

Abstracts of Proceedings of the
Korean Radioactive Waste Society
Autumn 2010

**한국방사성폐기물학회
학술논문요약집**

— 2010년 가을 —

- 일시 : 2010. 10. 7(목)~9(토)
- 장소 : 노보텔 앰배서더 호텔 (부산)
- 후원 : 두산중공업(주), 원일티앤아이(주)



사단
법인

한국방사성폐기물학회

목 차

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (ORAL)

좌장 : 황두성 · 정재학

09:00	양이온교환수지를 이용한 지하수 중에 포함된 우라늄 제거	21
	최윤동 · 최취경 · 이규일 · 황두성 · 정운수 [한국원자력연구원]	
09:20	우라늄변환시설 발생 라군 슬러지폐기물 처리 및 라군 구조물 제염	23
	황두성 · 최윤동 · 이규일 · 정운수 [한국원자력연구원]	
09:40	저농도 방사성오염토양의 생물학적 정화 방법 연구	25
	박혜민 · 김계남 · 손동빈 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원], 김기홍 [선광원자력안전(주)]	
10:00	졸겔 방법을 이용한 $\text{SiO}_2\text{-KCoFC}$ 이온교환 복합체 제조시 HCl의 영향	27
	이정준 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]	
10:40	HEPA 필터 폐기물 특성 분석 및 고온 감응 연구	29
	민병연 · 이석철 · 김계남 · 양희철 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
11:00	원전 방사화콘크리트 철거 방안 비교 평가	31
	김학수 · 황동현 · 박종길 [한수원(주)원자력발전기술원]	
11:20	무기섬광체를 이용한 대면적 오염도 검출 복합 소재의 특성	33
	황호상 · 서범경 · 이근우 [한국원자력연구원]	
11:40	각국의 극저준위폐기물 전용 처분시설 운영현황 및 시사점에 관한 고찰	35
	정재학 [한국원자력안전기술원]	

제1분과 방사성폐기물 정책 및 제염해체 (POSTER)

P0101	해외 주요국의 방사성폐기물관리 전담기관 운영현황	39
	권은하 · 고원일 · 이호희 · 박병홍 [한국원자력연구원]	
	최병일 · 이재학 · 김기진 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0102	방사성폐기물의 규제해제 국제동향 및 시사점에 관한 고찰	41
	정재학 · 서은진 · 이관희 · 정승영 · 김홍태 · 김기인 · 박동국 · 석태원 [한국원자력안전기술원]	
P0103	핵연료주기 다자화 논의에 대한 고찰	43
	문주현 [동국대학교]	
P0104	An Evaluation of the Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycle Options in Korea	45
	H. L. Chang, F. X. Gao, W. I. Go and H. D. Kim [KAERI]	

P0105	해체 폐기물 오염도 측정용 phoswich 검출기의 기하학적 조건별 검출 특성 모사 및 성능 평가	47
	서범경 · 이보람 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0106	가연성 해체폐기물 발생현황 및 그 처리방안	49
	이기원 · 홍상범 · 조광훈 [한국원자력연구원]	
P0107	해체시설 특성 관리시스템 개발	51
	박승국 · 지연희 · 송인택 [한국원자력연구원]	
P0108	퍼지추론 기법을 이용한 연구용원자로 수조 콘크리트 해체공정 위험성 평가	53
	정관성 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0109	차폐 ICP-AES를 이용한 방사화된 Zr-Nb 피복관 주성분 분석	55
	최광순 · 표형열 · 조동건 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0110	전기여과 공정의 오일함유 폐수 처리 특성	57
	박정순 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0111	이미지 프로세싱 기술을 이용한 증기발생기 세관 제염장비 원격 제어 연구	59
	김성균 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0112	무기 겔 화학제염제의 겔화 특성	61
	정종현 · 김창기 · 문제권 · 원희준 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0113	가연성 알파폐기물 이송장치 및 그 이송방법 개발	63
	조광훈 · 이기원 · 홍상범 [한국원자력연구원]	
P0114	화학제염 시 발생하는 2차 폐액 처리 연구	65
	권미경 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0115	532 nm 에서 빔 형태에 따른 광응발 제염 특성	67
	원희준 · 정성희 · 바이갈마 · 정종현 · 문제권 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0116	마이크로버블 발생장치를 이용한 모의산화물 예비 제염 성능평가	69
	전종선 · 박상규 · 이재민 · 김위수 [㈜에네시스]	
P0117	동전기로양제염장치 개선 및 효율실증	71
	김계남 · 손동빈 · 박혜민 · 김기홍 · 박진호 · 이기원 · 정운수 [한국원자력연구원]	
P0118	HEPA 유리섬유 내의 방사능물질 용출특성 연구	73
	김계남 · 이석철 · 민병연 · 양희철 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0119	전기화학적으로 생성되는 Ag(II)를 이용한 NOx 처리 연구	75
	이민우 · 양희철 · 이근우 · 최왕규 [한국원자력연구원, 박소진 [충남대학교]	
P0120	중소형원자로 규제 이행성 평가에 따른 선원항 평가 코드 및 주민선량 평가코드 분석	77
	신상화 · 황주호 [경희대학교], 이수홍 · 이재민 · 한병섭 [㈜에네시스], 송민철 [한국원자력안전기술원]	

제2분과 방사성폐기물 처리 (ORAL)

좌장 : 강덕원 · 조용준

09:00	사용후핵연료 고도 휘발성산화공정기술의 개발 현황	81
	박장진 · 신진명 · 이재원 · 박근일 · 이정원 [한국원자력연구원]	
09:20	물을 이용한 방사성 폐유 세정	83
	신재신 · 김우섭 · 허창열 · 이화준 · 배지수 · 오영희 [한국수력원자력(주)]	
09:40	인산화물 침전제를 이용한 LiCl-KCl 공용염내 희토류 분리공정	85
	이태교 · 황택성 [충남대학교], 조용준 · 이한수 [한국원자력연구원]	
10:00	계면활성제를 이용한 구형의 메조다공성 실리카 모폴로지 제어 및 합성공정 연구	87
	지선경 · 김중윤 · 최용석 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원], 이범재 [충남대학교]	
10:40	ASTM D 3803 침착활성탄 시험법에 의한 신품 활성탄 성능시험 판정 기준 고찰	89
	성기방 · 이지훈 · 양호연 [한수원(주)원자력발전기술원]	
11:00	상용 열분해/축매 산화기술을 이용한 수용성 방호복 처리 장치 개발	91
	김진길 · 김현기 · 강덕원 · 김효철 · 이의동 [하나검사기술(주)]	
	김동훈 · 허성기 [한국수력원자력(주)]	
11:20	원전에서 중 · 저준위 방사성폐기물 저장 현황	93
	안희진 · 고영우 [한국수력원자력(주)]	
11:40	AMP-PAN을 이용한 방사성 핵종의 제거	95
	이남경 · 신원식 · 최상준 [경북대학교]	

제2분과 방사성폐기물 처리 (POSTER)

P0201	전해환원 공정에서의 LiCl 용융염에 대한 Li ₂ O 용해도 변화 측정 연구	99
	김대현 · 배상은 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0202	ITER B형 방사성폐기물 절단장치의 예비연구	101
	홍권표 · 오원호 · 김성균 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]	
	이현곤 · 정기정 [국가핵융합연구소], 나병찬 [ITER Org.]	
P0203	압력과 온도변화에 따른 LiCl의 휘발특성	103
	은희철 · 조용준 · 이태교 · 양희철 · 김인태 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0204	폴리머시멘트고화체물성에서의 폴리머의 영향	105
	곽경길 · 김태국 · 지영웅 · 류우석 [한국원자력연구원]	
P0205	경막 용융결정화 공정에서 온도제어변경에 의한 LiCl 염 재생을 및 핵종 분리 효율 특성	107
	정진석 · 조용준 · 이한수 [한국원자력연구원]	

P0206	이동형 불활성기체 제거장치의 성능 및 경제성 평가	109
	이동우 · 윤영호 [한국수력원자력(주)], 송종순 [조선대학교]	
P0207	펠티에 소자를 이용한 소형 열량계 특성시험	111
	송규민 · 고병욱 · 이계우 · 이숙경 · 손순환 [한전전력연구원]	
	장민호 · 윤세훈 · 강현구 · 조승연 · 정기정 [국가핵융합연구소]	
	정홍석 [한국원자력연구원]	
P0208	무기매질(SAP 1071)을 이용한 LiCl-KCl 염폐기물 탈염화 및 고화	113
	여선옥 · 박환서 · 박현혜 · 김인태 · 안병길 · 조용준 [한국원자력연구원]	
	조인학 [충남대학교]	
P0209	표면온도 제어방식에서 무기합성매질을 이용한 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성시험 및 염소가스 회수	115
	조인학 · 김동표 [충남대학교], 박환서 · 여선옥 · 은희철 · 김인태 · 조용준 [한국원자력연구원]	
P0210	기체유출물의 ^{14}C 분석을 위한 Dual Label 소광보정법 적용	117
	박경록 · 이정진 · 박종길 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0211	LiCl-KCl 공용염 재생공정 발생 란단계 폐기물의 세라믹 고화체 제조	119
	안병길 · 박환서 · 김환영 · 김인태 · 조용준 [한국원자력연구원]	
P0212	TBP 폐기물의 열분해 가스 성분 분석	121
	홍순재 · 양희철 · 김계남 · 최왕규 · 이근우 [한국원자력연구원]	
P0213	유리화설비 유리용탕 감시카메라 성능 향상	123
	박윤규 · 최석모 · 김천우 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0214	레늄을 흡착한 칼슘 필터의 휘발에 따른 활성화 에너지 계산	125
	양재환 · 나상호 · 이정원 · 강권호 [한국원자력연구원]	
P0215	원전 폐순환냉각수계통 방식제의 이온교환설비 성능 영향 평가	127
	이지훈 · 양호연 · 이정진 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0216	농축 · 열분해 산화촉매기술을 이용한 기사용 PVA 방호복의 감용화 연구	129
	이의동 · 김효철 · 홍성준 · 김현기 · 이진화 · 강덕원 [하나검사기술(주)]	
	허성기 · 김동훈 [한국수력원자력(주)]	
P0217	원전에서 발생하는 ^{14}C 폐기물의 관리 방안에 대한 고찰	131
	강덕원 · 이의동 · 김효철 · 이진화 · 홍성준 [하나검사기술(주)]	
P0218	스케일 제어를 통한 방사성폐액 역삼투(RO) 처리 공정 효율 제고	133
	조항래 · 박경록 · 박종길 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0219	중형가스루프용 헬륨정화계통 설계개요	135
	김중호 · 이태훈 · 이기영 · 김용완 [한국원자력연구원]	

P0220	APR+ 방사성폐기물처리계통의 설계특성	137
	이상섭 · 문형근 · 김성환 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0221	세슘포집량별 석탄회필터의 고온 안정성 분석	139
	신진명 · 박장진 · 이재원 · 이정원 · 안은주 · 김성훈 [한국원자력연구원]	
P0222	금속폐기물의 형상 정보획득을 위한 3차원 스캐너의 조건	141
	손정희 · 신상원 · 이재민 · 한병섭 [주에네시스]	
P0223	폐피복관 처리를 위한 특성 분석	143
	강권호 · 양재환 · 나상호 · 이정원 [한국원자력연구원]	

