이의 위치정보를 분석하여 서로간의 이격거리 및 면적을 계산하여 해양의 수평확산계수를 산출한다.

3. 결론

울진원전 주변 방사능 해양확산평가를 위해 조류 및 조석의 관측, 수온 및 염분의 측정 및 부표추적 실험에 대해 살펴보았다. 조석 및 조류 관측의 목적은 대상해역에 대한 각각의 특성을 파악하여 수치실험 결과에 대해 보정 및 검증자료로 활용하고자 함이다. CTD를 통해 측정되는 수온 및 염분은 원전 주변 해역에 대해 분포특성을 파악하고 해수 유동 수치실험의 입력 자료로 활용하기 위함이다. 그리고 부표추적 실험은 원전 주변 해역의 해양확산계수를 산정하기 위해서 이루어진다. 향후 이러한 조사 및 관측 방법을 통해 울진원전 주변 해양확산평가를 위해 동해안 지역의 해양환경과 지형 특성을 고려한 해양 관측계획을 수립하여 추진할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 월성원전 주변 해양희석인자 유효성 검증 보고서, 2009, 한국수력원자력(주).
- [2] Estimating Aquatic Dispersion of Effluents from Accidental and Routine Reactor Releases for the Purpose of Implementing Appendix I, RG 1.113, US NRC, 1977.

삼중수소 취급설비의 수소동위원소 분석용 GC 컬럼 개발

송규민, 고병욱, 김민철, 손순환, 박종기*

한수원(주) 중앙연구원, 대전시 유성구 유성대로 1312번길 70

*한국에너지기술연구원, 대전시 유성구 가정로 152

kmsong@khnp.co.kr

1. 서론

한수원(주) 중앙연구원은 월성원전 삼중수소처리설비에서 생산되는 삼중수소의 활용성을 제고하기 위해 삼중수소 계량분배시설을 구축한 바 있다. 본 설비는 삼중수소의 정확한 계량분배를 위해 계량용기를 이용하여 삼중수소를 정량하고 기체크로마토그래프(GC, Gas Chromatograph)를 이용하여 정성분석을 한다. 정량·정성분석을 위해 PVT-c법을 이용하는데 계량용기의 압력과 온도를 측정하며 기체크로마토그래프를 이용하여 농도를 측정한다. 기체크로마토그래프는 수소동위원소와 헬륨 등 기타 성분을 액체질소온도에서 분리컬럼과 열전도검출기를 이용한다. 현재 삼중수소 계량분배시설에 적용하고 있는 기체크로마토그래프용 컬럼은 AECL에서 개발한 것이다. 본 논문에서는 수소동위원소 분석용 컬럼의 국산화를 위해 개발한 충전물과 분석실험결과를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 GC 컬럼 충전물 제조

실리카 기반의 GC 컬럼 충전물을 제조하였다. 제조사 Alltech의 크기가 80~100 mesh의 실리카를 지지층으로 하며 망간을 코팅하여 사용하였다. 망간은 수소동위원소의 분리를 위한 흡탈착 특성을 좋게 하는 물질로 알려져 있다. 알루미늄에 망간코팅이나 분자체에 바나듐옥사이드와 산화철을 적용할 사례도 있다[1,2]. 충전물은 실리카에 망간용액을 주입한 후 건조시키는 방법으로 제조하였다. 이렇게 제조된 충전물을 1/8"의 5 m 구리관에 넣는다. 이때 구리관 한쪽 끝에 소량의 유리섬유를 넣거나 10 μ m 금속필터를 이용하여 충전물이 새어나오지 않도록 하였다. 충전시 필터로 막힌 쪽은 진공펌프를 연결하며 반대쪽으로 충전물을 깔대기를 이용하여 넣는다. 충전물이 촘촘히 충전되도록 구리관 끝면을 끌고루 진동시켰다. Figure

1은 실리카의 망간 코팅 전후의 모습을 보여주고 있다. 망간 코팅 비율이 증가할수록 색이 진해졌다.



(a) Silica

(b) Mn coated silica

Fig. 1. Packing materials for GC column.

2.2 분석조건

제조된 컬럼을 GC에 장착한 후 컬럼내의 충전물에 흡착되어 있을 수 있는 불순물을 제거하기 위해 활성화 작업을 한다. 오븐의 온도를 250 $^{\circ}$ C로 설정하고 헬륨을 3시간 이상 흘려보낸다. 이때 검출기의 신호안정성을 보고 불순물의 완전제거 여부를 확인한다. 불순물 제거시간은 경우에 따라서 24 시간 이상 소요될 수도 있다.

GC는 Figure 2와 같이 구성하였으며 컬럼은 Figure 3에서처럼 액체질소 항온조에 넣어 온도를 유지하였다. 분석대상인 수소동위원소체 즉, H_2 , HD, HT, D_2 , DT, T_2 는 충전물과의 친화도 차이가 크지 않아 상온에서는 분리가 어렵고 액체질소 온도에서나 가능하다. 따라서 초저온 GC는 일반 GC와 개념은 동일하나 컬럼의 오븐온도가 매우 낮다는 특징이 있다. Table 1은 GC의 운전조건을 보여주고 있다. 운반기체로 알곤과 네온을 적용하였다. 컬럼의 온도를 액체질소온도로 했을 경우 네온을 이용하였으며 다른 온도에서는 알곤을 이용하였다. 이는 네온의 가격이 높기 때문에 알곤의 대체적용 가능성을 살펴보기 위한 것이다[3]. 네온을 이용한 실험에서는 분석직전까지 헬륨을 운반기체로 사용하다가 샘플링할 때 네온으로 교체하여 사용하였다. 이 방법은 가격이 상대적으로 비싼 네온의 소비를 줄이기 위해 수

소동위원소분석법에 많이 적용하는 방법이다.

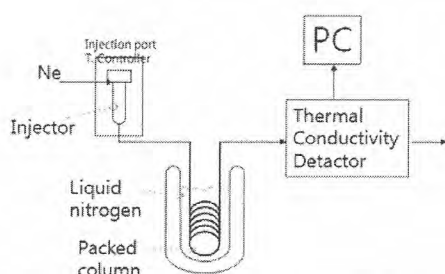


Fig. 2. Conceptual flow diagram of cryogenic gas chromatograph.

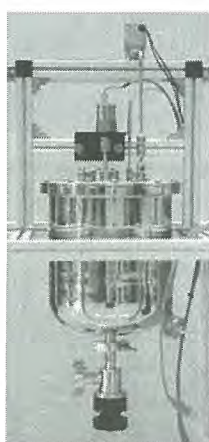


Fig. 3. LN₂ Reservoir with GC column.

Table 1. GC operating conditions.

Carrier Gas	Ar, Ne
Flow rate (ml/min)	40
Detector	TCD
Temperature (°C)	
Injector	40
Oven	30, -50, -80, -196
Detector	150

2.3 결과 및 고찰

Figure 4는 -80°C에서 측정한 대표적인 크로마토그램이다. 수소와 헬륨에 대해 완벽하게 분리되고 있음을 확인할 수 있다. 피크에 프런팅이나 테일링이 거의 나타나지 않고 대칭성이 상당히 좋음을 확인할 수 있다. 기성품 컬럼의 크로마토그램과 비교하면 피크가 안정적인 반면 측정시간은 늘어나는 단점이 있었다. 운반기체의 유속을 높이거나 컬럼길이를 줄이면 측정시간을 단축할 수

있을 것으로 본다. 네온을 운반기체로 사용하였을 경우 수소동위원소들의 피크모양이 대칭적이지 않고 약간의 테일링이 있는 것으로 나타났다. 이와 같은 현상은 네온 분리기에서 수소 동위원소의 흡착등온선이 선형적이지 않고 Langmuir 등온특성을 갖는 것으로 추측된다. 즉 벌크상의 농도가 증가함에 따라 흡착상의 농도증가가 선형적이지 않고 둔화하는 것으로 보고 있다. 테일링에 의한 중첩을 없애는 방안으로 컬럼의 길이를 늘이거나 충전물의 입자크기를 줄이는 방법을 고려할 수 있다.

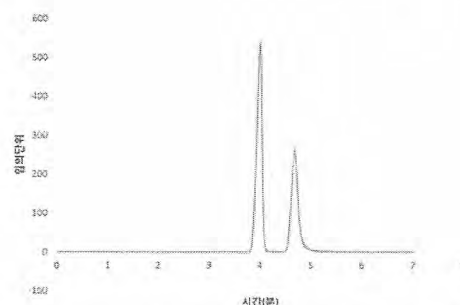


Fig. 4. Chromatogram of H₂ and Helium at -80°C.

3. 결론 및 향후계획

삼중수소 취급설비 운영 시 수소동위원소와 헬륨의 정량·정성분석을 위해 분석용 GC 컬럼을 개발하였다. 충전물은 실리카 지지체에 망간을 코팅하여 제조하였다. 알곤을 운반기체로 수소동위원소 분리실험결과 피크모양이 비교적 대칭의 이상적인 형태를 띠었다. 추가실험을 통해 향후 한수원 중앙연구원 삼중수소 계량분배시설에 적용가능성을 검토할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 김광락 등, *J. Korean Ind. & Eng. Chemistry*, 9(1), 121 (1998).
- [2] Yeshwant Naik et al, *J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry* 247(1), 11 (2001).
- [3] Zhou Junbo et al, *Int. J. Hydrogen Energy*, 31, 2131 (2006).

이온분석법을 이용한 경수로 증기발생기 세관 On-Line 누설 감시기술

강덕원, 김승일, 김현기, 허준, 성진현
한국정수공업(주), 경기도 안산시 목내동 400
world2is@haji.co.kr

1. 서론

원자로에서 생성한 열을 증기로 바꾸어 터빈 측으로 전달하는 증기발생기는 장시간의 운전으로 인해 열화, 튜브의 피로 및 상부다발 침적물에 의한 부식 등으로 종종 세관파단(Tube Rupture) 현상이 발생한다. 이러한 1차계통 냉각재의 2차계통으로의 누설(Primary-to-Secondary Leak, PSL) 발생은 방사성 물질의 외부환경 오염야기와 원전 안전성 홍보 및 대외 이미지 관리에도 나쁜 영향을 미치게 된다. 따라서, 모든 원자력발전소는 원자로 운전정지 및 방사능 누설사고를 사전에 방지하기 위하여 증기발생기 세관 파단 전에 발생하는 2차측으로의 누설(Leak Before Break, LBB)을 실시간으로 감지해 오고 있다.

본 논문에서는 기존의 경수로 원전에서 사용하고 있는 누설감시방법의 원리와 특징을 간략히 소개하고 원자로 출력 20% 이하시 저출력 및 비상 정지 시에도 SG세관의 누설 감시가 가능한 기존 누설감시의 한계를 극복할 수 있는 이온분석법을 이용한 누설 감시법에 대해 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 기존 SG 세관 누설 감시

현재 가압경수로형 원자력발전소에서 누설여부 및 누설량을 감시하기 위해 사용하고 있는 방법으로는 1) ^{16}N 을 이용하는 방법 2) ^{133}Xe 을 비롯한 불활성 기체를 이용하는 방법 3) RCS에 인위적으로 ^{40}Ar 을 주입해 ^{41}Ar 하는 방법 및 4) 취출수의 ^3H 농도를 이용하는 방법 등이 있으나, 1995년, 미국 EPRI에서 제정한 PSL 감시 가이드라인에서는 ^{16}N 감시법을 적용하도록 권고하고 있고, 이에 따라 대부분의 경수로에서는 이 기술을 채택하여 증기발생기 주증기 출구단에 설치하여 감시, 운영해오고 있다.

2.1.1. ^{16}N 감시 기술

^{16}N 감시법은 측정감도는 우수하나 ^{16}N 의 반감기가 매우 짧기 때문에 원자로의 운전이 정지되면

나 원자로 출력 20%이하에서는 중성자 플럭스가 충분히 형성되지 않아 사용이 불가능한 단점이 있다. 실제로 2002년 울진 4호기에서 O/H기간 중 저출력 운전에 따른 ^{16}N 누설감시기의 누설감시능력 상실로 증기발생기 세관파열(SGTR)사고가 발생하여 45m³의 냉각수가 유출되는 사고가 일어났바 있다.

2.1.2. 복수기 방출기체 방사능 감시 기술

불활성 방사성기체를 이용한 방법으로 원자로 냉각재중에 방사성 핵종인 불활성기체(Ar-41, Kr-85m, Kr-88, Kr-87, Xe-133, Xe-135, Xe-135m 등)를 이용하며 Condenser off-gas system의 증기식 공기추출기계통(SJEA) 또는 진공펌프계통(Vacuum Pump System)에 총베타 방사선 감시기를 설치하여 이들의 총 베타방사선을 측정하여 누설율을 계산하는 방법으로 반감기가 ^{16}N 에 비해 상대적으로 길기 때문에 원자로 출력 20% 이하에서도 누설감시가 가능하다. 그러나, ^{41}Ar 을 제외한 핵분열 생성물의 RCS 내 농도는 핵연료의 손상정도에 영향을 많이 받으므로 정확성이 높지 않은 단점이 있다.