제3분과 방사성폐기물 처분 및 부치특성 (ORAL)

좌장 : 정찬우 · 최희주

09:00	화강암에서 핵종의 장기침투확산 및 수착 메카니즘 해석	147
	박정균 · 김승수 · 백민훈 · 정중태 [한국원자력연구원]	
09:20	The Sorption of Selenate and Selenite onto Magnetite in the Carbonate Solution	149
	Je Ho Min, Seung Soo Kim, Jae Kwang Lee, Min Hoon Baik and Jong-Won Choi [KAERI], Kie Seo Bae [Chung-nam National Univ.]	
09:40	암반 단열에서 wettability가 지하수 속도에 미치는 영향	151
	이항복 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원], 여인옥 [전남대학교], 이강근 [서울대학교]	
10:00	방사성폐기물처분 안전성평가를 위한 대표인 설정방안	153
	정찬우 · 서은진 · 정승영 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]	
10:40	ISAM Vault Safety Case Data를 적용한 천층처분시설 안전성 평가 모델 개발 ...	155
	최광순 · 박정수 · 이병식 [한국전력기술(주)]	
11:00	A-KRS에 처분한 파이로 폐기물의 처분 안전성 평가 민감도 분석	157
	강철형 [한국원자력연구원]	
11:20	MASCOT를 이용한 처분장에서 킬레이트 영향 평가	159
	이성호 · 이연명 [한국원자력연구원], 박주완 [한국방사성폐기물관리공단]	
11:40	Shear Slip Potential Induced by Thermomechanical Loading in an Underground Repository for Nuclear Waste	161
	Jaewon Lee and Ki Bok Min [Seoul National Univ.], Ove Stephansson [GFZ]	

제3분과 방사성폐기물 처분 및 부지특성 (POSTER)

P0301	월성 1 발전소 부지 내 지하수 및 오염물질 거동 모델링	165
	손욱 · 손순환 [한전전력연구원], 전철민 · 김구영 [한국지질자원연구원]	
P0302	방사성 폐기물 처분시스템 인공방벽 열화에 따른 피폭선량 평가	167
	이연명 · 정종태 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0303	Benchmark of the Biosphere model for Wolsong LILW Disposal Center ...	169
	Sung-Wook Hong and Joo-Wan Park [KRMCI]	
P0304	중 · 저준위 처분 시스템내 킬레이트 영향에 대한 확률론적 민감도 평가	171
	이연명 · 정종태 [한국원자력연구원], 박주완 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0305	고준위 방사성폐기물 처분장 Safety Case 개발 계획	173
	정종태 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0306	Goldsim 사용한 폐쇄후 안전성평가 입력자료의 민감도 분석	175
	정강일 · 송종순 [조선대학교], 정종태 [한국원자력연구원]	
P0307	열 해석을 통한 파이로 공정 세라믹폐기물 처분 모듈 간격 결정	177
	최희주 · 이민수 · 국동학 · 김현아 [한국원자력연구원]	
P0308	배경 단열 반영에 의한 지하수 유동 경로와 시간의 변화	179
	고낙열 · 지성훈 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0309	물리검증, 대수층 시험 및 변동량 분석을 통한 심부결정질암반 내 단열대의 수리적 특성 분석	181
	이대형 · 지성훈 · 박경우 [한국원자력연구원], 여인옥 [전남대학교]	
P0310	지구화학평형모델을 이용한 KURT 지역 심부 지하수의 지구화학적 특성 조사 ...	183
	김은영 · 류지훈 · 김건영 · 배대석 [한국원자력연구원]	
P0311	KURT 주변 지역의 지온구배특성	185
	박경우 · 고용권 · 김경수 [한국원자력연구원]	
P0312	물리검증을 활용한 KURT주변지역의 지하수 유동특성 연구	187
	이진용 · 김경수 · 박경우 · 배대석 · 장용수 [한국원자력연구원]	
P0313	DECOVALEX-2011 Task B 참여 연구결과 및 성과	189
	권상기 · 이창수 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0314	Kaeri Underground Research Tunnel(KURT) 현장암반에서 발생한 AE파를 활용한 위치표정	191
	이경수 · 김진섭 · 권상기 [한국원자력연구원]	

P0315	KURT내 심부시추공(DB-2)의 시추중 수리화학 모니터링	193
	김건영 · 박경우 · 류지훈 · 고용권 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0316	Particle Flow Code 2D를 이용한 KAERI Underground Research Tunnel 및 가상의 연구시설에 대한 구조적 안정성 평가에 관한 연구	195
	이창수 · 전석원 [서울대학교], 권상기 [한국원자력연구원]	
P0317	KURT에서의 처분용기 재료의 장기부식시스템 개발	197
	이지현 [UST], 이민수 · 최희주 · 문순성 [한국원자력연구원]	
P0318	고준위 폐기물 처분장 건설을 위한 최적 환기 시스템 설계에 관한 연구	199
	윤찬훈 · 김진 [인하대학교], 최희주 [한국원자력연구원]	
P0319	공학적방벽 원전콘크리트의 열화인자에 의한 미세구조 변화	201
	김도겸 · 이장화 · 김기범 · 이호재 [한국건설기술연구원]	
P0320	공학적 규모의 KENTEX-C 실증실험: 장치설치 및 실험계획	203
	이재완 · 조원진 · 권상기 [한국원자력연구원]	
P0321	압축벤토나이트의 팽윤압에 대한 염분의 영향	205
	임진규 · 이재완 · 조원진 · 권상기 [한국원자력연구원]	
P0322	국내 잡고체폐기물 기체발생 실증실험장치 설계 및 구축	207
	이선정 · 박진백 [한국방사성폐기물관리공단], 김주열 · 김석훈 [㈜미래와도전]	
P0323	국내 지하심부 미생물 및 광물의 우라늄 반응 특성	209
	이승엽 · 오종민 · 백민훈 [한국원자력연구원]	
P0324	셀레늄의 철산화물 흡착에 미치는 음이온의 영향	211
	김승수 · 민제호 · 이재광 · 백민훈 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0325	고준위폐기물 처분시설의 동적거동 모니터링을 위한 현장암반 설치용 AE Waveguide에서의 신호전파 분석	213
	김진섭 · 이경수 · 권상기 · 최종원 [한국원자력연구원]	

제4분과 사용후핵연료 및 핵연료주기 (ORAL)

좌장 : 정동용 · 신희성

09:00	레이저 분광을 이용한 탄산염 내 우라늄(VI) 착물 화학종 규명 연구	217
	조혜륜 · 정의창 · 차완식 · 정동용 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
09:20	레이저 분광을 이용한 LiCl-KCl 용융염 내 란타늄 원소 (Nd ³⁺) 형광 특성 연구 ...	219
	정의창 · 배상은 · 박용준 · 배인애 · 차완식 · 조영환 · 송규석 [한국원자력연구원]	

09:40	고온 용융염내 란타나이드 화학종의 전기화학적 주요 인자 도출방법 개발	221
	김택진 · 윤달성 · 김지웅 · 심준보 · 김시형 · 백승우 · 김광락 · 안도희 · 이한수 [한국원자력연구원] 정용주 [한국기술교육대학교]	
10:00	An Electrochemical Study of Lanthanide Elements in LiCl-KCl Eutectic Molten Salt to Convert All The Spent Nuclear Fuel into Low and Intermediate Level Waste	223
	Judong Bae and Il Soon Hwang [Seoul National Univ.] Byung Gi Park and Kwang Hong [SoonChunHyang Univ.]	
10:40	파이로 공정물질의 핵물질 계량을 위한 균질화 필요성	225
	안성규 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
11:00	집합체 내부 감마선/중성자 측정을 통한 연소도 분포 도출	227
	박세환 · 엄성호 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
11:20	Isotopic Fissile Assay in Spent Fuel using Lead Slowing Down Technique.....	229
	YongDeok Lee, Chang Je Park, Geun-il Park, Jung Won Lee and Kee Chan Song [KAERI]	
11:40	Development of Dynamic Environmental Effect Calculation Model ...	231
	Chang Joon Jeong and Won Il Ko [KAERI]	

제4분과 사용후핵연료 및 핵연료주기 (POSTER)

P0401	과산화수소 함유 고염기성 탄산염 용액의 건전성	235
	이일희 · 임재관 · 최은경 · 현준택 · 성새름 · 정동용 · 양한범 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P0402	알카리 탄산염 용액에서 우라늄 침전 및 여과특성	237
	양한범 · 이일희 · 임재관 · 정동용 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P0403	pH가 조절된 고농도 탄산염 용액에서 UO_2 전극의 산화용해 특성	239
	김광욱 · 양한범 · 임재관 · 정동용 · 최은경 · 현준택 · 성새름 · 이일희 [한국원자력연구원]	
P0404	고농도 탄산염 용액에서 SIMFUEL 전극의 산화용해 특성	241
	김광욱 · 양한범 · 임재관 · 정동용 · 최은경 · 현준택 · 성새름 · 이일희 [한국원자력연구원]	
P0405	$Na_2CO_3-H_2O_2$ 용액계에서 $(U,Gd)O_x$ 용해 특성	243
	정동용 · 최은경 · 이재원 · 양한범 · 이일희 · 박근일 · 김광욱 [한국원자력연구원]	
P0406	전해정련-제련간 연계 염이송 방안 고찰	245
	이성호 · 박성빈 · 이성재 · 권상운 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	

P0407	우라늄 전착물 내의 Uranium과 Salt의 고액분리 특성에 관한 연구	247
	박기민 · 권상운 · 박성빈 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0408	전해정련공정의 우라늄전착물 함유염 분리장치 개발	249
	권상운 · 박기민 · 우문식 · 강희석 · 황성찬 · 이성호 · 김응호 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0409	대기 중에서 온도에 의한 초합금의 부식거동	251
	조수행 · 김남훈 · 홍순석 · 강대승 · 정명수 · 허진목 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0410	LiCl 용융염 증발 회수 장치 개발	253
	김익수 · 홍순석 · 신호섭 · 권선길 · 허진목 [한국원자력연구원]	
P0411	사용후핵연료 전해환원 공정기술 개발 현황	255
	허진목 · 김익수 · 홍순석 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0412	우라늄 산화물의 전해환원 반응 기구 고찰	256
	허진목 · 김익수 · 신호섭 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0413	LiCl-KCl 및 LiCl-KCl- UCl_3 혼합염의 이송특성 비교	257
	강희석 · 우문식 · 최세영 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0414	교류임피던스 방법을 이용한 우라늄 용해의 속도론적 연구	259
	이성재 · 강영호 · 박성빈 · 황성찬 · 최세영 · 이한수 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0415	고효율 전해정련반응기를 이용한 우라늄 전착 실험	261
	박성빈 · 황성찬 · 이성재 · 강영호 · 최세영 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0416	UO_2 - Gd_2O_3 사용후핵연료 연소도측정 및 U, Pu, Nd 동위원소 정량	263
	김정석 · 전영신 · 박순달 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0417	동위원소희석 질량분석법을 이용한 UO_2 - Gd_2O_3 사용후핵연료 중 Gd 동위원소 정량	265
	김정석 · 전영신 · 김현정 · 최광순 · 한선호 [한국원자력연구원]	
P0418	$(U,Ce)O_2$ 함량[CeO_2 :1.6~6.5wt%]에 따른 소결특성 변화	267
	나상호 · 강권호 [한국원자력연구원], 김영희 [한국수력원자력(주)], 유명준 [한전원자력연료(주)]	
P0419	PRIDE 가상 시뮬레이터를 이용한 원격작업 분석	269
	김성현 · 김창희 · 김기호 [한국원자력연구원]	
P0420	열역학적 계산에 의한 핵분열 생성 금속 및 Cs 화합물의 산화 및 휘발 거동 분석 ...	271
	이재원 · 윤여안 · 신진명 · 박근일 · 박장진 · 이정원 [한국원자력연구원]	
P0421	사용후핵연료 열처리 조건별 제조된 분말 특성 분석	273
	이재원 · 박근일 · 이도연 · 조광훈 · 박장진 · 이정원 [한국원자력연구원]	
P0422	UCl_3 제조를 위한 Quartz 염소 공급관 개선 연구	275
	우문식 · 강희석 · 최세영 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]	

P0423	Gamma-ray Spectroscopy Using CsI(Tl) and Silicon PIN Photodiodes ...	277
	Taehoon Jeon, Sungyeop Jeong and Soocheon Kwon [Sungwoo E&T]	
P0424	SFR 금속핵연료의 열적 성질에 관한 연구	279
	김선기 · 이종탁 · 오석진 · 고영모 · 김기환 · 우윤명 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
P0425	레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 무독성 산화물(Nd, Sm) 분석	281
	정정환 · 정의창 · 양정하 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0426	Glassy Carbon 전극에서 염소의 산화/환원 반응특성 연구	283
	윤달성 · 백승우 · 김시형 · 김택진 · 김광락 · 심준보 · 정재후 · 안도희 [한국원자력연구원]	
P0427	LiCl-Li ₂ O 용융염계에서 UO ₂ Pellet의 제조 환경에 따른 금속환원	285
	신호섭 · 김익수 · 정상문 · 허진목 [한국원자력연구원]	
P0428	공학규모 우라늄 전착물 잉곳주조장치에 사용되는 비수냉코일 개발	287
	이윤상 · 조준호 · 박기민 · 김정국 · 이한수 [한국원자력연구원]	
P0429	전해질 유동-전기화학 반응 커플링 모델개발	289
	김광락 · 윤달성 · 백승우 · 김택진 · 김시형 · 심준보 · 정재후 · 안도희 [한국원자력연구원]	
	김지용 [UST]	
P0430	RAR공정 잔류 악티늄족 원소의 LCC 전해회수 효율개선 방안	291
	김지용 [UST]	
	심준보 · 박대엽 · 김광락 · 백승우 · 김시형 · 안도희 [한국원자력연구원]	
P0431	RAR 공정의 효율 제고를 위한 Cd 회수함량 증대 시험	293
	심준보 · 김택진 · 윤달성 · 김시형 · 백승우 · 정재후 · 김광락 · 이한수 · 안도희 [한국원자력연구원]	
	김지용 [UST]	
P0432	잔류핵분열기체 추출/포집을 위한 방사선차폐 핵연료 용해시스템 제작 및 설치 ...	295
	박순달 · 김정석 · 하영경 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0433	고온 LiCl-KCl 용융염 내 U 원소의 산화수 변화 측정 연구	297
	배상은 · 김대현 · 조영환 · 박용준 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0434	Nd 동위원소 비 측정에서 나타나는 Ce 동위원소 영향	299
	전영신 · 김정석 · 하영경 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0435	원격 다발용접장치 모의 성능시험 분석	301
	김수성 · 이도연 · 이영순 · 김영환 · 박근일 · 이정원 [한국원자력연구원]	
P0436	핫셀 및 방사성구역의 배기시스템 구조설계	303
	황용화 · 이형권 · 서항석 · 권형문 · 장정남 · 전용범 · 민덕기 [한국원자력연구원]	
P0437	실험연료봉 내압 및 핵분열기체량 측정방안에 관한 연구	305
	이형권 · 서항석 · 전용범 · 민덕기 · 권형문 · 황용화 · 장정남 [한국원자력연구원]	

P0441	고연소도 조사후 핵연료의 금속조직시험 시편 제작	307
	서항석 · 전용범 · 이형권 · 권형문 · 장정남 [한국원자력연구원]	
P0438	상용 공정 모사 틀을 이용한 파이로 공정 모사 기초 검토	309
	박병홍 · 이호희 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P0439	파이로 일관공정 모사를 위한 공정 시스템 분석	311
	박병홍 · 이호희 · 고원일 [한국원자력연구원]	
P0440	Economic Analysis of Pyro-SFR Fuel Cycle	313
	Fanxing Gao, Byung Heung Park, Eun-ha Kwon and Won Il Ko [KAERI]	
P0442	파이로 기술추적시스템 개발 현황	315
	김성기 [한국원자력연구원]	
P0443	탈피복- 분말화 일체형 장치 설계 최적화 연구	317
	김영환 · 박근일 · 이정원 · 이영순 · 이도연 · 김수성 · 정재후 · 김기호 [한국원자력연구원]	
P0444	FRAM 코드에 적용하기 위한 우라늄 선원 농축도 분석 및 통합 NDA 감마선 측정 모듈 시작품 제작	319
	염성호 · 박세환 · 안성규 · 송대용 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0445	LIBS를 이용한 플루토늄, 큐륨 분석용 ROI(region of interest) 선정 연구 ...	321
	양정하 · 서지선 · 정정환 · 정의창 · 최선수 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0446	아르곤셀 냉각을 위한 순환팬의 설계방안	323
	홍동희 · 조일제 · 유길성 · 정원명 · 이은표 · 이원경 · 구정희 [한국원자력연구원]	
P0447	파이로 시스템 요구사항 분석 및 프레임 설계	325
	박희성 · 최중대 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0448	ESPF 예비개념설계 기준요건	327
	정원명 · 조일제 · 유길성 · 이은표 · 홍동희 · 문성인 · 구정희 · 이원경 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0449	가상 매니플레이터 조작을 위한 3차원 입력장치 인터페이스	329
	김창희 · 김성현 · 김기호 [한국원자력연구원]	
P0450	파이로 시설에서의 물질 흐름 분석 및 MUF 불확도 계산을 위한 사용후핵연료 핵종비 입력 모듈 개발	331
	서지선 · 한보영 · 송대용 · 신희성 · 김호동 [한국원자력연구원]	
P0451	사용후핵연료 내 주요 핵종 선정 및 이동특성	333
	정효숙 · 최성열 · 황일순 [서울대학교]	
P0452	노심 TRU 농축도에 따른 소듐냉각 고속로 적정도입을 평가.....	335
	김영인 · 이동욱 · 조충호 · 김영일 [한국원자력연구원]	

P0453	이중냉각 조사후 환형 UO ₂ 소결체의 고온 가열시험 특성	337
	김대호 · 방제건 · 임익성 · 김선기 · 양용식 · 구양현 [한국원자력연구원]	
P0454	Am에 의한 헬륨방출이 SFR 금속연료 연소도에 미치는 영향 평가	339
	이병운 · 천진식 · 김준환 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
P0455	희토류 원소 상호반응 방지를 위한 Barrier 피복재 성능평가	341
	김준환 · 천진식 · 이병운 · 이찬복 [한국원자력연구원]	
	지승현 · 윤영수 [연세대 학교]	
P0456	햇셀시설의 급기팬 제작 설치	343
	백상열 · 김기하 · 송용섭 · 안상복 · 류우석 [한국원자력연구원]	
P0457	감속기의 톨팅 속도에 의한 주조품질 평가	345
	조춘호 · 이윤상 · 박기민 · 박성빈 · 김정국 [한국원자력연구원]	
P0458	마이크로웨이브를 이용한 원전 폐수지의 건조 및 감용특성 고찰	347
	김호영 [랩웍스], Horst Linn [Linn High Therm GmbH]	
	이명석 [㈜엔에이시], 김한익 [엘람글로벌]	

제5분과 방사선 안전 및 환경 (ORAL)

좌장 : 최우석 · 이완로

09:00	KN-18 사용후핵연료 운반용기에 대한 안전성 입증	351
	정성환 · 김민철 · 맹성준 [한수원(주)원자력발전기술원]	
09:20	Waste Form Canister 충격흡수부의 형상에 따른 충격거동	353
	김기영 · 전재언 · 최우석 · 서기석 [한국원자력연구원]	
09:40	연소도이득효과 적용 사용후핵연료 수송/저장시스템의 USL 경향성 분석 연구	355
	김경오 · 이우교 · 김순영 [㈜래드코어], 박제호 [㈜코네스코퍼레이션]	
	김태만 · 조천형 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단], 김종경 [한양대학교]	
10:00	연소도이득효과 적용 사용후핵연료 수송/저장시스템에 대한 임계안전성 평가방법 비교분석	357
	김순영 · 김경오 · 이우교 [㈜래드코어], 박제호 [㈜코네스코퍼레이션]	
	김태만 · 조천형 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단],	
	정승영 [한국원자력안전기술원], 김종경 [한양대학교]	
10:40	고리원전 방사성폐기물 처분인도를 위한 맞춤형 드럼적재설비 개발	359
	최종락 · 정성환 · 김민철 [한수원(주)원자력발전기술원]	

11:00	월성 1호기 대형 냉각재 상실사고에 대한 안전해석 선량평가	361
	이갑복 · 양양희 · 방선영 [한전전력연구원]	
11:20	중 · 저준위 방사성폐기물 드럼의 핵종재고량 평가프로그램 개발	363
	김태욱 · 이나라 · 맹성준 [한수원(주)원자력발전기술원]	
11:40	방사능 측정시 Minimum Detectable Activity	365
	김희령 · 강문자 · 이완로 · 이창우 · 정근호 · 조영현 · 최근식 [한국원자력연구원]	

제5분과 방사선 안전 및 환경 (POSTER)