2.1.3. ^{40}Ar 주입 기술

인위적으로 ^{40}Ar 을 주입하여 방사화에 의해 계통내 ^{41}Ar 의 농도를 높여줌으로써 누설감시 감도를 향상시키는 방법으로 Diablo Canyon 원전과 Comanche Peak 원전에서 적용하고 있는 방법으로 감도향상을 통해 미량의 누설도 감시가 가능한 장점이 있으나 계통내에 방사능을 인위적으로 증가시킨다는 점에서 원전 운영자들의 거부감이 있고, 누설발생시 어느 증기발생기에서 누설되고 있는지는 확인할 수 없어 누설이 감지되면 증기발생기의 시료 각각을 독립적으로 채취하여 파악하여야 한다는 단점이 있다.

2.1.4. ^3H 감시 기술

취출수로 방출되는 액상시료내의 삼중수소의 방사능을 측정하여 누설을 감시하는 기술로서 hide-out 또는 hideout return등에 대한 고려가 필요 없으며 정확도가 우수한 장점이 있으나, 긴 반감기로 인하여 평형상태 도달에 장시간이 소요

되고 그에 따라 새로운 누설 발생 시에 대한 감도가 저하되는 단점이 있다.

2.2 Li 이온을 이용한 온라인 감시법

Lithium은 RCS내에서 운전모드에 따라 최저 100ppb에서 최고 2,000ppb의 농도범위에서 존재하기 때문에 PSL 발생에 대한 누설지시자로서 이용이 가능하지만 1차계통내에서의 농도가 매우 낮은 상태이므로 누설시 2차측에서 감지하기 위해서는 ppt 수준의 극미량 농도의 측정 및 분석이 필요하며 연속적인 시료채취 및 분석이 이루어져야만 실시간 감시의 효과를 얻을 수 있다. 이 기술은 방사성 핵종이 아닌 원자로 냉각재 내에 일정량 함유되어 있는 화학종인 Li의 이온농도를 이용하여 누설을 감지하기 때문에 원자로 출력과는 무관하게 감시할 수 있는 특징이 있다.

2.2.1. 극미량 이온 분석실험

Li을 이용한 누설 감시의 가능성을 확인하기 위해 Lithium standard solution(1,000ppm, KANTO Chemical Co. Inc. Japan)을 희석하여 각각 5, 10, 20, 50, 100ppt의 표준용액을 제조한 후 온라인 이온분석장치를 이용하여 검량선을 작성하고 각 시료에 대해 연속적으로 10회씩 측정하여 측정값의 재현성을 확인하여 보았다.

2.2.2. 검교정 곡선 작성

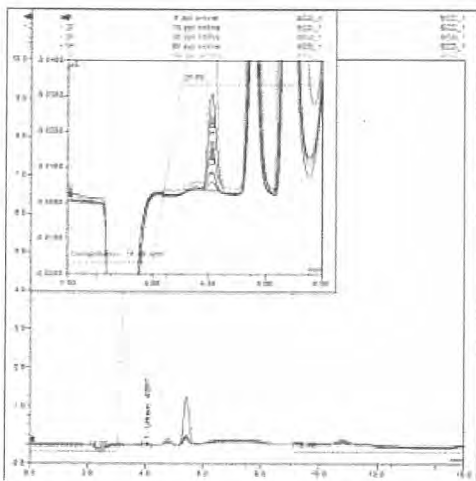


Fig. 1. Analytical result of Li standard solution.

Li On-line IC를 이용하여 유사 조건으로 제조한 시료를 이용하여 측정해 본 결과, 약 4.06min에서 피크가 분리되었고 표준용액으로 작성된 검량선은 상관계수가 0.99986인 직선식으로 나타났다.

2.2.3. 재현성 실험

Fig. 2는 Li농도 5ppt인 표준용액을 온라인 이온분석장치에 장착하여 연속적으로 10회 측정된 결과를 나타낸 것이다.

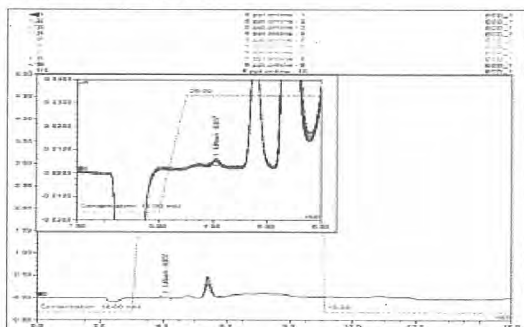


Fig. 2. Analytical results of 5ppt Li solution.

5ppt 용액을 온라인 상태로 연속적으로 10회 측정된 결과, 유사한 결과를 얻을 수 있었으며 10개 측정값에 대한 상대표준편차는 0.326%로 재현성 높은 결과를 얻을 수 있었다. 동일한 방법으로 각각 10, 20, 50, 100ppt의 표준용액을 연속적으로 10회씩 측정된 결과, 각 시료에 대한 표준편차가 각각 1.136%, 1.235%, 0.358%, 0.770%로 재현성 있는 분석결과를 얻을 수 있었다.

3. 결론

증기발생기의 1차측 냉각재의 2차측으로의 누설감시기술로써 온라인 이온분석법의 적용가능성을 확인하여 보았다. 약 1% 내외의 편차 범위 내에서 ppt수준으로 이온농도를 측정할 수 있었다. 온라인으로 수행한 연속 10회의 측정에서도 유사한 값을 얻을 수 있어, 누설량 계산 프로그램 및 시료 분석시스템의 적절한 조합이 이루어진다면 온라인상에서 ppt 수준의 극미량 누설감시가 가능할 것으로 여겨진다. 이러한 극미량 누설감시 기술은 저출력 및 비정상 원자로 운전상태에서도 증기발생기의 조기 누설의 감시가 가능하기 때문에 원자로 냉각재 내에 함유되어 있는 화학종인 Li을 누설 indicator로 활용시 보다 안정적이고 효과적인 SG 세관 누설감시가 가능할 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

- [1] “중수로 SG 중수누설 감시장치 개발”, 최중보고서, R-2004-0-150 산업자원부, 2007.

사용후핵연료 지식관리시스템 기본 구성체계(안)

김석훈, 김주열, 이재학*, 김현주*, 김진경*, 도일우*

(주)미래와도전, 경기도 용인시 기흥구 탑실로 46

*한국방사성폐기물관리공단, 경상북도 경주시 북성로 89

kuni0808@fnctech.com

1. 서론

방사성폐기물 관리사업에서는 부지조사 및 선정, 설계, 건설 및 운영, 폐쇄, 인허가 등 사업기간 전반에 걸쳐 생산되는 수많은 유·무형의 자료가 효율적으로 기록, 관리되어야 한다. 특히, 사용후핵연료의 안전관리를 위해서는 핵연료의 제조, 원자로에서의 연소, 운반 및 저장, 처분 등의 종합적 이력 관리가 필요하며, 모든 단계에서 생산되는 지식을 체계적으로 관리하기 위한 지식관리시스템(KMS: Knowledge Management System)이 반드시 필요하다. 본 논문에서는 사용후핵연료 지식관리시스템에 대한 기본 설계 개념 도출결과를 제시하였다.

2. 본론

지식관리시스템이란 조직 내 지식자원의 가치를 극대화하기 위해 기본 데이터베이스, 지식기반, 기타 요소 등의 연계를 통해 통합적인 지식관리 프로세스를 지원하는 정보기술시스템으로 정의할 수 있다. 사용후핵연료 지식관리시스템에 대한 기본 구성개념(안) 도출결과를 그림 1과 같으며, 주요 구성항목에 대한 세부내용은 이후에 기술된다.



Fig. 1. Basic structure of the knowledge management system for spent nuclear fuel.

2.1 사용후핵연료 하위메뉴

사용후핵연료 관리단계를 고려하여 6개의 하위메뉴(일반사항, 발생데이터, 운반, 습식/건식 중간저장, 처분)로 세분화하였다. 각 메뉴는 기존 데이터베이스 시스템 구축/운영사례, 국내 법령체계[1] 및 국의 기술기준[2] 등에 대한 검토를 통해 도출된 단계별 관리항목으로 구성되는 데이터베이스의 각 모듈에 포함된 관련정보와 연계된다.

2.2 지식관리 구성요소

2.2.1 지식은행 및 질의응답

지식관리시스템의 성공적 운영을 위해서는 구축된 기본 데이터베이스 및 지식기반을 토대로 사용자가 지속적으로 형식적/암묵적 지식을 축적할 수 있어야 하며, 이를 위해서는 지식은행이 필수적으로 구축되어야 한다. 특정 사용자에게 의해 등록된 지식은 관리자의 평가/승인을 거쳐 다른 사용자와 공유되며, 이후 사용자 평가 및 피드백을 통해 지식의 품질 및 신뢰성이 향상될 수 있다.

주요 지식 검색 사이트를 통해 지식은행의 구축/운영을 위한 핵심사항인 지식 축적방법을 검토한 결과 사용후핵연료 지식관리시스템의 경우 다음과 같은 방안을 채택하는 것이 바람직할 것으로 판단된다.

- 제한적 오픈사전("구글 놀"[3]) 및 Q&A("네이버"[4]) 방식의 게시판 구축/운영 병행
- 지식활동 평가 및 보상제도 마련을 위해 "마일리지" 개념 도입/관리

2.2.2 전문가 포럼

사용후핵연료 관련 전문가를 통한 지식 축적을 위한 수단이며, 다음과 같은 4가지 세부메뉴로 세분할 수 있다.

- 동영상 강좌 : 관리단계별 주요 이슈 선정
- 전문가 인터뷰 : 세부주제에 대한 암묵적 지식

(경험 등) 등록/관리

- 컬럼&리뷰 : 토론방 연계
- 전문가 리스트 : 문서관리시스템의 연구성과 관리와 연계

2.2.3 토론방

사용후핵연료와 관련한 주요 현안에 대해 관심 있는 사용자의 의견 또는 아이디어를 수렴하기 위한 메뉴로 특정 사안에 대한 여론의 흐름을 파악하거나 해결방안을 모색하는 용도로 활용될 수 있다.

2.2.4 CoP(Community of Practice)

CoP는 공통의 관심사를 가진 사람들의 자발적/비공식적 소규모 연구모임으로 특정 관심분야에 대한 정보/경험 교환을 통해 지식을 창출/공유하는 주체일 뿐만 아니라 개인 학습과 조직성과를 지속적으로 연결시키는 통로 역할을 수행한다.

전체 시스템의 구성원 누구나 개설 신청이 가능하며, 관리자 확인 및 사용 승인 이후 CoP를 개설하여 활동할 수 있다. 특정 CoP에 가입을 원하는 사용자는 해당 CoP 리더의 가입 승인 이후 회원 활동이 개시된다.

2.3 별도 연계시스템

사용후핵연료 지식관리시스템은 다음과 같은 4가지 시스템과 연계/운용되어야 한다.

- 문서 관리시스템 : 관련서식, 업무편람(운영절차서, 업무매뉴얼), 연구성과(보고서, 논문, 특허), 설계문서(핵연료집합체, 핵설계보고서, 저장/운반/처분시스템 설계자료), 인허가문서(안전성분석보고서, 질의답변서) 등으로 구성되며, 사용후핵연료 하위메뉴와 연동하여 특정 문서를 표시/호출하거나 효율적인 문서 분류체계 구축을 통해 독립적으로 활용할 수 있어야 한다.
- 소프트웨어 관리시스템 : 사용후핵연료 관리를 위한 모든 소프트웨어에 대한 제반사항(설치파일, 사용자매뉴얼, V&V 보고서 등)을 취급한다. 특정 집합체에 대한 연소특성 평가 또는 저장/처분시설 종합관리를 위한 BIM(Building Information Modeling), 폐기물의 발생지 인수시점부터 중간 저장 및 처분시설 폐쇄 등 각 단계별 발생정보의 실시간 추적관리를 위한 WTS(Waste Tracking System), 관리시설 주변환경의 방사능 농도를 감

시하기 위한 ERMS(Environmental Radiation Monitoring System) 소프트웨어 등은 사용후핵연료 하위메뉴와 연동되어야 한다.

- 지질환경 데이터베이스 : 사용후핵연료 중간저장 시설 및 처분시설 부지 선정/확보를 위한 기초자료를 제공한다.
- 대외기관 보고시스템 : 사용후핵연료 관리의 투명성 확보 및 핵비확산성 보장을 위해 핵분열성 물질 및 악티나이드 등에 관한 철저한 관리가 이루어져야 하므로, 데이터베이스에 보관된 자료와 연동하여 국내·외 관련기관(한국원자력안전기술원, 한국원자력통제기술원, IAEA)에 의한 사찰수검 용도로 활용할 수 있어야 한다.