P0501	사용후핵연료 수송시스템 국산화 타당성 분석	369
	성기열 · 김태만 · 김형진 · 조천형 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단]	
P0502	사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 방사선량을 기준설정에 대한 고찰	371
	고재훈 · 정인수 · 이강욱 · 최규섭 [㈜코네스코퍼레이션]	
P0503	사용후핵연료 수송저장용기 차폐체 개발을 위한 특허 동향 분석	373
	김연화 · 신상원 · 전종선 · 이재민 · 한병섭 [㈜에네시스]	
P0504	파이로공정 세라믹폐기물 처분시스템의 예비선량평가	375
	국동학 · 조동건 · 이민수 · 최희주 [한국원자력연구원]	
P0505	삼중수소 운반용기 구조건전성 평가를 위한 낙하해석	377
	최우석 · 김기영 · 이주찬 · 서기석 · 김호동 · 이민수 · 백승우 [한국원자력연구원]	
P0506	판형 Bed ZrCoH _x (x=1.5, 2.0, 2.5)의 삼중수소 붕괴열 시뮬레이션 히터열량측정	379
	구대서 · 정동유 · 정도연 · 정홍석 [한국원자력연구원]	
P0507	울진원전 주변 해양확산 특성 연구	381
	이갑복 · 양양희 · 방선영 [한전전력연구원]	
P0508	건식저장 PWR 사용후핵연료 시험장치의 열유동에 대한 전산유체해석	383
	인왕기 · 신창환 · 전태현 · 송근우 · 최종원 [한국원자력연구원]	
P0509	사용후핵연료 수송을 위한 가상 시나리오 설정 연구	385
	이상헌 · 송중순 [조선대학교], 이재민 [㈜에네시스]	
P0510	경수로형 사용후핵연료 건식저장 구조물 및 구조재료의 공학적 요건	387
	채경선 · 박병목 · 신경욱 · 박장순 · 전상환 [세안기술(주)]	
P0511	강풍과 비산물에 대한 사용후핵연료 건식저장 캐스크의 안전성 예비 검증모델	389
	정재학 · 송민철 · 육대식 · 정해용 · 안상면 · 이윤근 [한국원자력안전기술원]	

P0512	재료 동특성을 고려한 고속충돌 시뮬레이션	391
	이상훈 · 방경식 · 이주찬 · 최우석 · 서중석 · 서기석 · 김호동 [한국원자력연구원]	
	정세환 · 허훈 [KAIST]	
P0513	건식저장시 사용후핵연료 피복관 크리프 거동 고찰	393
	방제건 · 김선기 · 양용식 [한국원자력연구원]	
P0514	비례계수기를 이용한 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 측정에 관한 연구	395
	이완로 · 최상도 · 김희령 · 정근호 · 조영현 · 강문자 · 최근식 · 이창우 [한국원자력연구원]	
P0515	수용액 중 방사성 핵종 정량(Cs, Tc-99, Pu, U)을 위한 전처리 방법	397
	표형열 · 김영복 · 송병철 · 이명호 · 최광순 · 한선호 [한국원자력연구원]	
P0516	국내 심부지하수의 용존 불소저감에 대한 연구	399
	장용수 · 김건영 · 류지훈 · 고용권 [한국원자력연구원, 박상원 [계명대학교]	
P0517	울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따른 부식생성물 영향 평가	401
	최진수 · 양호연 · 성기방 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0518	콩 생육 중 지표에 침적한 ^{129}I 의 거동 실험	403
	임광묵 · 최홍호 · 전인 · 박두원 · 금동권 [한국원자력연구원]	
P0519	음이온수지 흡착 컬럼용리 방법에 의한 요오드 종 분류	405
	최계천 · 송병철 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원, 박세교 [㈜액트]	
P0520	원전 공학적안전설비 공기정화계통 모사실험장치의 설계, 제작 및 검증	407
	이숙경 · 김광신 · 손순환 [한국전력공사], 홍순준 [FNC(주)], 강선행 [한국필터시험원]	
P0521	방사성폐기물 내 ^{94}Nb 방사능 측정 방법에 대한 고찰	409
	송병철 · 김영복 · 이창현 · 이명호 · 한선호 · 송규석 [한국원자력연구원]	
P0522	기준면적선원에 따른 표면오염감시기 교정결과 평가	411
	이영주 · 강기두 [한수원(주)원자력발전기술원]	
P0523	육상 오염에 의한 방사선 피폭 평가 방법론의 개선방향	413
	김민경 · 이수홍 · 박상규 · 이재민 [㈜에네시스]	
P0524	월성원전 삼중수소 제거시설에서의 삼중수소 감시기 운영 및 삼중수소 방출량 분석	415
	공태영 · 김희근 · 정우태 · 김석태 [한전전력연구원]	
P0525	사용후핵연료 수송 · 저장 시스템 중대사고 평가 방안	417
	김형진 · 윤정현 [한국방사성폐기물관리공단]	
	이상훈 · 최우석 · 방경식 · 이주찬 [한국원자력연구원]	

P0526	Effective desorption of tritium from diverse solid matrices and its application to routine analysis of decommissioning materials	419
	Daeji Kim [KINS]	
	Warwick P. E. and Croudace I. W. [Univ. of Southampton]	
P0527	사용후핵연료 건식저장동향 및 전망	421
	윤정현 · 조천형 · 김태만 · 김지희 [한국방사성폐기물관리공단]	
	정인수 [(주)코네스코퍼레이션]	
P0528	방사성폐기물 발생량 실시간관리 시스템 개발 및 운영	423
	송영일 · 진형호 · 이귀중 · 김용철 [한국수력원자력(주) 영광원자력본부]	
P0529	Application of Tracer Gas Analysis to Room Habitability Test	425
	Sunhang Kang, Moonyong Jung and Charnyoung Park [KFTL]	

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Oral)

양이온교환수지를 이용한 지하수 중에 포함된 우라늄 제거

최윤동, 최취경, 이규일, 황두성, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

vdchoil@kaeri.re.kr

1. 서론

일반적으로 국내 지하수 중에 포함된 우라늄 함량은 매우 낮은 값(1-30 ppb)을 나타내고 있으나, 일부 지역에서 비교적 높은 우라늄 함량 값(100-300ppb)을 보이고 있다[1-3]. 이는 한반도 이남지역의 동북쪽으로부터 남서쪽으로 형성된 우라늄 함유 광물의 분포에 기인된 것으로 해석된다. 근자에 우리나라가 선진국 대열에 들어서면서 산업 발전에 따른 지하수 이용이 증대되고 있으며, 지하수를 음용수로 이용하는 산업 역시 활발해지고 있다. 이에 따라 지하수 중에 존재하는 우라늄을 제거하기 위한 연구가 요구되고 있다. 우라늄을 제거하기 위하여 활성탄[4], 이온교환수지[5], 석회연화[6], 역삼투[7], 그리고 고도응집 및 여과[8] 기술들을 이용하고 있다. 이온교환수지를 이용한 방법은 다른 방법에 비하여 공정 및 장치가 간단하고 사용되는 이온교환 수지를 재생하여 재사용할 수 있기 때문에 매우 경제적이다. 일반적으로 수용액 중에서 우라늄을 제거하는데 가장 효율이 좋은 것으로 알려진 것은 음이온교환수지(Dowex 21K)[9]이며, 특히 pH 6.5 이상의 중성 또는 알칼리성을 띠는 지하수 용액 중에 포함된 우라늄을 제거하는데 적당하다. 그러나 이러한 음이온교환 수지는 가격이 매우 높은 단점이 있다. 본 연구에서는, 비교적 가격이 저렴하여 경수를 연화시키는 공정에 널리 쓰이는 양이온교환수지(Dowex HCR-S)를 택하여 지하수 중에 포함된 우라늄을 제거하는 공정에 대한 적용 가능성을 시험하였다.

2. 본론

2.1 실험

지하수 중에 포함된 우라늄을 제거하기 위한 양이온교환수지는 Dowex HCR-S(sulfonated copolymer of styrene and divinylbenzen, sodium form)을 사용하였으며, 물리화학적 특성을 표1에 요약하였다. 지하수 중에 포함된 미량의 우라늄을

제거하기 위하여 구성한 실험장치를 그림1에 나타내었다. 양이온교환수지 약 5g을 PE관에 채우고, 수지를 묶은 염산(1M), 물, 소금 용액(10%) 그리고 물 순서로 흘려주면서 세척하였다. 시료용액은 최소의 0.1M-4M HCl 용액을 사용하여 pH2-6 범위로 조절한 후에 이온교환수지관을 통과시켜 우라늄제거 시험을 수행하였다. 우라늄을 제거시키기 위한 시료 주입 유량은 최대 32 BV/hr(bed volume per hour)로 실험하였다.

Table 1. Pysico-chemical properties and operating conditions of Dowex HCR-S resin

Parameter	Cation exchange resin
Matix	Spherical beads
Effective size	50-16 mesh
Moisture content	44 to 48%
Bulk density	0.484 g/cc
Exchange capacity	2.0 eq/L
Regeneration solution	8 to 12% NaCl

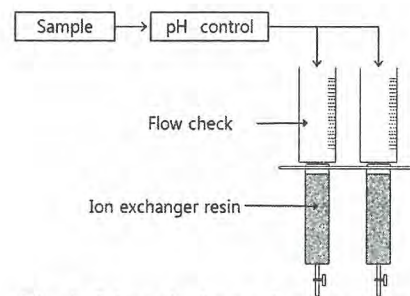


Fig. 1. Schematic figure of an ion exchanger

2.2 우라늄 농도 측정

수용액 중에 포함된 우라늄 함량은 유도플라즈마 질량 분광기(ICP-Mass spectrophotometer)를 이용하여 측정하였다.

2.3 우라늄 제거 시험 결과

양이온교환수지를 이용하여 지하수 중에 포함된 우라늄을 용이하게 제거할 수 있었으며, 그 결과를 표2에 요약하였다. 표준용액(0.2 ppm)에 대한

우라늄 제거율은 99% 이상이며, 주입 용액은 산성이기 때문에 우라늄의 흡착 형태는 UO_2^{2+} 이다. 시료 용액에 대한 pH는 2부터 6까지 조절하여 이온교환수지에 담지 시켰다. 실험범위 내에서 pH에 따른 담지 영향은 나타나지 않았으며, 이는 실제 지하수에 적용할 때 중성에 근접한 pH 6으로 조정하여 적용시킬 수 있음을 의미한다. 표준용액 및 지하수에 대한 우라늄 제거 효율은 유사하였으며, 두 경우 모두 이온교환수지를 통과한 용리액에서 우라늄 농도가 10 ppb 이하로 측정되었다. 본 실험에서 측정된 결과를 실제 지하수 처리 공정에 적용하기 위해서는 우라늄 제거에 대한 이온교환 용량, 이온교환수지 재생 공정이 제거 효율에 미치는 영향, 그리고 지하수 수질이 우라늄 이온교환 용량과 효율에 미치는 영향 등에 대한 추가적 시험이 필요하다.

Table 2. Uranium removal results, unit; ppb

pH	2	3	4	5	6
Standard solution (200 ppb)	1	1	1	1	1
Underground water (50-300 ppb)	-	5	-	6	-

3. 결론

양이온교환수지를 사용하여 지하수 중에 포함된 우라늄을 10ppb 이하로 제거할 수 있었다. 특히 질산염 등을 함유한 산성(pH 6이하)의 지하수 중에 포함된 우라늄을 제거할 때는 본 실험에 사용한 양이온교환수지(Dowex HCR-S)를 직접 적용할 수 있다. 본 실험은 연구의 초기 단계로서, 현장 시험 및 대규모화에 대한 적용시험이 계속되어야 한다. 양이온교환수지의 이용은 초기 주입 용액에 대한 pH 조절이 선행되어야 하므로, 음이온교환수지를 병행하여 사용하기 위한 추가적 기술검토가 요구된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력기술개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 2010년 환경부, '09년 지하수 중 자연방사성 물질 함유실태조사 결과, 보도자료 2010.5.14.
- [2] 2001년 국립환경연구원, "지하수 중 방사성 물질 함유실태에 관한 조사연구(III)", 2001.
- [3] 1999년 국립환경연구원, "지하수 중 방사성 물질 함유실태에 관한 조사연구", 1999.
- [4] A. Mellah, S. Chegrouche, M. Barkat, J. Colloid Interface Sci., 434-441(296), 2006.
- [5] Water Quality Products(WQP) 10(5), 2005.
- [6] US Patent 6419832, "Process for removing dissolved uranium from water" July 16. 2002.
- [7] Uranium in Drinking-water, WHO/SDE/WSH/03.04/118, 2005.
- [8] United States Environmental Protection Agency, EPA 815-R-99-012, May 1999.
- [9] Dow Water & Process Solutions Home : Product Selection Guide via the Periodic Table : Resins for Separation of Uranium from Liquid Media, The Dow Chemical Company. 1995-2010.

우라늄변환시설 발생 라군 슬러지폐기물 처리 및 라군 구조물 제염

황두성, 최윤동, 이규일, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

dshwang@kaeri.re.kr

1. 서론

우라늄 변환시설은 중수로용 UO_2 분말 제조 시설로서 2001년도부터 제염해체를 시작하였다. 변환시설 운전 중 발생하여 라군(lagoon)에 저장되어 있는 방사성 슬러지폐기물의 처리는 시설의 해체공사 중 매우 중요한 업무 중의 하나이다. 슬러지 폐기물의 화학적 주성분은 각 층에 따라 NH_4NO_3 , $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_2$, $CaCO_3$ 및 U 화합물과 소량의 Fe, Mg, Al, Si 및 P 등의 화합물로 구성되어있다. 이를 처리하여 고체폐기물로 저장하기 위해서는 슬러지 내 주요 성분을 차지하는 조해성 물질인 질산염을 열분해시킨 후 폐기물로 안정하게 저장할 수 있는 안정한 화합물로 변환시켜야 한다. 본 논문에서는 질산염 슬러지 폐기물의 처리를 위한 슬러지의 특성, 처리공정 및 설비, 처리 후 최종폐기물의 안전성과 슬러지 처리 등 슬러지 폐기물의 전반적인 처리 과정과 라군 구조물의 제염을 소개하고자 한다.

2. 본론

슬러지는 NH_4NO_3 , $NaNO_3$, $Ca(NO_3)_3$ 와 같은 질산염과 $CaCO_3$ 로 구성되어 있으며, 슬러지 내 성분은 그림 1과 같이 첫 단계에서 NH_4NO_3 가 분해되고 이후 $Ca(NO_3)_3$ 와 $NaNO_3$ 가 분해되고 최종적으로 $CaCO_3$ 가 분해됨을 확인할 수 있다. 따라서 슬러지 폐기물은 저온과 고온의 두단계 열분해로 질산염을 분해하여 안정한 형태의 고체폐기물로 저장 가능하다. 열분해 처리과정 중 발생한 배기가스는 선택적 촉매환원공정(SCR)으로 처리하였다. 공정은 산화촉매, ammonia SCR, ethanol SCR로 구성되어있다. 열분해 반응에서 배출되는 가스 중 ammonia는 산화촉매반응기에서 산화되어 NO_x 로 변환되며, 이는 배출가스 중의 NO_x 와 함께 약 300℃의 온도에서 ammonia를 환원제로

사용하는 SCR 반응기에서 질소로 환원 처리된다. 본 열분해 공정은 배출가스가 일정하게 배출되지 않으므로 환원제를 일정하게 공급할 수 없으므로 NO_x 를 완전히 제거하기 위해서 ammonia를 과량으로 공급해주어야만 한다. 이 경우 ammonia를 대기 중으로 방출해야 하는 문제점을 가지고 있다. 따라서 본 공정에서는 후단에 ethanol SCR 반응기를 추가하여 ammonia SCR 반응기에서 대부분의 NO_x 를 처리하고 미처리된 NO_x 를 처리하는 시스템으로 구성하였다.

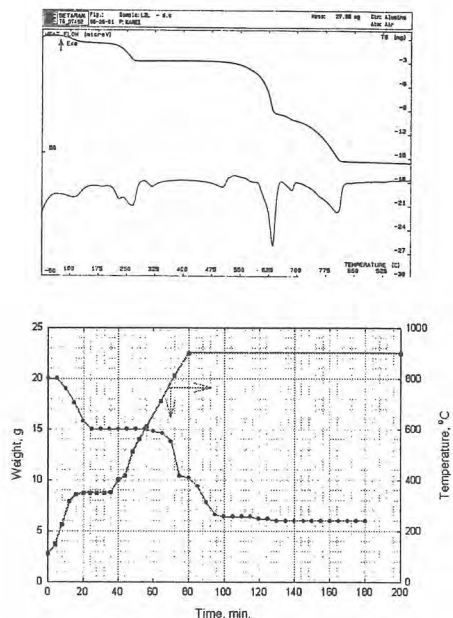


Fig. 1. 라군슬러지의 TG-DTA 및 열분해 시 시간에 따른 라군 슬러지의 질량 변화

위와 같이 라군 질산염 슬러지의 특성과 개발된 공정 기술을 기초로 하여 그림 2와 같이 라군 질산염 슬러지 처리 공정과 처리설비가 제작 설치하였다. 처리공정은 슬러지 이송설비, 슬러지의 열분해를 위한 가열로, 배기가스 처리설비, 최종 발생 폐기물의 분쇄 및 포장설비로 구성되어 있다.

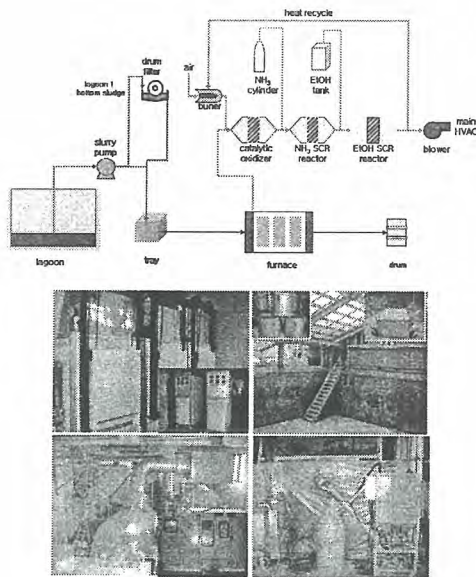


Fig. 2. 라군슬러지의 처리공정 및 설비

그림 3은 슬러지 처리시 시간에 따른 열분해 온도와 열분해시 발생된 배기가스 내 NOx 농도 및 처리 후 NOx 농도를 나타낸 그림이다. 슬러지 폐기물은 set당 2 batch (75kg/batch), 하루 5set를 처리하는 반회분식 방법으로 처리하였고, 각 set는 40분 간격으로 처리하였다. 슬러지는 900도까지 온도를 증가시키면서 3.5시간 내에 처리되었고 5set 총 처리 시간은 7.5시간이 소요되었다. 열분해 시 발생된 NOx(배출규제치 200ppm)는 50ppm 이하로 처리되었다. 처리 후 최종 폐기물의 부피는 70% 이상 감소되었다.

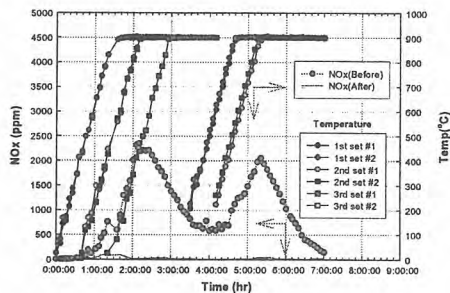


Fig. 3. 슬러지 처리 및 처리 시 발생 배가스

그림 4는 슬러지 처리 후 최종폐기물의 XRD 패턴으로 슬러지 내 함유된 주성분은 $3\text{Na}_2\text{O}-7\text{UO}_3$ 와 Fe_2O_3 이며, 이들은 폐기물로 저장하기에 안정한 폐기물이다.

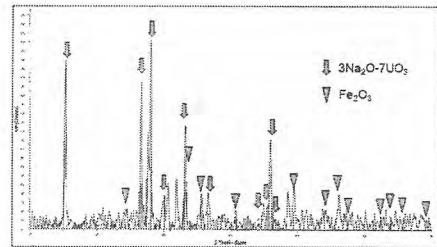


Fig. 4. 슬러지 처리 후 최종폐기물의 XRD 패턴

슬러지폐기물 처리 후 라군 구조물은 우라늄 변환시설의 해체폐기물이 경주 방사성폐기물 처분장으로 이송 저장되기 전까지 임시 저장할 수 있는 임시 방사성폐기물 저장고로 활용할 수 있도록 제염하여 개조하였다. 라군 구조물은 방사성 액체폐기물이 누출되지 않도록 콘크리트 구조물에 고무로 코팅되었으나, 오랜 기간 경과에 따라 고무는 경화된 상태이다. 따라서 이들은 불꽃을 사용하여 경화된 고무를 제거하고 그라인더로 2차 제염하였다(그림 5).

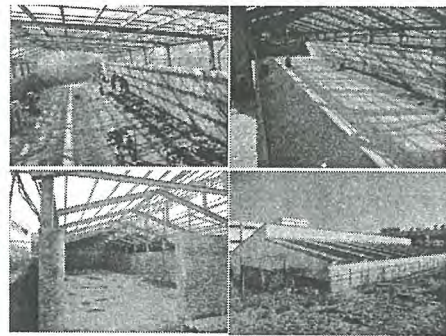


Fig. 5. 라군구조물 제염 및 개조

3. 결론

약 300톤의 슬러지폐기물이 열분해처리방식으로 처리되었으며, 처리 중 발생된 배가스 내 NOx를 50ppm 이하로 처리하였다. 처리 후 고체 폐기물은 저장하기에 안정한 화합물로 변환되었고, 슬러지폐기물을 약 70%이상 감용할 수 있었다.

저농도 방사성오염토양의 생물학적 정화 방법 연구

박혜민, 김계남, 손동빈, 김기홍*, 이기원, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*선광원자력안전(주), 대전광역시 유성구 용산동 553-2

hvempark@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 오염토양은 원자력시설 주변 지하에 매설된 폐액저장 탱크 및 연결 관들의 노화로 인한 방사성폐액의 누출과 예기치 못하게 발생하는 오염사고로 인해 발생되고 있다. 이 오염토양 전량을 방사성폐기물처분장에 처분할 경우 많은 비용이 소요될 뿐만 아니라 처분장의 포화기간을 앞당기는 문제가 발생한다. 따라서 비교적 낮은 농도로 오염된 방사성 오염토양을 일반매립이 가능한 수준으로 처리한다면 이러한 문제를 해결할 수 있다. 기존 토양으로부터의 오염원 제거에는 일반적으로 토양세척 (soil washing) 기법이 효과적인 정화방식으로 제시되었으나 세척폐액과 같은 2차 오염물질을 발생하는 단점이 있으며 동전기 방법은 처리효율이 높은 편이지만 운전비용이 높은 문제점이 있다. 미생물학적 토양복원 기술은 방사성 오염물질을 섭취하는 미생물을 이용하여 생물학적 용출 (bioleaching) 방법으로 고가의 장치 제작이 필요 없고, 저렴한 비용으로 다량의 오염물질을 제거할 수 있는 방법이다.