3. 결론

전술한 바와 같이 사용후핵연료의 안전관리를 위해서는 모든 관리단계에 대한 종합적 이력 관리가 필요하며, 모든 관련정보 및 지식을 체계적으로 관리하기 위한 지식관리시스템을 반드시 구축/운영해야 한다. 본 논문에는 사용후핵연료 지식관리시스템에 대한 기본 구성체계(안) 도출결과를 제시하였으며, 이러한 결과는 시스템 기본 모형 구축을 위한 기초자료로 활용될 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] <http://www.nssc.go.kr/>
- [2] International Atomic Energy Agency, Data Requirements and Maintenance of Records for Spent Fuel Management: A Review, IAEA-TECDOC-1519, 2006.
- [3] <http://knol.google.com>
- [4] <http://ask.nate.com>

방사선 조사폭을 확인할 수 있는 교정용 감마선 조사장치에 관한 연구

신경욱, 박병목, 채경선, 김상철, 한경호, 김광남, 정도영
 세안기술주식회사, 서울특별시 금천구 가산동 481-10 벽산디지털밸리 II 910호
and9211@sae-an.co.kr

1. 서론

국내 방사선 이용기관은 5,445(2012년 기준)기관으로 최근 5년간 평균적으로 약 10% 정도 꾸준히 성장하고 있다. 방사성동위원소 등의 이용기관을 분야별, 주요 사용목적으로 보면 산업분야는 가공, 방사선용융계측기기 및 비파괴검사 등에서, 농업분야는 품종개량, 해충방제 및 식품조사 등에서, 의료분야는 방사선 진단, 치료 및 핵의학 등에서, 연구분야는 세포생물학 또는 분자생물학 등에서 주로 이용하고 있다. 이러한 방사선의 이용은 국가경제와 국민복지 향상에 크게 기여를 하고 있으나, 최근 일본 후쿠시마 원자력 발전소 사고로 인해 방사선에 대한 경계심을 가지게 되었고, 그 결과 방사선측정장비의 수요가 증가하는 현상을 보였다. 방사선측정장비는 국가표준기본법[1] 제14조 및 국가교정기관지정제도 운영요령[2] 제41조에 의거 국가측정표준과 국가사회의 모든 분야에서 사용하는 측정기기간의 소급성 제고를 위하여 측정기를 보유 또는 사용하는 자는 주기적으로 해당 측정기를 교정하도록 되어 있으며, 교정대상 및 주기는 기술표준원고시[3] “교정대상 및 주기설정을 위한 지침”에 명시되어 있다.

본 연구는 교정용 감마선 조사장치를 사용하여 방사선측정장비 교정 시 콜리메이터를 통해 조사되는 방사선의 조사폭을 교정장비 받침대상에 시각적으로 표시함으로써 조사범위 내에 교정대상 방사선측정장비를 배치할 수 있도록 하여 보다 신속하고 정확한 교정작업을 수행할 수 있도록 하는 교정용 감마선 조사장치에 관한 것이다.

2. 본론

X선 및 γ 선의 방사선량을 측정장비는 정해진 주기에 따라 감마선원을 이용하여 교정함으로써 장비에 대한 신뢰도를 확보하고 있다. 일반적으로 교정용 감마선 조사장치의 주요 부분별 용도를 보면, A.콜리메이터 : 방사선 방출구, B. 조사

기 납차폐체 : 교정선원 차폐, C. 교정받침대 및 대차 : 측정장비 배치 및 교정받침대의 이동, D. 레일 : 교정 받침대의 이동로 등으로 구성되어 있다. Fig1은 일반적인 교정용 감마선 조사장치이다.

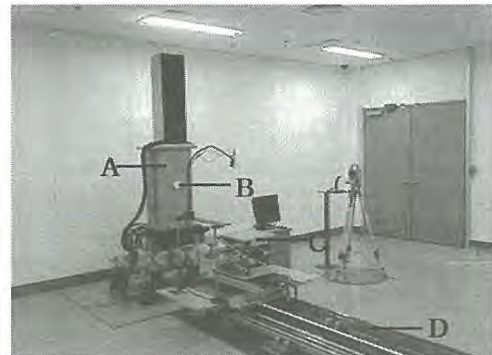


Fig. 1. Gamma irradiation equipment for calibration of radiation surveymeter.

교정용 감마선 조사장치는 콜리메이터를 통해 감마선이 조사되고 콜리메이터는 전단부가 후단부보다 직경이 큰 형상의 방사선조사구를 갖고 있어 교정받침대가 콜리메이터로부터 멀어짐에 따라 교정받침대에 조사되는 감마선 조사폭은 넓어지고 거리가 가까워짐에 따라 교정받침대에 조사되는 감마선 조사폭은 좁아지게 되어 있다. 그러나 교정받침대에 별도의 감마선 조사폭에 대한 표시가 없어 교정업무를 수행하는 담당자가 교정받침대에 배치되는 다수개의 교정대상 방사선측정장비들이 감마선 조사폭내에 배치되었는지를 확인할 수 없고 방사선측정장비가 감마선 조사폭을 벗어난 위치 또는 감마선 조사폭의 경계에 걸쳐 배치될 경우 교정의 신뢰성에 영향을 줄 수 있다.

이러한 교정의 정밀성과 정확성을 높이기 위해 방사선측정장비를 교정 시 교정받침대에 조사되는 감마선의 조사영역을 시각적으로 표시하여 교정업무를 수행하는 담당자가 눈으로 감마선 조사영역을 확인 후 방사선측정장비를 정확하게 배치

할 수 있도록 교정용 감마선 조사장치의 구성에 레이저 거리 측정기, 거리측정 레이저 반사판, 감마선 조사폭 표시용 레이저 조사장치, 감마선 조사폭 디스플레이, 유동감지수단 및 제어부를 추가하여 교정작업을 신속하고 정확하게 실시할 수 있는 방법을 연구하였다. Fig2는 방사선 조사폭을 확인할 수 있는 교정용 감마선 조사장치 구성도이다.

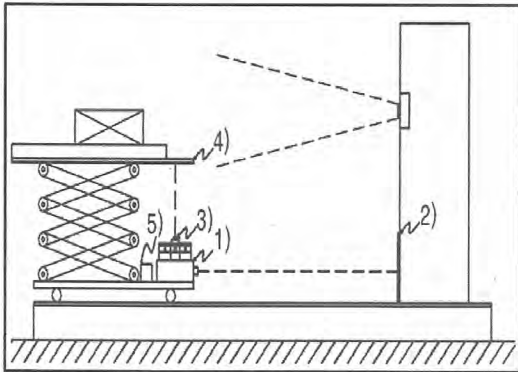


Fig. 2. Modified design concept of the gamma Irradiation Equipment.

방사선 조사폭을 확인할 수 있는 교정용 감마선 조사장치의 구성별 기능을 살펴보면, 1) 레이저 거리 측정기 : 콜리메이터와 레일이동대차 사이의 거리를 측정, 2) 레이저 반사판은 레이저 거리 측정기로부터 조사되는 레이저를 반사하는 역할, 3) 감마선 조사폭 표시용 레이저 : 감마선의 조사폭을 나타내는 레이저로 감마선 조사폭에 따라 상방으로 조사, 4) 조사폭 디스플레이 : 감마선 조사폭 표시용 레이저를 하면에 받아 상면에 표시, 5)유동감지수단 : 레일이동대차에 장착되어 레일이동대차의 이동유무를 감지 등과 제어부로 구성된다.[4]

이와 같이 구성된 조사장치는 단계별로 콜리메이터의 조사각을 입력하면 $\tan\theta$ 연산을 하게되고 레일이동대차 이동을 교정위치로 이동시킨후 레일이동대차 위치를 확인하고 레일이동대차와 콜리메이터 사이의 거리를 측정한다. 이때 측정된 거리값과 연산된 $\tan\theta$ 값을 곱하면 콜리메이터의 일직선상에 있는 이동대차의 직각방향으로 감마선 조사폭이 연산된다.

예를 들어 콜리메이터의 조사각이 30° , 레일이동대차와 콜리메이터 사이의 측정된 거리가 100cm 라 한다면 평면상으로 Fig3처럼 나타낼 수 있다.

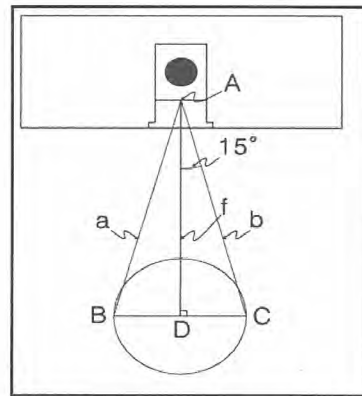


Fig. 3. Calculation concept of irradiation width by distance and angle

$\overline{DC}$ 사이의 거리는 측정된 거리 100cm와 $\tan 15^\circ$ 의 곱으로 된다. 이와 같이 연산된 값은 우측의 감마선 조사폭에 해당되며 감마선 조사폭 표시용 레이저 조사장치를 구동시키면 감마선 조사폭 $\overline{BC}$ 가 감마선 디스플레이 상에 표시되고 표시된 영역내에 교정대상의 방사선측정기를 배치하면 된다.

3. 결론

본 연구는 방사선측정장비의 교정용 감마선 조사장치에 관한 것으로서 교정용 감마선 조사장치의 작동을 효율적으로 제어하여 콜리메이터와 교정받침대 사이의 거리에 따라 교정받침대상에 감마선 조사폭을 실시간으로 표시할 수 있도록 함으로써 방사선측정장비에 대한 교정작업의 정확성과 업무능률을 향상시킬 수 있는 효과를 기대할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] “국가표준기본법 및 시행령” 지식경제부(2011. 10.29).
- [2] “국가교정기관지정제도운영요령” 지식경제부 고시 제2009-78호(2009. 4. 14).
- [3] “교정대상 및 주기설정을 위한 지침” 기술표준원 고시 제2008-320호(2008. 06. 02).
- [4] “방사선측정장비의 교정용 감마선 조사장치의 제어방법” 특허 제10-1169423호.

삼중수소 SDS 베드 붕괴열에 따른 헬륨루프 온도예측

구대서, 정동유, 이정민, 정홍석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼중수소는 핵융합반응에 사용되는 연료이며 중수로형 원자력 발전소의 방사성폐기물이다. 삼중수소 SDS(storage and delivery system) 베드 시스템[1-4] 삼중수소는 방사성 물질이라서 재고량을 정확하게 계량하는 것이 필요하다. 이와 관련하여 삼중수소 붕괴열에 의한 온도변화를 측정하여 삼중수소 재고량을 정확하게 계량하는 연구가 필요하다[5-7].

따라서 본 연구에서는 삼중수소 SDS 베드 시스템에서 발생한 삼중수소 붕괴열에 따른 베드 내 헬륨루프 순환 헬륨 온도변화를 예측하고자 한다. 그 결과는 차기 삼중수소 SDS 베드 설계 및 베드 내 삼중수소 재고량 계량하여 물질수지를 관리하는데 활용하게 될 것이다.

2. 본론

2.1 삼중수소 SDS 베드 시스템

Fig. 1은 삼중수소 SDS 베드 및 인베드 시스템이다. 이 시스템은 수소저장·공급용기, 수소저장 측정탱크, 베드 온도 컨트롤 패널, 온도·압력 디스플레이 패널, 수소 및 헬륨가스 공급·배기배관, 베드 내 헬륨루프 시스템 및 진공펌프, MBP(metal bellows pump)로 구성된다.

삼중수소 붕괴열용 베드 내 카트리지 히터 사용하여 삼중 수소량 붕괴열에 따른 베드 내 헬륨루프 간 온도를 예측하고자 한다.

2.2 SDS 베드 내 삼중수소 계량

삼중수소 붕괴열과 헬륨루프 내 일정한 유량으로 순환하는 헬륨 정압비열 4.968 cal/mol·K (1atm, 25℃)과 헬륨비중 0.1785 g/리터를 사용하여 헬륨루프 간 온도를 계산하였다.

2.3 SDS 베드 내 헬륨루프 온도예측

2.3.1. SDS 베드 조건



Fig. 1. Tritium SDS bed & in-bed system.

SDS 베드 내 헬륨루프 간 온도변화를 예측하기 위하여 베드 조건은 헬륨루프 헬륨유량 15리터/분, 베드 내 열 손실 40%로 가정하여 헬륨루프 유출관 온도와 유입관 온도차를 예측하였다. 삼중수소 붕괴열은 삼중수소 10g, 20g, 30g, 40g 및 50g에 따른 SDS 베드 헬륨루프 간 온도변화를 계산하고, 삼중수소량과 헬륨루프 온도 간 삼중수소량 표준편차를 구하였다.

2.3.2. 예측결과

Table 1과 같이 삼중수소 10g일 때 SDS 베드 헬륨루프 간 온도는 약 8℃에서 삼중수소 50g일 때 약 42℃로 증가 하였다. 일정한 삼중수소 붕괴열에서 유체 헬륨가스를 일정한 유량으로 순환시킬 경우, 헬륨루프 간 온도는 삼중수소량에 대하여 선형적으로 증가하였으며 삼중수소량 표준편차는 2.73×10^{-7} 이었다.

Fig. 2는 삼중수소량에 따른 SDS 베드 헬륨루프 간 온도를 나타낸 것이다. SDS베드가 삼중수소를 많이 흡장하면 SDS베드 내 헬륨루프 간 온도가 선형적으로 증가함을 알 수 있다. 따라서 SDS베드 헬륨루프 간 온도를 알면 SDS베드 내 삼중수소 재고량을 계량할 수 있음을 알 수 있으며, SDS 베드 내 삼중수소 재고 물질수지 관리가 가능할 것으로 생각된다.

Table 1. Temperature increase due to tritium storage.