예비실험 통해 방사성 핵종을 섭취하는 미생물의 배양 촉진에 대해 효소를 주입함으로써 방사성물질의 제거 가능성을 확인 한 바 있으나, 처리효율이 낮아 실험방법의 개선이 필요하다고 판단되었다. 따라서 본 연구는 고효율 생물학적 방사성 토양 정화 시스템 구축을 위하여 미생물 생장을 향상시키기 위한 효소의 주입비, pH, 온도 등의 최적 배양 조건 도출을 위한 실험방법 개선 및 평가를 목적으로 한다.

2. 실험방법 및 결과

2.1 생물학적 방사성오염토양 정화 예비실험

실험에 사용한 방사성 오염토양은 원자력 연구원 내의 방사성폐기물 저장고에 보관중인 우라늄 오염토양, 코발트와 세슘오염토양을 파쇄기를 이

용하여 1.0 cm 이하로 파쇄한 후 0.375 mm의 체를 이용하여 시료를 균등화하여 사용하였다. 미생물 배양 촉진 효소는 M사에서 제공받아 사용하였으며, 토양 400 g에 증류수 1 L와 미생물 배양 촉진 효소 0.5 %를 주입하였다. 150 rpm으로 혼합 배양 하였을 때 우라늄 오염토양은 반응 20일 후 초기 농도 대비 71.3 % 제거되는 것으로 나타났으며, 코발트·세슘 오염 토양은 반응 42일 후 초기농도의 61.4 %가 제거되는 것으로 나타났다. 실험을 통해 미생물 배양 촉진 효소를 주입함으로써 토양중 방사성 오염원의 처리 가능성을 확인하였으며, 효소 주입비율 등의 조건을 개선한다면 고효율의 생물학적 방사성 토양 정화 시스템 개발이 가능할 것으로 판단되었다.

2.2 생물학적 방사성토양 정화 실험의 개선 방법

고효율 생물학적 방사성 토양 정화 시스템 구축을 위하여 구체적으로 실험을 수행하였다. 미생물을 이용한 토양 정화 시 반응에 영향을 미치는 인자는 처리하고자 하는 오염원을 제거하는 미생물 선정 및 미생물 성장에 관여하는 최적 pH와 온도 등으로 알려져 있어 이러한 영향인자에 변화를 주어 실험을 수행하였다.

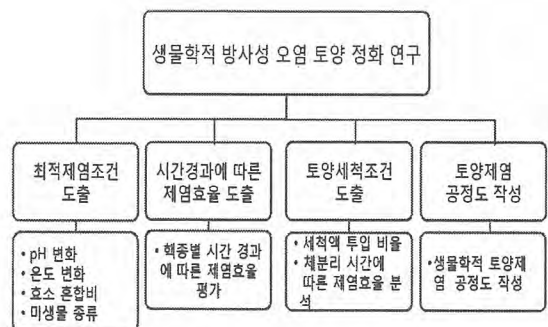


Fig. 1. 생물학적 방사성 오염토양정화 프로세스

본 연구를 통해 수행된 생물학적 방사성 토양 정

화 실험은 Fig. 1 에 나타난 바와 같이 진행된다. 모든 반응 시료는 500 mL 비이커를 반응기로 하여 균등화된 토양 400 g 과 증류수 1000 mL를 넣어 준비하였다. 150 rpm 교반 조건의 shaking incubator에서 미생물 배양 실험을 수행하였다. 반응 기간 동안 일정한 간격으로 토양 시료 20 g 을 채취하여 200 mesh 체 (sieve)에 놓고, 증류수를 사용하여 수차례 뒤집어 주면서 washing 하여 방사성 물질을 포함한 미생물이 물과 함께 제거되게 한다. 각각의 세부 실험조건은 아래와 같은 조건으로 구성하였다.

(1) 최적 제염조건 도출

① 미생물 배양 촉진 효소 주입비에 따른 토양 제염 평가

- a) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 0.5 %
- b) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 %
- c) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 2 %
- d) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 4 %

② pH 변화에 따른 토양 제염 평가

- a) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 % (pH 4.5)
- b) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 % (pH 6.0)
- c) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 % (pH 7.5)

③ 온도 변화에 따른 토양 제염 평가

- a) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 % (25℃)
- b) 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 % (40℃)

(2) 시간경과에 따른 제염효율 도출

① 핵종별 시간경과에 따른 제염효율 평가

- a) 저농도 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 %
- b) 고농도 우라늄 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 %
- c) 저농도 코발트 세슘 오염토양 400 g + D.I water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 %
- d) 고농도 코발트 세슘 오염토양 400 g + D.I

water 1000 mL + 미생물 배양 촉진 효소 1 %

(3) 토양세척조건 도출

- ① 세척액 투입비율
- ② 체분리 시간에 따른 제염효율 분석

2.3 분석방법

토양 시료의 우라늄과 코발트 와 세슘 농도는 오염토양을 건조한 후 20g을 계측 용기에 담아 MCA(Multi-Channel Analyzer)를 이용하여 측정하였다. 반응 시료의 pH 측정은 pH meter(HI 8014, HANNA instruments)를 사용하여 측정하였다.

3. 결론

예비실험을 통하여 미생물 배양 촉진 효소를 주입함으로써 방사성오염 토양의 정화 가능성을 확인하였다. 효소의 주입 비율, 반응 pH, 미생물 배양 온도 및 반응 후 토양 세척비 등의 실험방법을 개선하여 실험진행 중이며, 만족스러운 결과를 얻을 수 있을것이라 예상한다. 본 연구결과로 최적 제염조건이 도출된다면 경제적인 저농도 방사성 오염토양 복원공정으로 사용될 것이라 기대한다.

4. 참고문헌

- [1] 김계남, 정윤희, 이정준, 문제권, 정종현, 정운수, 방사성오염토양 제염을 위한 동전기세정 장치 개발, 방사성폐기물학회지, 6(1),p.1-9, 2008.
- [2] 김성민, 장암, 이종운, 최희철, 김경웅, 김인수, 철산화균의 생물학적 침출을 이용한 함우라늄 흑색세일로 부터의 우라늄 제거, 대한환경공학회지, 24(12), p. 2129-2138, 2002.
- [3] A.J. Francis, Bioremediation of radionuclide and toxic metal contaminated soils and wastes, Environ,Sci.Technol., 32(24), p.3993-3998, 1998.

졸겔 방법을 이용한 SiO₂-KCoFC 이온교환 복합체 제조시 HCl의 영향

이정준, 문제권, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jilee@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐액의 처리 방법 중, 무기성 이온교환제의 한 종류인 ferrocyanide계 이온교환수지를 사용하여[2], 성형 입자화하는 방법을 고안하였다. 분말상태의 이온교환제 (KCoFC)를 졸-겔 합성을 통해 실리카 기반으로 입자화시켜 Cs 등을 제거하기 위한 무기-무기 이온교환 복합체(SiO₂-KCoFC) 제조시 촉매로 사용되는 HCl의 첨가 물비에 따른 복합체의 물성 및 Cs 흡착 속도 및 용량을 비교/평가하였다.

2. 본론

2.1 KCoFC 제조 및 졸-겔 반응

분말 형태의 KCoFC 제조 방법 및 졸-겔 반응의 개요에 대하여는 이전에 발표된 논문에서 이미 언급한 바와 같다[1-3].

여기에서는, 졸겔 반응시 첨가되는 HCl의 양에 따라 복합체의 구조가 달라지는 것을 고려하여[], 다양한 HCl 첨가 물비(0.025, 0.05, 0.1, 0.2, 0.4, 0.6, 1.0)에서의 복합체를 제조하고 그 물성(SEM, pore size distribution)을 파악하였다. 또한, 다양한 HCl 첨가 물비에 따른 실리카 입자를 졸겔 합성을 통하여 제조한 후, 그 물성을 비교하였다 (표 1).

졸겔 반응이 진행되어 에탄올과 물의 증발에 따른 겔화 시간을 측정하여 복합체 제조시 소요되는 시간(gelation time)에 대하여 논의하였다. 또한, 생성된 입자를 초순수 및 산, 알칼리 용액에 침지시켜 KCoFC 분말이 용액으로 재용해되는지 조사하는 실험(dissolution test)을 통해 졸-겔 반응으로 생성된 입자의 안정성을 평가하였다.

2.2 Cs 흡착 속도 및 흡착 등온선

HCl 첨가 물비가 다르게 제조된 이온교환 복합체를 대상으로 이온교환 속도 실험을 실시하였다. Cs

모의 폐액에 복합체를 넣고 24시간 교반시키면서 시간에 따라 샘플링을 하여 0.2 μ m syringe filter로 여과한 후 Cs 농도를 AA(AAnalyst400, Perkin-Elmer Co.)로 측정하였다. 표 2에 실험 조건을 나타 내었다.

또한, 제조된 복합체의 Cs 흡착 성능을 비교하기 위하여, Cs 모의 폐액을 이용하여 흡착실험을 실시하였다. 복합체 0.1g을 Cs 모의 폐액 10mL(Cs 농도 : 200~5,000 mg/L)에 넣고, 24시간 shaking하여 0.2 μ m syringe filter로 여과한 후 Cs 농도를 AA(AAnalyst400, Perkin-Elmer Co.)로 측정하였다. 표 3에 실험 조건을 나타 내었다.