Tritium(g)	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$			SD'
xi	yi			α'
10	8.35	m	0.8351	
20	16.70			
30	25.05	r	1	
40	33.40			
50	41.76			2.73E-07

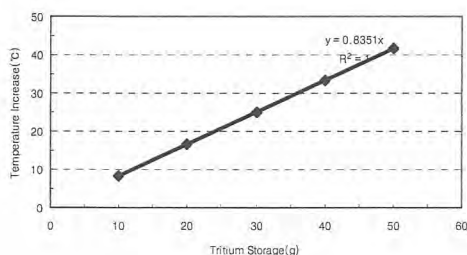


Fig. 2. Temperature vs tritium amount.

3. 결론

삼중수소 SDS 베드 붕괴열에 따른 헬륨루프 온도예측 연구로부터 다음과 같은 결론을 얻었다.

3.1 차기 성능이 양호한 삼중수소 SDS 베드 설계 하고 베드내 삼중수소 재고량을 계량하기 위하여 삼중수소 붕괴열에 따른 베드 내 헬륨루프 순환 헬륨 온도변화를 예측하였다.

3.2 삼중수소 SDS 베드 내 헬륨루프 헬륨유량 15 리터/분, 베드 내 열 손실 40%로 가정하고 삼중수소 붕괴열 10~50g에 따른 삼중수소 SDS 베드 내 헬륨루프 간 온도는 8~42°C 정도이었으며, 삼중 수소량 표준편차는 2.73×10^{-7} 정도였다.

3.3 SDS 베드가 삼중수소를 많이 흡장하면 SDS 베드 내 헬륨루프 간 온도가 선형적으로 증가하였으며, SDS 베드 헬륨루프 간 온도를 알면 SDS 베드 내 삼중수소 재고량을 계량하여 SDS 베드 내 삼중수소 재고 물질수지 관리가 가능할 것으로 생각된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부와 지식경제부의 국제핵융합실험로 공동개발사업으로 수행되었습니다. (NRF 2012-0000276)

5. 참고문헌

- [1] 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.
- [2] 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.
- [3] H. Chung, et. al., "Korea's progress on the iter tritium systems", Fusion Engineering and Design 84, pp. 599-603, 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.
- [5] T. Hayashi, et al., "Tritium inventory measurements by 'in-bed' gas flowing calorimetry", Fusion Technology, Vol. 30, pp. 931-936, 1996.
- [6] T. Hayashi, et al., "Tritium accounting stability of a ZrCo bed with 'in-bed' gas flowing calorimetry", Fusion Science and Technology, Vol. 48, pp. 317-323, 2005.
- [7] J. M. Miller, et. al., "Operating experience with tritium accounting and analysis systems in our tritium-handling facilities", Fusion Technology, Vol. 28, pp. 1050-1054, 1995.

미국 원전 지하수 감시 사례 조사

손옥, 손순환, 이갑복, 양양희

한수원(주) 중앙연구원, 대전광역시 유성대로 1312번길 70

wsohn@khnp.co.kr

1. 서론

2005년 이후, 미 원전 부지내 지하수에서 방사성 핵종(주로 삼중수소)이 검출된 것을 계기로 방사성 물질의 비계획적 방출에 의한 원전 부지내 지하수 오염 가능성이 제시되었다. 이에 미국 원자력산업 협의체인 Nuclear Energy Institute가 2007년에 수립한 산업계 지하수 보호 자율방안인 Industry Ground Water Protection Initiative(NEI 07-07)에 따라 미국 전 원전은 현재 지하수 감시를 실시하고 있다. 이에 본 논문에서는 중앙연구원에서 조사한 대표적인 미국 원전 중에서 Vermont Yankee 원전과 Turkey Point 원전의 지하수 감시 사례를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 감시우물 설치 현황

2.1.1 Vermont Yankee 원전

Vermont Yankee 원전은 2007년에 NEI 07-07에 따라 설치된 14개의 우물 감시망을 통해 2009년에 발견된 방사성물질 누출의 원인 조사 및 수리를 위해 추가적으로 20개의 우물을 설치하여 운영 중에 있다. 우물의 종류로는 Monitoring Well, Sentinel Well 및 Plume Monitoring Well이 있다. Figure 1은 해당 부지에 설치된 우물 위치와 함께, 지하수 흐름 방향, 각 우물의 표고 및 측정된 삼중수소 농도가 표시하고 있다.



Fig. 1. Vermont Yankee 원전 우물 위치.

2.1.2 Turkey Point 원전

Turkey Point 원전에는 총 132개의 우물이 설치되었으나 그 중 현재 사용이 가능한 것은 총 31개로, 이중 22개의 우물은 원전 부지내에, 그리고 나머지 6개 우물은 Cooling Canal 주변에 각각 설치되어 있다. Cooling Canal에 우물을 설치한 이유는 2000 ~ 2007년 사이에 채취된 Canal 시료의 분석결과, 삼중수소 농도가 상대적으로 높았기 때문이다. Turkey Point 원전도, Vermont Yankee 원전과 비슷하게, 우물을 Sentinel Well, Monitoring Well, Site Boundary Well로 구분하여 운영하고 있다. 부지내 해당 우물의 위치를 Fig. 2에 제시한다.

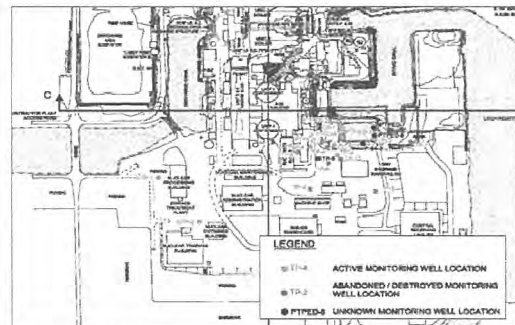


Fig. 2. Turkey Point 원전 우물 위치.

2.2 시료 채취 주기

2.2.1 Vermont Yankee 원전

Vermont Yankee 원전은 Table 1에서 보는 바와 같이, Monitoring Well과 Sentinel Well의 정상시 시료채취 주기는 모두 분기 1회로 정하고, 전자의 경우는 4년 동안의 삼중수소 분석결과가 MDC¹⁾ 이하일 경우 연 1회까지 분석주기를 늘릴 수 있도록 한 반면 후자의 경우는 분석결과가 MDC를 초과할 경우 월 1회로 감시를 강화하도록 했다. 또한 Plume Monitoring Well의 경우는 Plume의 확정 후에는 목적에 따라 시료채취 주기를 운영하도록 하고 있다.

1) Minimum Detectable Concentration

Table 1. Vermont Yankee 원전의 우물별 시료채취 주기.

Well Type	분석결과	주기
Monitoring Well		
첫해	MDC 이하	분기1회
첫해 이후	MDC 이하	연2회
4년 이후	4년간의 분석결과가 MDC 이하	연1회
Sentinel Well		
운영시 부터	MDC 이하	분기1회
운영중	MDC 초과	월1회
운영중	연속 6개 시료 분석결과가 MDC 이하	분기1회
Plume Monitoring Well		
운영시부터 Plume의 확정 및 누설 정지시 까지	MDC 초과	조사 필요에 따라 실시
Plume 확정 후	MDC 초과	월1회
운영중	연속 6개 시료 분석결과가 MDC 이하	타 우물 기준 준용

2.2.2 Turkey Point 원전

Turkey Point 원전은 상대적으로 매우 상세한 시료채취 주기 규정을 두고 있다. 먼저 모든 우물에 대한 정상시 시료채취 주기는 최소 연 1회로 규정된 후(Sentinel Well은 분기 1회), 다음과 같은 절차에 따라 시료채취 주기를 변경하도록 하였다.

- 삼중수소 분석결과가 통계학적으로 기준농도²⁾보다 높고 동시에 이전 시료분석 결과 및 분석 예상치가 기준농도보다 낮을 경우 시료채취 주기를 분기 1회로 단축한다.
- 다음의 두 조건 중 하나라도 충족될시 시료채취 주기를 월 1회로 단축한다.
 - ① 삼중수소 분석결과가 통계학적으로 기준농도보다 높은 상태에서, 분석결과가 최소 3회 연속으로 설명되지 않은 원인으로 증가했거나 또는, 분석결과가 바로 이전의 분석결과보다 적어도 3배 이상 증가했을 경우
 - ② 분석결과가 12,000 pCi/L를 초과할 경우
- 다음의 경우에는 월 1회보다 짧은 주기로 시료채취를 해야 하며 구체적인 주기는 담당자가 정한다.

2) 기준농도는 최소 10개 시료의 평균값으로, 해당 우물지역의 평균 삼중수소 농도를 나타낸다.

- ① 규제기관 규제치³⁾ 초과시 다음의 조건의 충족시 시료채취 주기를 분기1회로의 늘릴 수 있다.
 - ② 분석결과가 최소 3회 연속으로 감소 추세를 보이면서 분석치가 12,000 pCi/L 이하인 경우
- 2회 연속 분기 분석결과가 기준농도 이하인 경우 시료채취 주기를 연 1회로의 늘릴 수 있다(Sentinel Well 제외).

3. 결론

미국 원전 부지 지하수 감시의 대표적인 사례로써 Vermont Yankee 원전과 Turkey Point 원전 두 곳의 설치 우물의 현황 및 시료채취 주기 등을 간단히 소개하였다. 두 사례에서, 우물의 설치 위치는 해당 원전의 부지 특성, 특히 수문지질 특성 및 오염원 등에 크게 결정됨을 알 수 있었다. 또한, 효율적인 지하수 감시를 위해, 감시 목적에 따라 우물을 구분하여 운영하고 있음을 알 수 있었다. 이러한 조사 결과는 향후 국내에서 지하수 감시가 실시될 경우 참고사항으로 유용하게 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

- [1] 원전 부지 지하수 모니터링 방안 연구(최종보고서), 2011, 한국수력원자력(주).
- [2] 원자력기술 선진화를 위한 EPRI 국제공동연구(최종보고서), 2012, 한국수력원자력(주).
- [3] Groundwater Monitoring Plan, 연도미상, Vermont Yankee Nuclear Power Station.
- [4] Strategic Plan: Ground Water Protection Program, 2009, Turkey Point Plan.
- [5] FPL Nuclear Fleet Ground Water Protection Program, 2005, Florida Power and Light Co.

3) 미국 NRC의 규제치는 지하수가 음용수로 사용되는 원전의 경우는 20,000 pCi/L, 그렇지 않은 경우는 30,000 pCi/L이다.

오염확산 방지를 위한 IPA기반 비접촉 사용자 인터페이스

류동석, 김기호, 조일제

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

sayryu@kaeri.re.kr

1. 서론

다양한 연구 및 산업 목적을 위한 핫셀(Hot cell)이 증가하고 있다. 핫셀 내부에 설치되는 장비의 운전 및 유지보수 작업은 기본적으로 원격 취급(Remote handling) 하도록 설계하는데, 상황에 따라서는 작업자가 직접 핫셀에 들어가서 작업해야 하는 경우가 발생할 수 있다. 이때, 사용자가 각종 기기의 버튼이나 조작장치를 만지면서 오염이 확산될 수 있다. 따라서, 기본적으로 모든 장비를 원격 취급 할 수 있도록 하되, 장비의 직접 구동에 있어서도 비접촉 운영이 가능하도록 하는 것이 바람직하다.



Fig. 1. 3D measurements in PRIDE.

Fig. 1 은 국내 최대 핫셀 시설인 한국원자력연구원의 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE, PyRoprocess Integrated inactive DEMonstration facility)내에서 가동에 앞서 터치스크린으로 조작하는 3차원 계측장치를 반입하여 설비 내부를 정밀 측정하는 모습을 도기한 것이다. 이렇게 핫셀 내에 반입되는 각종 계측기 등도 오염확산 방지 차원에서 비접촉 수단을 구비하는 것이 바람직하다.

비접촉 입력수단을 필요로 하는 다양한 산업현장을 위해서 많은 연구들이 진행되어 왔다. 일반적으로 비전센서를 통해 손동작을 분석하고 미리 정해진 동작에 대해 특정 명령으로 인식하는 방법이 널리 연구 되었으나 [1], 2차원 화면의 한계로 인하여 배경이 복잡한 경우 손을 구분하기 어려운 단점을 가진다. 3차원 데이터를 활용하면 멀리 위치한 배경 화면과 근접한 손을 용이하게 구분할 수 있기 때문에 최근에 많은 연구가 진행

되고 있으며, 스테레오 카메라 또는 광도착시간(Time of flight)을 측정하는 방법이 주로 활용되는데, 유용한 데이터를 얻을 수 있는 반면에 센서가 상대적으로 비싸다는 문제가 있다.[2-3]

본 논문에서는 먼저 비접촉 인터페이스(Touchless interface) 구성을 위한 적외선 기반의 3차원 비전센서 개발에 대해 설명하고 [4], 비접촉 사용자 인터페이스로의 활용방법에 대해 논의 하고자 한다.

2. 본론

2.1 IPA(Infrared Proximity Array) 센서의 작동원리

적외선 센서는 장애물의 유무를 판단하거나 거리를 측정하는 목적으로 산업현장에 널리 사용되어 왔다. 본 연구는 기존의 적외선 센서의 기능을 확장하기 위한 것으로서, 비전센서를 통해 적외선을 감지하고, 각 픽셀의 거리정보를 변환하여, 결과적으로 3차원 형상을 재구성할 수 있는 방법을 제안한다. 적외선 광원을 켜면 근접거리내로 확산되고 물체에 반사된 빛이 되돌아오게 되는데, 이를 풍웨이딩 이론을 적용하면 Fig.2 와 같다.

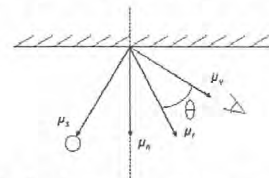


Fig. 2. Scenario for improving process equipments.

μ_s , μ_n , μ_r 및 μ_v 는 각각 광원, 표면수직선, 반사방향, 관측방향을 의미한다. 관측된 광도를 수식으로 기술하면 다음과 같다.

$$I = C_0(\vec{\mu}_s \cdot \vec{\mu}_n) + C_1(\vec{\mu}_r \cdot \vec{\mu}_v)^n + C_2 \dots \dots \dots (1)$$

C_0 과 C_1 은 각각 diffusivity와 specularity를 나타내는 상수로서, 물체의 재질에 따라 고유의 값을 가진다.

2.2 IPA 센서 개발

제안된 센서는 영상처리보드, 비전센서, 렌즈, 적외선광원, 적외선필터로 구성된다. 적외선 광원을 설치하여 센싱영역에 적외선을 조사하고, 적외선 필터를 통해 반사된 빛을 선별적으로 비전센서를 통해 수광하도록 한다. DSP를 사용하는 영상처리 보드는 각 픽셀의 광량정보를 수식(1)에 근거하여 거리정보로 환산하고, 3차원 포인트클라우드(Point cloud) 정보를 실시간 전송하고, 필요에 따라 외곽선 추출, 형상정보 추출 등의 간단한 영상처리를 수행한다.

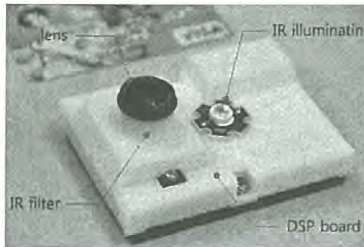


Fig. 3. Infrared proximity array.

Fig3는 개발된 센서의 사진이다. 크기는 이며 무게는 경량화하였다. USB를 통해 전원을 공급하는 동시에 센싱데이터를 실시간으로 전송 할 수 있다.

2.3 비접촉 사용자 인터페이스

개발된 센서를 사용하여 사용자의 손을 인지하여 이를 각종 기기의 입력수단으로 사용할 수 있다. Fig. 4는 개발된 센서를 통해 사용자의 손의 형상정보를 획득하고 PC로 전송하여 시각화 한 것이다.

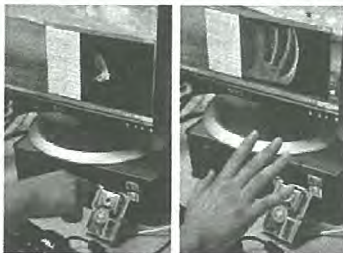


Fig. 4. IPA를 이용한 비접촉 사용자 인터페이스.

검지손가락의 위치를 추적하여, 상하 스크롤이 가능하도록 하고, 손바닥 접근을 통해 클릭이 가능하도록 하였다. 개발된 비접촉 사용자 인터페이

스의 유용성을 확인하기 위해서 다양한 장치에서 활용되고 있는 터치스크린을 활용한 키패드입력을 대체할 수 있는지 검증하였다.

3. 결론

본 연구에서는 적외선 근접감지센서(IPA)를 이용한 새로운 비접촉 사용자 인터페이스를 개발하였다. 사용자의 손의 움직임에 대한 3차원 형상정보를 추출하고, 손가락의 움직임을 통해 각종 메뉴와 버튼을 선택할 수 있도록 하였다. 개발된 비접촉 사용자 인터페이스를 핫셀 내에 반입하여 사용하는 각종 장비의 조작패널 등에 적용하면, 접촉으로 인해 발생할 수 있는 오염확산을 사전에 방지할 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] A. Tomita and R. Ishii, "Hand Shape Extraction from a Sequence of Digitized Gray-Scale Images," in Proc. of International Conference on Industrial Electronics, Control and Instrumentation, pp. 1925-1930, 1994.

U-7Mo 및 U-7Mo-1Ti 분말 표면의 Nitride 코팅장치 개념 분석

이선용, 김우정*, 류호진*, 박종만*, 이윤상*, 원종호

충남대학교, 대전광역시 유성구 대덕로 99

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

lsy7648@kaeri.re.kr

1. 서론

고성능 연구용 원자로에 적용하기 위해 고밀도의 U-Mo/Al 분산 핵연료가 개발되었으나, 조사 중 U-Mo 핵연료 분말 입자와 Al 기지와 반응으로 인하여 입자 표면에 형성되는 반응층은 핵연료의 성능저하는 물론 열전도도의 감소 및 팽윤 등의 문제들을 유발한다. 이와 같은 이유로 최근 반응층 형성을 억제시키는 방법에 관한 연구가 진행되고 있으며, 그 결과 Al 기지에 소량의 Si를 첨가하여 반응층의 부피를 줄이거나 U-Mo 분말 표면에 Si를 코팅하여 반응층이 형성되는 것을 방지하는 효과에 관한 연구 결과가 보고되고 있다[1]. 그러나 분산 핵연료에 Si를 첨가하는 것은 열전도도의 감소 및 조사 후 재처리가 안되거나 비용이 많이 드는 문제를 갖고 있다.

한국원자력연구원에서는 U-Mo 분말 표면에 반응층 형성을 억제하는 효과를 가져 올 것으로 기대되는 질화물 코팅층을 형성시키고자 고온 진공 열처리로 U-7wt%Mo 또는 U-7wt%Mo-1wt%Ti 분말이 담긴 zirconia 도가니를 삽입한 후 약 10^{-6} torr/1000℃의 조건에서 질화 처리를 수행하는 장치를 개발하였고, 이를 이용하여 질화물 코팅층의 성능에 관한 연구를 진행하고 있다[2,3]. 하지만, 현재 개발된 장치는 U-Mo 분말 표면에 질화물 코팅을 위해 N_2 가스 주입 시 U-7Mo 분말과의 접촉 시간이 U-Mo 분말 사이즈에 따라 차이가 있고, 도가니와 열처리로 사이의 미세한 틈사이로 U-7Mo 분말이 새어나가 도가니 이외의 외부 오염이 우려된다. 또한, 장치 구조상 용량이 작은 열처리로에서 코팅이 이루어지기 때문에 1 batch에 약 40g 정도의 U-Mo 분말만 장입하여 코팅할 수 있다는 단점을 갖고 있다.

따라서, 본 연구에서는 위와 같은 기존의 질화물 코팅 장치가 갖고 있는 문제점들을 보완하여 보다 안전하고, 균일한 코팅층을 갖는 양질의 질화물 코팅 U-Mo 핵연료 분말을 대량으로 생산하기 위해 블로잉 방식의 장치를 Solid Works 프로

그램을 사용하여 설계하였다.

2. 실험방법

본 연구는 원심분무법으로 제조된 U-Mo 분말의 표면에 반응층 형성을 억제하는 효과를 가져 올 것으로 기대되는 질화물을 코팅시키는 장치를 보완하고 수정하여 기존의 장치보다 고효율, 고성능의 장치를 개발하는 것을 목적으로 진행되었다.

Fig.1은 기존의 질화물 코팅 장비에 대한 전체적인 이미지(a)와 분말 장입장치(b)의 세부 이미지이다. Fig.1 (a)에서 보는 바와 같이 크게 열처리로와 열처리로를 회전 시켜주는 회전장치, 그리고 진공 펌프로 나눌 수 있다. 코팅 작업 시 회전장치는 약 30rpm의 속도로 열처리로를 회전 시켜주며, 열처리로는 진공상태에서 약 1000℃까지 승온시켜 실험을 진행 하였다. 진공은 기본 10^{-6} torr를 유지하고, 작업 시에는 N_2 가스를 약 80 sccm으로 흘려 보냄으로써 진공도를 10^{-3} torr의 상태로 유지하면서 코팅을 하였다.

위와 같은 방법으로 제조된 코팅 분말은 주사전자현미경(SEM)을 통해 코팅층의 두께 및 균일한 형성 상태를 확인하였다.

또한, 기존의 장치가 가지고 있는 단점을 보완할 수 있도록 블로잉 방식을 갖는 새로운 개념의 질화물 코팅처리 장비를 상용 프로그램인 Solid Works를 사용하여 개념 설계하였다.



Fig. 1. (a)Nitride coating system; (b)powder loading part.

3. 결과 및 분석

Fig.2는 기존의 질화물 코팅 장치를 이용하여 U-Mo 분말 표면에 코팅층을 형성시킨 분말의 SEM 이미지이다. 분말은 약 90~150 μm 의 크기를 갖고 있으며, 원형의 U-Mo 분말 형태를 그대로 유지한 상태에서 약 1~2 μm 의 두께를 갖는 질화물 코팅층이 형성되어 있는 것이 관찰되었다. 열처리 로를 회전시킴으로써 분말 표면 전체에 고르게 N_2 가스의 확산에 의한 질화물 코팅층이 형성된 것을 확인 할 수 있다.



Fig. 2. SEM images of nitride coated U-Mo particles.

Solid Works 프로그램은 장비의 설계 및 도면을 그리는 상용 프로그램으로 블로잉 방식을 갖는 질화물 코팅장치의 개념 설계도를 그리는 데 사용되었다. Fig.3은 초기의 블로잉 개념을 도입한 개념도로 기존의 장치에 비해 U-Mo 분말이 열처리 로 안에서 회전에 의해 발생하는 손실 및 불균일한 혼합을 제어할 수 있도록 설계 되었다. 그러나 질화물 코팅 작업 시 열처리 로 전체에 균일한 열전달의 한계가 있고, 하부에서 N_2 가스를 이용하여 분말을 블로잉 할 때 분말의 손실이 우려되어 Fig.4 (a)와 같이 하부에 망을 설치하여, 분말의 손실을 최소화 하도록 재설계 되었다. 또한, 열 전달의 문제는 Fig.4 (b)와 같이 기존의 원뿔형의 열처리로를 원통형으로 교체 함으로써 최소화 하도록 설계 하였다.

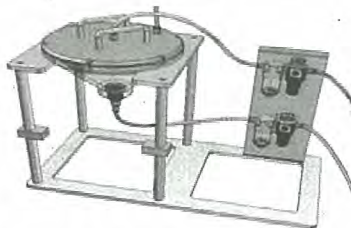


Fig. 3. A conceptual design of fluidized bed type nitride coating equipment.

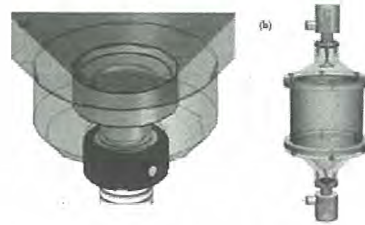


Fig. 4. The modified design of fluidized bed type nitride coating equipment.

4. 향후 연구방향

질화물 코팅 방법 중 유동층(fluidized bed) 반응로, 로터리 반응로, 임펠러 반응로 등의 개념을 비교 분석하고 장단점을 평가하고자 한다. 비교 분석을 위해 고려하여야 할 항목은 다음과 같이 도출하였다.

- Batch 당 코팅 분말 용량
- 코팅의 건전성 및 균질도
- 코팅 효율 및 반응가스 소모량
- 우라늄 분말 회수율

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력 연구개발 사업의 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] H.J.Ryu et al., Nuclear Engineering and Technology, 43 (2011) 159.
- [2] J.S.Park et al., 한국원자력학회, 2011년 춘계학술발표회, 태백, 5.26-27, 2011.
- [3] J.H.Yang et al.,RRFM-2011, Rome, Italy, 2011.

Development of SiC Neutron Detector and its Application to Harsh Environment

Se-Hwan Park, June-Sic Park, Sang-Mook Kang*, Jong-Myung Oh, Hee Seo, Dae Young Song,
Hee-Sung Shin, Ho-Dong Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong, Daejeon

* Hanyang University, Wangsimli, Seoul

ex-spark@kaeri.re.kr

1. Introduction

Silicon carbide(SiC) semiconductor is a possible candidate for neutron detector, which can be used at harsh environments such as neutron monitoring at nuclear reactor and near the spent fuel. The wide bandgap of SiC compared to that of conventional semiconductors such as silicon and germanium makes SiC an attractive material for applications at high dose and high temperature. Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI) has developed the SiC neutron detector. SiC detectors with PIN diode structure or Schottky structure were fabricated, and the α energy spectrum and neutron were successfully measured with the detectors. LiF neutron converter was deposited on top of the metal electrode of the SiC detector to make the neutron detector.

The radiation hardness of the SiC neutron detector was studied by measuring and comparing the detector characteristics such as leakage current and α energy spectrum before and after the neutron irradiations of $2.2 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ and $5.4 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$.

In present work, the radiation hardness of SiC detector to the neutron fluence of 10^{18} n/cm^2 was studied. Also, fabrication of a detector assembly, which can measure the neutron flux in the reactor core, was introduced.