Table 1. Preparation conditions for SiO₂ and SiO₂-KCoFC composite ion exchanger with various HCl/TEOS molar ratio

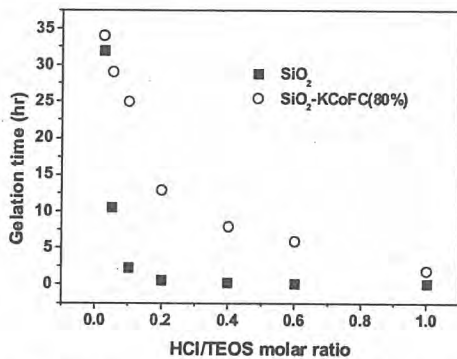
SiO ₂ content (%, after sol-gel reaction)	100	20
KCoFC content in composite ion exchanger (%)	-	80
TEOS (mL)	18.81	1.881
KCoFC (g)	-	2.0
H ₂ O/TEOS (mole ratio)	4	
HCl/TEOS (mole ratio)	0.025, 0.05, 0.1, 0.2, 0.4, 0.6, 1.0	

Table 2. Experimental conditions of sol-gel reactions on the various TEOS vs. HCl ratio

Cs conc. (mg/l)	100	
V(ml)	100	
Kinds of exchanger	TEOS	1
	H ₂ O	4
	HCl	0.025, 0.05, 0.1, 0.2, 0.4
Mass of exchanger (g)	0.1	
L/S ratio (mL/g)	1000	
Shaking speed (rpm)	120	
Sampling time (hr)	0.5, 1, 2, 4, 10, 24	

Table 3. Experimental conditions of Cs exchange isotherm

V (ml)	10
Cs conc. (mg/l)	200~5,000
Kinds of exchanger	KCoFC powder Composite (80% KCoFC; HCl ratio 0.025~1.0)
Exchanger (g)	0.1
L/S ratio (mL/g)	1000
Speed (rpm)	150
Shaking time (hr)	24

Fig. 1. Gelation time in various HCl/TEOS molar ratio during the preparation of SiO₂ and SiO₂-KCoFC composite ion exchangerTable 4. Results of BET analysis for SiO₂-KCoFC composite ion exchanger (80% KCoFC) prepared with different HCl/TEOS molar ratio

Contents	Sample 1	Sample 2
HCl/TEOS molar ratio	0.025	0.4
S _{BET} (m ² · g ⁻¹)	134	162
Total pore volume (cm ³ · g ⁻¹)	0.241	0.309

3. 결론

졸겔 반응이 진행함에 따라 시료가 겔화되는 시간은 HCl의 첨가물비에 큰 영향을 받는 것으로 나타났다(그림 1). 먼저, TEOS만의 졸겔 반응에 의한 실리카 입자 생성의 경우, HCl/TEOS 물비가 0.2 이상일 때는 1시간 이내에 겔화가 확인되었고, 0.1에서는 2.3시간으로 조사되었다. HCl/TEOS 물비가 0.05 이하에서는 겔화가 나타나기까지 상당한 시간이 필요한 것으로

조사되었다. 이러한 경향은 SiO₂-KCoFC 복합체 (80% KCoFC)를 제조할 때도 유사하게 나타났다. 이는 졸겔 반응에서 HCl/TEOS 물비가 겔화 시간에 미치는 영향이 크다는 것을 의미한다.

한편, 졸겔 반응으로 제조된 SiO₂-KCoFC 복합체(80% KCoFC) 중 HCl/TEOS 물비가 0.025, 0.4인 복합체의 BET 분석결과를 표 4에 나타내었다. HCl/TEOS 물비가 높은 경우, 복합체의 표면적이 더 크고, pore volume도 큰 것으로 조사되었다. 이로써, 복합체 제조시 HCl/TEOS 물비가 복합체의 기반 물질인 실리카 구조에 영향을 미치고 있다는 것을 확인하였다. 이러한 영향이 복합체의 Cs 흡착 성능에 어느 정도 연관되어 있는지 조사할 필요가 있다고 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] J. Lee et al., Preparation of SiO₂-KCoFC composite ion-exchanger for removal of Cs in the soil decontamination waste solution, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting Gyeongju, Korea, October 29-30 (2009).
- [2] KAERI/RR-2415/2003, Research on Radiochemistry & Nuclear Chemistry, KAERI (2003).
- [3] J. Moon et al., Multi-component ion exchange kinetics with PAN-KCoFC composite ion exchanger, Korean J. of Chemical Engineering, 22(1), pp. 127-132 (2005).

HEPA필터 폐기물 특성 분석 및 고온 감용 연구

민병연, 이석철, 김계남, 양희철, 최왕규, 이근우
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
 bymin@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력발전소 최종 배기 라인 및 핵연료주기 개발시설과 같은 고방사능 시설을 포함한 원자력 시설의 운영, 개선·보수 및 해체 시에 다량의 HEPA 필터 폐기물이 발생된다. 가동 중인 원전 10기에서는 연간 약 1,700드럼 (약 3,400개), 한전원자력연료주식회사(KNF)에서는 최소 연간 50 드럼의 폐 HEPA 필터가 발생되고 있다. 원자력연구원 내 연구시설(연구용 원자로, 우라늄 변화시설, 조사후 시험시설, 조사재시험시설 등)에서 발생된 HEPA 필터는 초기에 PP재질의 bag에 포장하여 저장하였으나 안전성 문제가 대두되어 수작업으로 분해하여 필터프레임은 자체처분하고 필터 매체(media)와 분리막(separator)은 200L 드럼에 압축하여 처리하고 있다. 특히 사용후 핵연료를 취급한 DFDF (Duplic Fuel Demonstration Facility)와 20년 이상 가동된 조사후시험 시설의 공정 내 HEPA 필터는 사용 후 핵연료 물질에 의해 고방사성 물질로 오염되어 발생하고 있으며, 향후 파이로 프로세싱 연구시설 등에서도 고방사성 HEPA 필터 폐기물이 다량으로 발생할 것이 예상됨으로 국내 핵연료주기 연구개발을 통해 발생하는 폐기물 관리에 대한 효율성 및 안전성을 위해서 HEPA 필터 폐기물 처리기술 개발은 필수적이다. 현재까지 HEPA 필터 폐기물의 처리는 저준위 폐기물에 대해 일부 수행되고 있으나, 물리적인 방법에 의한 감용에 의존하는 기술적 초보단계에 있으며, 고방사성 HEPA 폐기물 처리에 대한 연구는 전무하여 국내 기술기반이 매우 취약한 상태이다. 본 논문에서는 원내 고방사성 시설 운영 및 유지보수 시 발생하는 HEPA 필터 폐기물의 저준위화 및 감용기술개발 일환으로 HEPA 필터 폐기물의 구조체 특성 및 HEPA 필터 매체의 성분 분석과 감용 특성에 대한 기초적인 실험을 수행하였다.

2. 본론

원자력연구원에서의 HEPA 필터 주 발생시설은

하나로, RI 생산시설(RIPF) 그리고 핵연료 주기 시설(NFCF)로서 대부분 이들 시설의 운영과정에서 발생되며 발생된 HEPA 필터의 오염특성은 Table 2.1과 같다 [1].

Table 2.1. Spent HEPA filter generated in KAERI's facility

Generation Facility		Main Nuclide	Volume by the surface dose rate	
			< 2mSv/h	> 10mSv/h
HANARO		H-3, Co-60, Kr-85, Sr-90, Cs-137	208	0
RIPF		C-14, Co-60, Mo-99, Cs-137	204	0
NF CF	NFPF	U-series	259	0
	IMEF/PIEF	H-3, Co-60, I-129, Kr-85, Sr-90, Ru-106, Cs-137, Ce-144	584	0
		U-series	0	50
	RWTF	Co-60, Cs-137	728	0
Other Lab.	Lab A	U-series	147	0
	Lab B	Co-60, Cs-137	51	0

Fig. 2.1는 원내에서 시설에서 발생되는 HEPA 필터 media에 입자상으로 오염된 상태를 보여주고 있다. 입자오염 상태는 크게 절삭, 연마등과 같은 기계적 처리 공정과 증발, 농축 등과 같은 화학적 처리공정으로 나눌 수 있다.

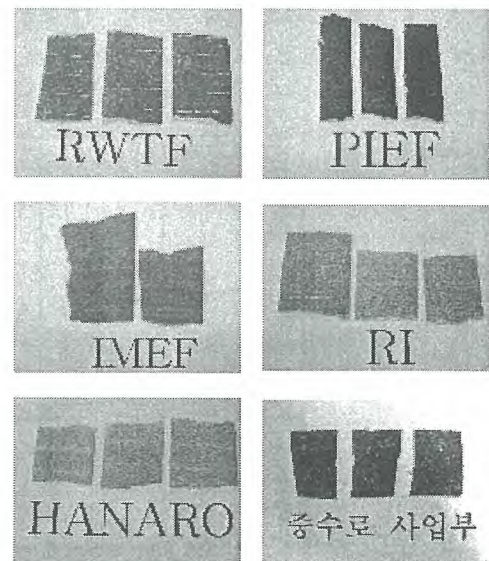


Fig. 2.1. HEPA filter media generated from KAERI

Table 2.2에 원자력 시설에서 발생하는 철재프레임, 아연도금강판, 목재 프레임으로 구성되는 HEPA 필터 매체의 성분을 분석하여 나타내었다. 밀도는 약 0.45g/cm^3 으로 나타났다.

Table 2.2. Composition of HEPA filter media

Element	Composition (wt%)			
	SUS	Wood	Al.	Vitrified glass
Al_2O_3	3.7	3.9	4.5	5.8
B_2O_3	11.6	12.5	8.9	9.4
BaO	2.0	2.4	1.6	1.7
CaO	3.9	2.5	2.7	3.1
Fe_2O_3	0.1	0.1	0.1	0.1
K_2O	2.7	3.7	2.8	3.0
MgO	0.2	0.2	0.2	0.2
Na_2O	7.5	9.0	7.4	7.9
SiO_2	58.9	59.7	62.6	59.4
ZnO	3.4	3.7	3.2	3.4
Others	6			

Fig. 2.2는 HEAP 필터 매체의 TGA 분석 데이터이다. HEPA 필터 매체는 약 92% 유리섬유와 H_2O 가연성 본드와 같은 약 6% 불순물로 이루어져 있다. 약 $250^\circ\text{C} \sim 500^\circ\text{C}$ 에서 HEPA 필터 자체에 함유되어 있는 H_2O 의 탈수와 가연성 binder의 휘발에 의해 급격히 열적 감량이 이루어짐을 알 수 있었다.

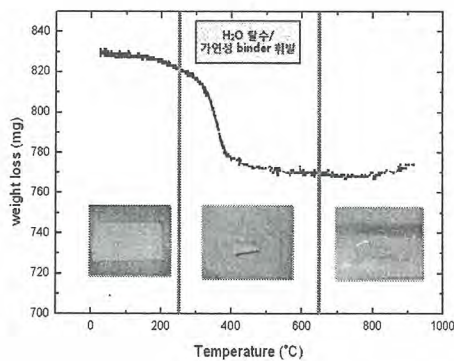


Fig. 2.2. TGA of HEPA filter media

HEPA 필터 매체의 부피감용 및 안정화 조건을 모색하고자 비방사성 HEPA filter media를 사용하여 전기로에서 유리화 가능성 실험을 수행하였다. Fig. 2.3에 유리화 전·후 HEPA 필터 매체의 SEM 이미지를 나타내었다. HEPA 필터 매체의 유리화시 부피감용비는 약 30으로 나타났으며 유리화에 의해 HEPA 필터 media은 안정하고 우수한 유리고화체를 제작할 수 있음을 확인하였다.

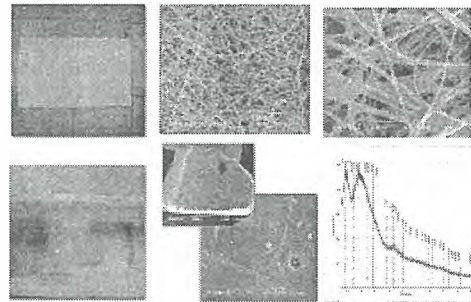


Fig. 2.3. SEM image of HEPA filter media and vitrified glass

3. 결론

HEPA 필터 media의 주성분은 유리화에 적합한 물질로 구성되어 있으며 유리화시 약 30의 부피감용과 안정한 유리고화체 제작이 가능하므로 상당한 양의 HEPA 필터 폐기물의 부피감용이 이루어질 것으로 사료된다.