2. Experiment and Analysis

SiC neutron detectors with four different electrode structures such as aluminium, Cr/Au, Ni/Au, Ti/Au were measured. The detector has PIN diode structure, and it is shown in figure 1. After fabricating the detector, the I-V curve and the α energy spectrum was measured.

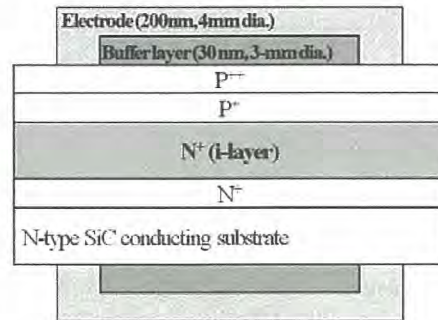


Fig. 1. SiC Detector with PIN diode structure.

The SiC detector is square shape with size of $5 \times 5 \text{ mm}^2$. Ceramic plate with metal electrode on it was contacted to the SiC detector on both sides of the detector to collect the electric signal from the detector. I-V curve of the detector was measured with Keithley semiconductor characterization system (Model No 4200). α energy spectrum was measured with the detector. ^{238}Pu source was positioned in front of the detector, and a collimator with diameter of 2 mm was placed between the source and the detector. The signal from the detector was processed with preamplifier(CREMAT CR-110), and shaping amplifier(ORTEC 575A).

The neutron was irradiated with fluence of $1.6 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ at HANARO research reactor of KAERI. After the neutron irradiation, the I-V curve and the α energy spectrum was measured to see the neutron irradiation effect on the detector performance. Figure 2 shows the peak count of the α energy spectrum before and after the neutron irradiation. Before the neutron irradiation, the α energy spectrum can be measured without biasing on the detector. However, after the neutron irradiation, the α energy spectrum could not be measured if the high voltage was not biased on the detector. After biasing with 10 V, the

a energy spectrum could be successfully measured.

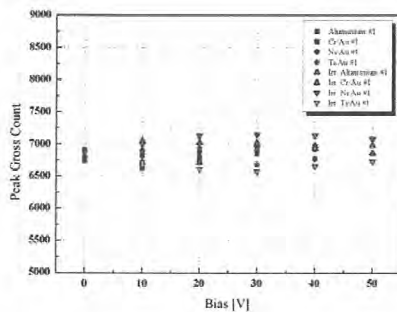


Fig. 2. a peak counts of the detectors before and after the neutron irradiation.

A neutron detector assembly was fabricated to measure the neutron flux inside the reactor core. A neutron detector with LiF layer and a neutron detector without the LiF layer was in the assembly. Signals from the detector was collected through MI cable. The experiment was performed at HANARO reactor. The signal from the detector was measured as the reactor power went on. The neutron signal from the spent fuel was also measured with the detector at Post Irradiation Examination Facility(PIEF) of KAERI.

3. Conclusion

SiC semiconductor can be a neutron detector applicable at spent fuel and reactor. The radiation hardness of the detector to the neutron irradiation was measured in the present work. The SiC neutron detector can be operative at neutron flux upto 10^{18} n/cm². A detector assembly was fabricated to measure the neutron flux at reactor core of HANARO research reactor of KAERI. Also, the radiation from the spent fuel was measured with the detector at PIEF of KAERI.

4. References

- [1] F. Moscatelli et al., IEEE Trans. Nucl. Sci. 53(3) 1557 (2006).
- [2] J. S. Park et al., J. Kor. Phs. Soc., "Effect of

Metal Electrode on the Radiation Toelrance of SiC Neutron Detector", accepted.

사용후핵연료 검증을 위한 광섬유 체렌코프 방사선 센서에 관한 기초연구

신상훈, 유옥재, 서정기, 한기택, 전다영, 박병기*, 조승현**, 이봉수

건국대학교, 충북 충주시 단월동 322

*순천향대학교, 충남 아산시 신창면 읍내리 646

**승실대학교, 서울특별시 동작구 상도로 369

bslee@kku.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료 저장조 속에 저장되어 있는 사용후핵연료에서 방출되는 하전입자들은 매질이 되는 저장조 속의 물과 상호작용하여 체렌코프 방사선(Cerenkov radiation)을 지속적으로 방출한다. 이러한 현상을 이용하여 현재, IAEA에서는 체렌코프 방사선 촬영장치(digital Cerenkov viewing device, DCVD)를 저장조의 난간에 위치시켜 사용후핵연료 주변의 체렌코프 방사선을 현장에서 바로 측정 한 뒤, 사용후핵연료의 진위를 검증하고 있다. 하지만 기존의 DCVD를 이용할 경우, 사용후핵연료 집합체의 이동 없이 체렌코프 방사선의 분포를 영상으로 측정할 수 있지만, 대부분의 체렌코프 방사선이 자외선과 가시광선 영역에 있으므로 주변광에 따른 잡음 및 측정 오차가 발생하게 된다. 또한 핵연료집합체의 윗면만을 촬영하기 때문에 사용후핵연료의 분포 및 진위만을 검사할 수 있게 된다. 따라서 사용후핵연료의 진위 및 안전성 확보를 위한 사용후핵연료의 연소도 측정이 가능한 새로운 검출기의 개발이 요구되고 있다.

본 연구에서는 사용후핵연료의 연소도와 손상 및 결함위치를 실시간, 원거리에서 측정할 수 있는 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 개발을 위한 기초연구의 일환으로, Co-60 감마선원의 세로축 선량 분포를 체렌코프 방사선을 이용하여 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험 재료 및 방법

본 연구에서 감지부의 제작에 사용된 체렌코프 방사선 발생용 광섬유는 계단형의 굴절률을 갖는 멀티모드 플라스틱 광섬유로서 직경과 길이는 각각 1.0 mm, 15 cm이다. 감지부에서 발생된 체렌코프 방사선을 계측기로 전달하기 위하여 사용된 전송용 광섬유는 감지부의 플라스틱 광섬유와 동일하며, 직경은 1.5 mm, 길이는 11 m이다.

광섬유 체렌코프 방사선 센서의 감지부에 방사선을 조사하기 위해 Co-60 감마선원을 사용하였다. 약

3,000 Ci의 방사능 및 84.99 mSv/min의 선량율을 가지는 Co-60 감마선원은 직경 11 mm, 길이 406 mm, 무게 0.24 kg인 연필형으로, 외경 21.7 mm, 두께가 2.8 mm인 스테인리스 강관속에 장전되어 있다. Co-60 감마선원은 평상시 납으로 제작된 차폐용기에 저장되어 있으며, 방사선 조사 시에는 드라이빙 유닛(driving unit)의 와이어에 의하여 저장용기에서 인출된다[1].

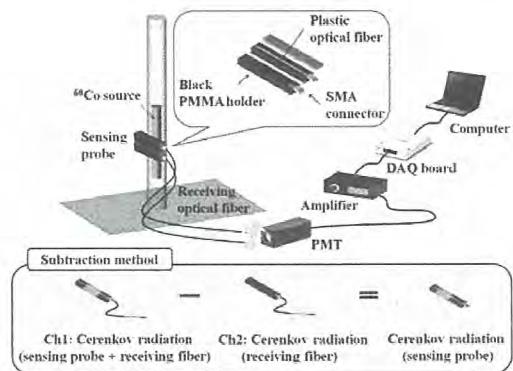


Fig. 1. Experimental setup for measuring Cerenkov radiation.

본 연구에서는 Co-60 선원에 의해 광섬유에서 발생하는 체렌코프 방사선을 측정하기 위해 그림 1과 같이 검은색 PMMA(polymethylmethacrylate) 홀더, 플라스틱 광섬유, SMA 905 커넥터를 이용하여 2채널 감지부를 제작하였다. 채널 1 감지부에는 체렌코프 방사선을 발생시키기 위한 플라스틱 광섬유가 포함되며, 체렌코프 방사선 발생용 광섬유가 포함되지 않은 동일한 형태의 채널 2 감지부를 제작하여 전송용 광섬유에서 발생하는 체렌코프 방사선을 감법(subtraction method)을 이용하여 제거하였다. Co-60 감마선원으로부터 발생된 감마선이 15 cm 길이의 2채널 감지부에 조사되면 감지부에서 발생된 체렌코프 방사선은 11 m 길이의 전송용 광섬유를 통하여 광증배관(photo-multiplier tube, PMT)로 전송된다. 전송된 광 신호는 전기신호로 변환 및 증폭된 뒤, LabVIEW 기반의 모니터링

프로그램을 통해 저장 및 디스플레이 된다.

2.2 실험결과

그림 2는 체렌코프 방사선 발생용 광섬유의 직경에 따른 체렌코프 방사선의 발생 효율을 나타낸다. 0.5 mm 직경의 플라스틱 광섬유에 비해 직경 1 mm의 광섬유에서 더 많은 체렌코프 방사선이 측정되었으므로 효율이 더 좋은 1 mm 직경의 체렌코프 방사선 발생용 광섬유를 사용하여 실험을 수행하였다.

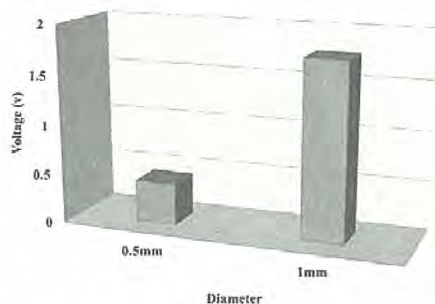


Fig. 2. Measurement of Cerenkov radiation according to the diameter of plastic optical fiber.

그림 3은 2채널 감지부에서 발생하는 체렌코프 방사선을 측정된 실시간 그래프를 보여준다. 채널 1의 체렌코프 방사선 발생용 광섬유에서 발생하는 체렌코프 방사선의 광량이 채널 2의 전송용 광섬유에서 발생하는 체렌코프 방사선의 광량보다 큰 것을 확인할 수 있고, 획득된 각각의 전압신호는 감법을 적용시켜 감마선량 측정을 위한 신호로 이용이 가능하다.

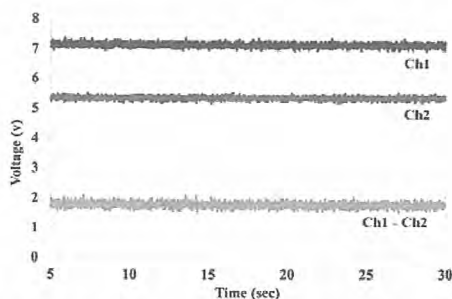


Fig. 3. Real-time monitoring of Cerenkov radiation using the 2-channel sensing probe.

그림 4는 길이 406 mm의 Co-60 감마선원에 대한 세로축 선량분포를 보여주며, 선원의 위치에 따라 각 지점에서 감법을 통해 획득된 체렌코프 방사선의 광량을 이용하여 나타내었다. 실험결과, 지면으로부터 30 cm 높이에 위치하는 Co-60 감마선원의

중심에서 최대 선량이 측정되었고, 선원의 양 끝단으로 갈수록 선량이 작아지는 것을 확인하였다.

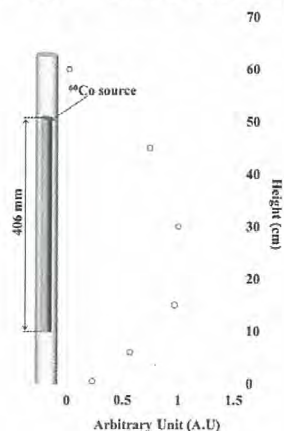


Fig. 4. Measured longitudinal dose distribution of Co-60 source using the fiber-optic Cerenkov radiation sensor.

3. 결론

본 연구에서는 플라스틱 광섬유를 이용한 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 제작하였고, 감마선에 의해 2채널 감지부에서 발생하는 체렌코프 방사선을 이용하여 Co-60 감마선원의 세로축 선량분포를 측정하였다. 실험결과, 감법을 통해 획득된 체렌코프 방사선의 광량이 사용후핵연료의 연소도 및 결합위치를 측정하기 위한 유의한 신호가 될 수 있음을 증명하였으며, 본 연구결과를 토대로 사용후핵연료의 검증을 위한 광섬유 체렌코프 방사선 센서의 개발이 가능할 것으로 기대된다. 향후 연구계획은 다채널 광섬유 체렌코프 방사선 센서를 제작하여, 사용후핵연료 모사장치의 3차원 선량분포 및 결합부위를 측정하는 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2011년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20111720200010).

이 논문은 2012년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임(No. 2012029724).

5. 참고문헌

- [1] 서민우, 박재우, 방사선응용과학연구소 논문집, Vol. 23, pp. 15-19, 2009.

고선량 감마선 조사에 따른 SiC 검출기의 특성 변화 분석

박준식, 신희성, 김호동, 김용균*, 박세환

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

*한양대학교, 서울시 성동구 행당동 한양대학교

ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

Silicon carbide(SiC)는 넓은 bandgap energy, 우수한 열전도성을 가진 반도체 소자로서, thermal excitation으로 인한 누설전류가 낮아 종래의 반도체 검출기와 비교하여 고온 환경에서의 동작성이 우수하다. 또한 내방사성이 우수하여, 고방사선 환경에서도 방사선(중성자)을 검출할 수 있는 물질로 주목을 받아왔다. SiC 중성자 검출기의 응용 분야로서, 우주선에서 사용되는 반도체 검출기가 Ruddy등에 의해 제안된 바 있으며[1], BNCT (Boron-Capture Neutron Therapy)에서의 중성자 노출량 감시[2], 폐기물 드럼에서의 열중성자 검출[3], 국가 안보와 관련하여 핵물질 감시[4] 등에도 최근 그 유용성이 입증되어 왔다. 특히 SiC는 사용후핵연료 방사선 감시를 위한 검출기로 적합할 것으로 생각되고 있다. 사용후핵연료 주변은 강한 감마선장(1000 Gy/hr)에 선속이 낮은 ($\sim$ 수백 $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-2}$) 중성자가 섞여있는 특수한 방사선장으로서, 2001년 Dulloo등은 그러한 환경을 재현하여 SiC 중성자 검출기로부터의 강한 감마선장에서 중성자 신호의 분리가 가능함을 보였다. 이어서 2006년 Natsume등에 의하여 실제 사용후핵연료를 대상으로 측정 실험이 수행되었다.[5] 이와 관련하여 감마선 조사량에 따른 SiC 검출기의 노화도를 분석하는 연구 또한 이루어지고 있으며, 현재까지 Ruddy등에 의해 감마선량 5.4 MGy까지 SiC 검출기가 동작했다는 것이 보고되어 있다.[6]

본 연구에서는 몇 종류의 4H p-i-n type SiC 검출기를 제작하여 감마선 조사 시험을 수행하였으며, 전극 구조에 따른 노화도의 차이를 분석하였다.

2. 본론

2.1 검출기 제작 및 감마선 조사

실험에 사용된 $5 \times 5 \text{ mm}^2$ SiC 다이오드의 구조 및 검출기 전극구조를 Fig. 1에 보였다. Buffer

layer는 외부 전극층과 SiC 웨이퍼간의 접착력을 증가시키기 위한 중간층으로서, 스퍼터링법을 이용하여 Cr, Ni, Ti가 증착되었으며 외부 전극은 열증착법을 통하여 Au가 증착되었다. 3개의 서로 다른 buffer layer와 Au 전극을 가지는 검출기와 Al 전극을 가지는 검출기가 제작되었으며, Al 전극 구조의 경우 buffer layer 증착을 하지 않았다.

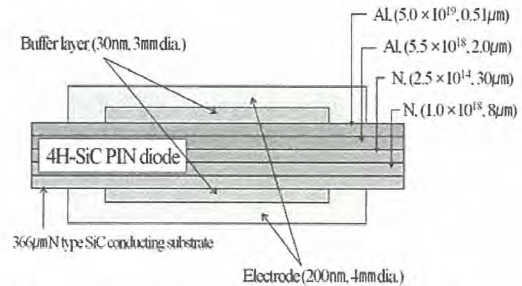
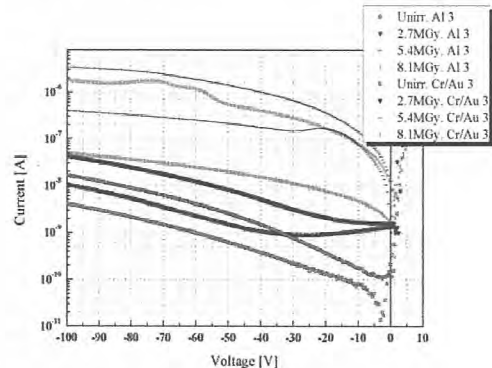


Fig. 1. Schematic cross-section of the SiC p-i-n diode.

2.2 감마선 조사 및 특성 평가

제작된 SiC 검출기를 원자력연구원 고준위 감마 조사시설에서 조사시킴으로써 누적 선량 8.1 MGy까지의 감마선 조사량에 따른 특성평가를 수행하였다.

I-V curve 측정은 4200 Keithley Semiconductor Characterization System을 이용하여 상온에서 측정하였으며 결과를 Fig. 2에 보였다.



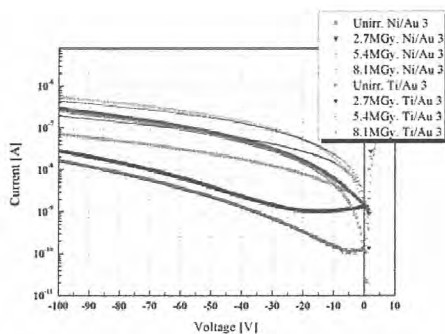


Fig. 2. Forward and reverse bias characteristics of SiC detector before and after irradiation.

알파입자 스펙트럼 측정을 위한 회로는 Fig. 3에 나타냈다. 측정은 각각 5분간 이루어졌으며 결과를 Fig. 4에 나타내었다.

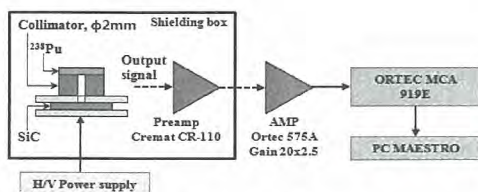


Fig. 3. Experimental setup of alpha spectroscopy.

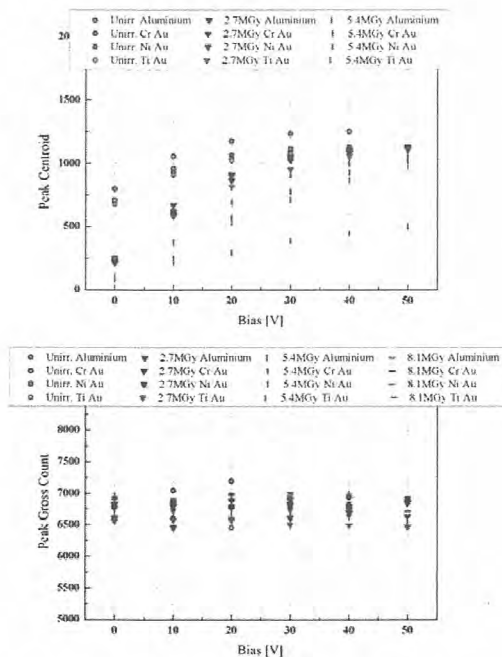


Fig. 4. Peak centroid and summation of SiC detectors with respect to the bias before and after irradiation.

측정 결과 감마선 조사량이 증가함에 따라 Pu-238 알파선 피크가 나타나는 채널이 감소하였으며 full depletion에 도달하는 전압이 매우 증가됨을 예측할 수 있었다. 감마 조사량에 따른 계수를 변화에 특별한 경향은 보이지 않았다.

3. 결론

연구 결과, SiC 검출기의 8.1 MGy 수준의 감마선 조사에 따른 내방사성을 평가하였으며 전하수집을 저하가 나타나지 않았다. 또한 사용후핵연료 뿐만 아니라 원자로 및 우주방사선과 같은 고방사선 환경에서의 응용 가능성을 확인하였다.

4. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원 하에 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Frank H. Ruddy et. al., Proceedings of the Space Nuclear Conference, 468-475, 2005.
- [2] C. Manfredotti et. al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 552 131-137, 2005.
- [3] A. R. Dulloo et. al., Nuclear Instruments & Methods B 213 400-405, 2004.
- [4] Frank H. Ruddy et. al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 598 518-525, 2009.
- [5] T. Natsume et. al., Journal of ASTM International, Online 3, 2006.
- [6] Frank H. Ruddy et. al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 263 163-168, 2007.

물 중 방사성물질 관리 실태 조사

이완로, 정근호, 지영용, 임중명, 김현철, 김원영, 조영현, 강문자, 이창우, 최근식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

petor@kaeri.re.kr

1. 서론

2011년 후쿠시마 원자력발전소 사고 후 일반인들의 방사능에 대한 관심이 증대하였다. 특히 물의 경우 방사성 물질의 오염 여부가 아니라 유무가 중요한 이슈가 되고 있다. 우리가 인지하고 있지는 못하지만 방사성 물질은 우리 주변에 항상 존재하고 있으며, 그로 인해 방사선의 영향을 우리는 항상 받고 있다. 이렇게 우리 주변에 항상 존재하는 것을 보통 자연방사성 물질이라고 분류한다. 또한 기존에는 없었지만 인간의 여러 가지 활동(핵실험, 원자력발전소 사고, 방사성 동위원소 이용)등으로 인한 물질을 인공방사성 물질이라고 명명하고 있다. 보통 인공방사성 물질의 경우 주변에 존재하지 않은 것으로 생각하기 쉽지만 과거의 많은 원자력활동 등으로 미량이지만 이미 존재하고 있는 경우도 많다.

본 논문에서는 제외국에서의 물 중 방사성 물질의 관리 현황에 대해 고찰하였다. 또한 우리나라의 방사성 물질 관리 기준치 설정 시 고려 사항에 대해 살펴보았다.

2. 본론

2.1 방사선과 인체의 위해정도

국제방사선방호위원회(ICRP)에서는 인간이 자연방사성 물질에 기인한 방사선으로부터 평균적으로 2.4 mSv의 선량을 연간 받고 있지만, 지역에 따라서 많은 차이를 보이고 있어 어느 지역은 약 100 mSv를 연간 자연으로부터 받고 있다고 보고되고 있다. 연간 100 mSv까지는 임상적으로 영향이 나타나지 않지만 합리적으로 가능한 한 낮게 관리할 것을 제시하고 있다. 따라서 일반인이 받는 선량한도를 1 mSv로 제시하고 있다. 어떤 하나의 소스로부터 장기간 영향을 받을 가능성이 있는 특별한 경우에는 일반인의 선량한도의 1/10의 수준에서 선량 제약치 개념을 도입하였다. 이와 같이 매우 낮은 선량에 대한 임상적인 영향은 없지만 1 Sv/y등과 같이 높은 선량의 자료를 이용하여 간접적으로 계산하여 추측하고 있다[1-2].

2.2 WHO의 방사성 물질 관리 현황

WHO에서는 크게 인공방사성 물질과 자연방사성 물질의 가이드라인을 설정했는데 ICRP의 권고 중 1 mSv의 1/10에 해당하는 0.1mSv를 기준으로 각 핵종의 방사능 농도를 산출하였다. 여러 핵종이 있을 경우는 합이 0.1 mSv/y가 넘지 않도록 권고하였으며, 191개의 핵종에 대해서 설정하였다. 우라늄의 경우는 방사성 물질의 독성보다는 신장에 대한 화학독성을 고려해서 30 ppb로 설정하였는데 이는 방사능으로 표현하면 대략 0.77 Bq/L 정도에 해당된다. 방사선 위험을 고려해서 설정했을 경우 U-238이 10 Bq/L이었다. 위의 두 값을 보면 화학적 독성 영향이 훨씬 높다는 것을 알 수 있다. WHO에서는 모든 핵종을 측정해서 0.1 mSv/y 이상 여부를 판단하는 것이 아니라 총 알파/총 베타의 핵종을 먼저 분석하여 스크린 개념을 도입하였다. 기준은 총 알파/총 베타의 경우 각각 0.5 및 1.0 Bq/L로 설정하였다. 스크린 결과가 높으면 재분석하고 K-40의 핵종의 결과값을 제외하고 스크린 값이 높을 경우 각 핵종들을 평가해서 그 값이 0.1 mSv/y이 넘을 경우 어떤 조치가 가장 합당한지 판단하도록 하였다. WHO에서는 각 핵종의 방사능 준위 가이드라인 설정 시 10^n 으로만 표시하였다. 즉 계산해서 7.7 Bq/L이 나올 경우 10로 설정하였고, 이때 사용된 기초 자료는 하루에 물 2L 섭취 및 설탕환산인자는 ICRP 데이터를 이용하였다. 라돈의 중요성은 언급했으나 물에서 보다는 실내 공기중에 어떤 영향을 주는지를 고려해야 한다는 원론적인 언급과 각국에서 특성에 맞게 고려해야 한다고 언급하였다[3].

2.3 미국의 방사성 물질 관리 현황

1974년 음용수법에 우라늄 및 자연방사성 핵종, 인공방사성 핵종의 기준치를 설정하였으며, 여러 번의 수정을 거쳐서 기준을 변경하였다. 각 핵종의 방사능 기준치는 0.04 mSv/yr (4 mrem/y)의 선량을 기초로 해서 설정했는데, 이는 ICRP 및 WHO에서 설정한 0.1 mSv/y 보다 훨씬 낮게 설정된 것이다. 이는 1974 설정 시 방사선에 의한 위해평가가 과도하게 보수적으로 이루어졌기 때문이다. 그 이후에

우라늄 등 기타 핵종의 기준은 최신 데이터를 이용하여 변경되었으나 인공핵종에 대해서는 개정이 이루어지지 않았기 때문에 차이를 보이고 있다. 미국의 경우 인공보다는 자연 방사성핵종에 관심이 더 많이 가지고 있으며, 기준은 표 1에서 보여주고 있다. 총 알파에서는 우라늄 농도와 라듐의 농도는 제외하고 라돈의 농도를 포함하여 계산하였다. 미국의 경우도 역시 우라늄의 경우 방사선 위험보다는 신장의 화학적 위험을 고려해서 설정하였다. 또한 분기별로 측정하여 그 값이 어느 정도 되는지에 따라서 분석 주기를 고려해서 설정하는 방법을 제시하고 있다. 라돈의 경우 물에서 공기로 전이되는 것을 1/10,000로 가정하여 실의 라돈 농도를 증가시키지 않은 수준인 148 Bq/L(4000 pCi/L)로 1991년에 제안했으나 아직 법으로 제정되지는 못했다[4].

Table 1. 미국 EPA의 물 중 방사능 기준.

Maximum Contaminant Levels	
Beta / photon	0.04 mSv/yr
Gross alpha	0.56 Bq/L
Ra-226, Ra-228	0.19 Bq/L
Uranium	30 ppb
179 man-made radionuclides	

2.4 유럽의 방사성 물질 관리 현황

유럽의 방사능 규정은 EU 위원회에 정했는데 각 핵종에 대한 언급보다는 총 선량(Total indicative dose)이 0.1 mSv/y 및 H-3이 100 Bq/L이하로만 제시되어 있다. 이때 0.1 mSv/y를 설정할 때 K-40, 라돈 및 라돈 딸 핵종에 대해서는 제외했으며, 자연핵종에 대한 EU 차원의 규제치는 없는 실정이나 각국의 실정에 맞게 기준치를 설정하고 있다. 예를 들어 영국의 경우는 물 공급자에게 적용되는 라돈, 라듐, 총 알파 및 총 베타와 인공핵종의 잠정 기준치를 설정했다. 또한 핀란드, 스웨덴에서는 라돈 기준치를 각각 300, 100 Bq/L로 설정하고 있다.

2.5 기타 국가의 방사성 물질 관리 현황

후쿠시마 사고 후 방사성 물질 오염에 민감한 일본의 경우 물 중 자연방사성 물질 관리 기준의 없는 실정이며, 인공 방사성 물질의 경우도 특별히 기준치를 설정하고 있지 않다. 캐나다의 경우는 WHO와 비슷한 방법으로 물 중 방사성 물질 기준치를 설정했으며 다른 점은 우라늄의 경우 20 ppb로 WHO 보다 낮았으며, U-238의 방사성 기준치도 3 Bq/L로 10

보다 낮은 값을 적용했다. 총 14개의 자연방사성 핵종과 70 여개의 인공방사성 핵종의 기준치를 설정했으며, 계산된 값을 가능하면 자세히 표시하였다. 즉 I-131의 경우 같은 방법으로 계산했는데 WHO와 캐나다의 경우 값이 각각 10과 6 Bq/L로 다른 값을 보여주고 있다. 우리나라의 경우는 물 방사능의 경우 비상시에 한해서 일부 핵종에 대해 기준치가 설정되어 있으며, 평상시 인공 방사성핵종의 기준치는 아직 설정되어 있지 않지만 자연방사성 핵종에 대해서 법적 기준치가 아닌 관리 지침이 일부 설정되어 있다. 또한 환경부 산하 국립환경과학원에서 우리나라 자연방사성 물질 실태 조사를 지속적으로 수행하고 있다.

3. 결론

제외국의 물 방사성 물질 관리 실태를 보면 크게 자연 방사성 물질과 인공방사성 물질 관리로 구분할 수 있다. 자연 방사성 물질의 경우는 기준치 설정 시 자국의 자연 방사성 물질 분포를 측정하여 기초 자료를 확보하고 이를 통해서 위해평가를 한 다음 비용과 편익을 고려해서 기준치를 설정하였다. 인공 방사성 핵종의 경우에는 장기간 섭취에 의한 영향을 고려해서 0.1 mSv/y의 매우 낮은 수치를 설정하고 이를 근거로 방사능 농도를 설정했다. 따라서 이 기준치의 경우 단기간 적용되는 비상시에는 적절하지 않으며, 또한 한 번의 측정 결과가 기준치를 초과했다고 해서 그 물이 오염되었다는 것이 아니라 지속적인 모니터링이 필요하다는 의미로 해석해야 할 것이다. 우리나라의 경우 물 방사능 기준치 설정 필요성에 대해 토론이 필요한 시점이며, 인공방사성 물질 또는 자연방사성 물질로 구분할 필요가 있으며, 또한 평상시 및 비상시로 구분해야 할 것으로 판단된다. 자연 방사성 물질의 기준치 설정시에는 비용 편익 산출 등 사회 경제적인 인자도 고려해서 결정해야 할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] ICRP Publication 82, 1999.
- [2] ICRP Publication 103, 2007.
- [3] WHO, "guidelines for Drinking-water quality", 2011.
- [4] US EPA, "National Primary Drinking Water Regulations"; Radionuclides., 2000.

일본 방사성폐기물 처분사업의 물리적방호 기본방침 검토

이호희, 권은하, 김성용, 김다영, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111

nhhlee@kaeri.re.kr

1. 서론

물리적방호는 국제사회가 새롭게 주목하고 있는 원자력시설의 안전요건으로서 미래 혁신원자력시스템(Innovative Nuclear Energy Systems)을 도입하는 데 있어서 고려해야 하는 필수 설계요건 중 하나이다. 이와 관련, 국제원자력기구(International Atomic Energy Agency: IAEA)는 2006년부터 핵안보 시리즈를 발간하고 있으며, 2011년에는 “핵물질 및 원자력시설의 물리적방호에 대한 권고(INFCIRC/225/Rev.5)”를 발간, 회원국들에게 핵물질과 원자력시설에 대한 한층 강화된 물리적방호체제를 갖추도록 권고하고 있다. 또한, 최근에는 원자력시설의 설계초기단계에서부터 안전(safety), 안보(security), 안전조치(safeguards) 등 3S를 반영하는 3S-by-Design (SBD) 개념이 강조되고 있는 바, 미국을 비롯한 원자력선진국들은 이를 위한 연구를 활발히 진행하고 있다. 본 논문에서는 특히 방사성폐기물 처분사업과 관련하여 일본을 비롯한 해외 주요국의 물리적방호 기본방침을 검토, 향후 우리나라에서 관련사업의 물리적방호체제를 구축하는 데에 참조하고자 한다.

2. 본론

2.1 해외 주요국의 방사성폐기물 처분사업 물리적방호 현황

2.1.1 미국

방사성폐기물 처분과 관련된 물리적방호에 관한 법률 및 연방규칙은 이미 정비되어 있는 바, 민간 원자력시설에서 발생하는 유리고화체 및 사용후핵연료 처분시설의 물리적방호에 관한 규제는 원자력 규제위원회(Nuclear Regulatory Commission: NRC)에서 담당하고, 군용시설에서 발생하는 TRU 폐기물 처분시설의 규제는 환경보호청(Environmental Protection Agency: EPA)에서 담당하고 있다. 저장(처분 포함) 중인 사용후핵연료 및 유리고화체는 물리적방호 대상이다.

2.1.2 영국

방사성폐기물 처분시설의 물리적방호관련 법령은 이미 정비되어 있는 바, 핵물질 불법이전 및 사보타주를 고려한 설계기준위협(Design Basis Threat: DBT)을 반영한 물리적방호를 적용하고 있다. 무역산업부(Department of Trade and Industry: DTI) 핵안보사무국(Office for Civil Nuclear Security: OCNS)에서 그 규제를 담당한다. 유리고화체도 방호 대상이나, 저준위 방사성 폐기물은 방호 대상에서 제외된다.

2.1.3 프랑스

방사성폐기물 처분시설의 물리적방호와 관련, 기본법령은 이미 정비되어 있다. 경제재정성 물리적방호규제국(HFDS) 및 원자력안전·방사선방호국(DGSNR)에서 규제를 담당하고 있으며, 핵물질 불법이전 및 사보타주를 고려한 DBT를 반영, 물리적방호를 적용하고 있다. 유리고화체도 물리적방호의 대상이다.

2.1.4 독일

방사성폐기물 처분시설에 적용할 물리적방호의 기본요건은 정비되었으나, 관련 세부 지침은 아직 미정비 상태이다. 연방환경·자연보호·원자력안전부(Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety: BMU) 및 주 원자력안전규제국에서 규제를 담당하고 있다. 핵물질 불법이전 및 사보타주를 고려한 DBT를 반영, 물리적방호를 적용하고 있으며, 유리고화체도 물리적방호의 대상이다.

2.2 일본의 방사성폐기물 처분사업 물리적방호 현황

일본에서는 핵물질의 불법이전 및 원자력시설에 대한 사보타주 방지를 목적으로 방호대상 물질의 등급에 따라 원자력사업자가 물리적방호조치를 취하도록 의무화되어 있다. 처분사업의 경우에도 원자로규제법에 의거, ‘방호대상 특정 핵물질’을 취급할 경우에는 방호조치의 시행이 요구된다.

재처리시설 및 혼합산화물(MOX) 핵연료 가공 시설에서 발생한 TRU 폐기물은 현재 일본원연(주)(Japan Nuclear Fuel Limited: JNFL) 재처리 시설 및 일본원자력연구개발기구(The Japan Atomic Energy Agency: JAEA) 동해연구개발센터에 저장되고 있는 바, 재처리 사업의 일환으로서 물리적방호의 적용을 받는다. 한편, 재처리과정에서 발생하는 유리고화체의 경우, IAEA/INFCIRC/225/Rev.3에서는 관행에 의한 신중한 관리를 권고하고 있다. 이는 유리고화체로부터 특정 핵물질을 추출하는 것이 매우 어렵고, 따라서 불법이전의 위험이 매우 낮기 때문이다. 이에 따라 지금까지는 유리고화체를 '방호대상 특정 핵물질'에서 제외하고 있다. 원자로에서 발생하는 저준위 방사성폐기물의 경우에도 방사능 농도가 극히 낮기 때문에, 관련 사업에서 방호조치를 의무화하지 않고 있다.

2.3 일본 방사성폐기물 처분사업의 물리적방호 기본계획

최근들어 일본 내 저장 중인 TRU 폐기물 및 유리고화체의 처분사업이 가시화됨에 따라, 이와 관련하여 물리적방호체제 구축에 대한 필요성이 제기되었다. 이에 일본 자원에너지청 산하의 심의기구 중 하나인 종합자원에너지조사회에서는 관련 워킹그룹을 구성하고 방사성폐기물 처분사업에 대한 물리적방호 기본계획을 아래와 같이 수립, 정부에 제안하였다.

- (1) 해당사업에서 원자로규제법 상의 '방호대상 특정 핵물질'을 다루고 있는 경우, 물리적방호의 대상이 된다. 이는 기존의 방침과 동일하며, 그 부담은 처분사업자가 진다.
- (2) 미국의 911 테러 이후, 국제적으로 보다 강화된 물리적방호의 적용이 요구됨에 따라 종래의 핵물질의 불법이전 위험뿐만 아니라 사보타주의 위험도 중요시 한다.
- (3) 앞서 언급한 (1)과 (2)를 고려하여 TRU 폐기물은 원칙적으로 물리적방호 대상으로 하되, 처분농도 상한치(10 GBa/ton) 이하의 TRU 폐기물은 제외한다.
- (4) 유리고화체의 경우에 기존에는 물리적방호 대상에서 제외하였지만, 앞서 언급한 (1)과 (2) 및 대부분의 국가에서 이를 방호대상으로 삼고 있는 점을 고려, 물리적방호 대상으로 포함한다.

(5) TRU 폐기물(지표면 근처에 처분되는 처분농도 상한치 이하의 물질은 제외) 및 유리고화체의 방호등급은 그 요건이 상대적으로 낮은 '방호등급 III'을 적용한다. 이러한 폐기물을 취급하기 위해서는 증장비가 필요하고, 현실적으로 이를 핵폭발장치화 하는 것이 거의 불가능하기 때문에 불법이전의 관점에서 방호 조치를 강화할 필요성이 지극히 낮기 때문이다.

(6) 처분장의 출입관리가 충분히 확보될 경우에는 동굴 내의 방호요건을 합리적인 범위 내에서 완화할 수 있다. 또한, 처분 종료 후에는 폐기물에 대한 접근이 현실적으로 불가능하기 때문에 처분사업자의 물리적방호 조치 의무를 해제하는 것이 적절하다고 판단된다.

3. 결론

물리적방호는 원자력시스템을 도입하는 데에 있어서 고려해야 하는 필수 설계요건 중 하나로서, 특히 미국의 911 테러 이후 국제적으로 보다 한층 강화된 물리적방호체제의 적용이 요구되고 있다. 우리나라의 경우, 지난 1990년 말부터 원자력연구개발사업의 일환으로서 방사성폐기물 처분 기술을 개발해 오고 있는데, 세부기술 개발 및 처분장의 설계단계에서부터 물리적방호 개념을 고려함으로써 향후 시설설계의 변경을 최소화하고 이에 따른 경제적 손실을 방지할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] International Atomic Energy Agency, Nuclear Security Recommendation on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, 2011.
- [2] 일본종합자원에너지조사회/원자력안전·보안부회/원자력방재소위원회, 방사성폐기물 처분사업의 물리적방호 기본방침, 2007.



Korean Radioactive Waste Society

대전시 유성구 대덕대로 989번길 111 한국원자력연구원 정보과학동 2층 205호

TEL : +82-42-861-5851 FAX : +82-42-861-5852

E-mail : krs@kaeri.re.kr <http://www.krws.or.kr>