4. 감사의 글

본 논문은 2010년도 정부(교육과학기술부)의 재원으로 한국과학재단 원자력 연구개발 사업의 지원으로 수행되었다.

5. 참고문헌

- [1] Ji, Y. Y., Hong, D. S., Kang, I. S and Shon, J. S. : Current Status of the Spent Filter Waste and Consideration of Its Treatment Method in KAERI, *J. of the Korean Radioactive Waste society*, 5(3) 257-266 (2007).

원전 방사화콘크리트 철거 방안 비교 평가

김학수, 황동현, 박종길

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 금병로 508

hskim007@khnp.co.kr

1. 서론

원자력발전소 해체과정에서 발생하는 폐기물은 형태 및 방사능 준위가 매우 다양하다. OECD/NEA 보고서에 따르면 해체비용에서 해체폐기물 처리·처분비가 차지하는 비율이 약 40% 정도인 것으로 알려져 있다. 국내의 경우에는 방사성폐기물 처분비가 매우 높아 가능한 해체폐기물을 줄이는 방안을 강구할 필요가 있다. 해체폐기물량을 줄이는 방법으로는 발생원을 최소화하는 방법, 제염과정을 통해 폐기물을 재분류하는 방법 그리고 오염부위를 적절히 제거할 수 있는 철거방식 등이 고려될 수 있다. 본 논문에서는 향후 원전 해체시 발생하는 방사화된 콘크리트의 처분량을 줄이기 위한 방안의 하나로서 콘크리트폐기물 철거 방식에 대하여 논의하기로 한다.

2. 본론

2.1 Bioshield Concrete 방사화제고량 및 오염범위

노심 주변에 위치한 Bioshield Concrete의 방사화제고량은 MCNP와 ORIGEN 코드를 이용하여 평가하였다. 그림 1은 Bioshield Concrete의 기하학적 설치 모습을 보여주고 있으며, 표 1은 Bioshield Concrete의 비방사능 계산결과를 보여주고 있다. 중·저준위방사성폐기물로 제거될 Bioshield Concrete 범위는 콘크리트내에 포함하고 있는 방사성핵종별 농도와 자체처분 기준 농도를 이용하여 유도하였으며, 표 1에 음영으로 표시된 부분을 기준으로 제거될 두께 및 깊이를 결정하였다. 표 1에서 보듯이 Bioshield Concrete의 오염 범위가 상당히 깊은 곳까지 분포된 것은 Concrete내에 불순물로 존재하는 Eu-152 및 154에 의한 영향으로 분석되었다.

2.2 Bioshield Concrete Cutting 방법 비교

노심주변의 Bioshield Concrete의 철거 작업은 Diamond Wire Cutting 장비를 이용한다. 절단 작업

은 오염된 부분을 실린더 형태로 절단(Cylindrical Cutting)하는 것이 일반적인 방법이다. 이러한 방법은 오염준위가 낮은 부분(자체처분 가능)까지 제거하여 폐기물량을 증가시키나 절단작업이 용이하다. 본 논문에서 고려한 Volume Reductive Cutting 방법은 오염준위가 낮은 부분의 절단을 최소화하기 위해 오염부위를 제단형태로 절단하는 것으로서 Cylindrical Cutting보다는 절단 작업이 복잡하다. 그림 2는 Cylindrical 및 Reductive Cutting 방법으로 Bioshield Concrete의 절단 형태를 보여주고 있다. 각 절단기술별 비용이득분석을 위해서는 폐기물량과 절단작업물량이 필요하다. Cylindrical Cutting 방법에 의한 Bioshield Concrete 폐기물량은 약 540m³ (2,700 드럼), Reductive Cutting 방법에 의한 폐기물량은 약 332m³ (1,660 드럼)로 평가되었다. 작업물량은 절단 표면적을 기준으로 산정한다. Cylindrical Cutting은 약 408m³, Reductive Cutting은 약 1,150m³ 으로 평가되었다. Reductive Cutting 방법은 Cylindrical Cutting 방법에 비해 폐기물량은 약 40% 감소되었으나, 작업물량은 약 280% 증가하는 것으로 분석되었고, 총 비용은 약 10% 절감되는 것으로 평가되었다.

3. 결론

원전 방사화콘크리트의 오염부위를 최소화하여 제거할 수 있는 철거 방법에 대해서 살펴보았다. Volume Reductive Cutting 방법은 Cylindrical Cutting 방법과 비교하여 해체폐기물량은 적게 발생하나 작업공정이 복잡하여 작업비용은 더 많이 소요되는 것으로 평가되었다. 비용이득 분석 결과에서 보듯이 방사화된 Bioshield Concrete를 제거하는데 소요되는 비용 효과는 각 절단방식별로 큰 차이를 보이지 않았으나, Volume Reductive Cutting 방법은 방사화콘크리트를 제거하는데 유용하게 활용될 수 있는 철거방안의 하나로서 고려할 만하다.

4. 참고 문헌

[1] OECD/NEA, Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies and Costs, 2003.

[2] KHNP, Decommissioning Cost Analysis for

the Korean Pressurized Water Nuclear Power Plant, 2009.

[3] KHNP, DeCAT Program Unit Cost Factor Database, 2009.

Table 1. Specific activity in bioshield concrete at various locations

Height (m)	Bioshield Depth Along the Reactor Centerline (m)													
	0	9	18	24	31	39	47	55	63	71				
0	3.62E+05	2.09E+05	2.43E+04	1.12E+04	2.15E+03	4.14E+02	7.77E+01	1.47E+01	3.01E+00	5.66E-01				
5	3.60E+05	2.08E+05	5.40E+04	1.11E+04	2.13E+03	4.11E+02	7.71E+01	1.46E+01	2.99E+00	5.62E-01				
10	3.58E+05	2.07E+05	5.36E+04	1.10E+04	2.12E+03	4.08E+02	7.66E+01	1.45E+01	2.97E+00	5.58E-01				
15	3.55E+05	2.05E+05	5.32E+04	1.09E+04	2.10E+03	4.05E+02	7.61E+01	1.44E+01	2.95E+00	5.54E-01				
20	3.49E+05	2.02E+05	5.22E+04	1.07E+04	2.07E+03	3.99E+02	7.49E+01	1.42E+01	2.89E+00	5.44E-01				
25	3.43E+05	1.98E+05	5.13E+04	1.06E+04	2.03E+03	3.91E+02	7.34E+01	1.39E+01	2.84E+00	5.35E-01				
30	3.36E+05	1.94E+05	5.04E+04	1.04E+04	1.99E+03	3.84E+02	7.21E+01	1.37E+01	2.79E+00	5.25E-01				
35	3.29E+05	1.90E+05	4.92E+04	1.01E+04	1.95E+03	3.75E+02	7.04E+01	1.34E+01	2.73E+00	5.13E-01				
40	3.21E+05	1.85E+05	4.81E+04	9.88E+03	1.90E+03	3.66E+02	6.88E+01	1.30E+01	2.66E+00	5.01E-01				
45	3.13E+05	1.81E+05	4.69E+04	9.65E+03	1.85E+03	3.57E+02	6.71E+01	1.27E+01	2.60E+00	4.89E-01				
50	2.99E+05	1.71E+05	4.49E+04	9.11E+03	1.75E+03	3.39E+02	6.34E+01	1.20E+01	2.45E+00	4.62E-01				
55	2.79E+05	1.61E+05	4.17E+04	8.52E+03	1.65E+03	3.18E+02	5.95E+01	1.13E+01	2.31E+00	4.34E-01				
60	2.61E+05	1.51E+05	3.84E+04	8.04E+03	1.55E+03	2.99E+02	5.59E+01	1.06E+01	2.18E+00	4.07E-01				
65	2.13E+05	1.23E+05	3.19E+04	6.55E+03	1.26E+03	2.43E+02	4.56E+01	8.65E+00	1.75E+00	3.32E-01				
70	1.63E+05	9.50E+04	2.46E+04	5.06E+03	9.73E+02	1.69E+02	3.52E+01	6.69E+00	1.35E+00	2.56E-01				
75	1.15E+05	6.70E+04	1.74E+04	3.57E+03	6.97E+02	1.32E+02	2.49E+01	4.72E+00	9.62E-01	1.81E-01				
80	1.53E+03	9.67E+02	2.30E+02	4.73E+01	9.09E+00	1.75E+00	3.29E+01	3.24E+00	1.77E-02	2.40E-03				
85	1.17E+03	6.77E+02	1.76E+02	3.61E+01	8.94E+00	1.34E+00	2.51E+01	4.76E-02	9.72E-03	1.83E-03				
90	8.94E+02	1.34E+02	2.75E+01	5.29E+00	5.29E+00	1.02E+00	1.92E+01	1.46E-02	7.42E-03	1.40E-03				
95	6.82E+02	3.94E+02	1.02E+02	1.04E+01	1.04E+01	7.79E-01	1.46E-01	2.72E-02	5.66E-03	1.08E-03				
100	5.21E+02	3.01E+02	7.80E+01	1.60E+01	3.08E+00	5.94E-01	1.12E-01	2.12E-02	4.32E-03	6.13E-04				
105	3.87E+02	2.30E+02	5.96E+01	1.22E+01	2.35E+00	4.54E-01	8.52E-02	1.62E-02	3.30E-03	6.20E-04				
110	3.03E+02	1.79E+02	4.54E+01	9.34E+00	1.89E+00	3.45E-01	6.50E-02	1.23E-02	2.32E-03	4.73E-04				
115	2.31E+02	1.34E+02	3.37E+01	7.13E+00	1.37E+00	2.64E-01	4.90E-02	9.41E-03	1.92E-03	3.81E-04				
120	1.77E+02	1.02E+02	2.65E+01	5.44E+00	1.05E+00	2.02E-01	3.79E-02	7.18E-03	1.47E-03	2.76E-04				
125	1.35E+02	7.95E+01	2.02E+01	4.15E+00	7.98E-01	1.54E-01	2.89E-02	5.48E-03	1.12E-03	2.10E-04				
130	1.03E+02	5.94E+01	1.54E+01	3.19E+00	6.09E-01	1.17E-01	2.20E-02	4.13E-03	9.53E-04	1.63E-04				
135	7.85E+01	4.54E+01	1.18E+01	2.32E+00	4.65E-01	8.95E-02	1.58E-02	3.19E-03	6.51E-04	1.22E-04				
140	5.99E+01	3.46E+01	8.99E+00	1.85E+00	3.55E-01	6.84E-02	1.20E-02	2.44E-03	4.97E-04	9.35E-05				
145	4.57E+01	2.64E+01	6.85E+00	1.41E+00	2.71E-01	5.22E-02	9.80E-03	1.95E-03	3.79E-04	7.13E-05				
150	3.49E+01	2.02E+01	5.23E+00	1.07E+00	2.07E-01	3.68E-02	7.40E-03	1.42E-03	2.89E-04	5.44E-05				
155	2.69E+01	1.54E+01	3.99E+00	8.20E-01	1.58E-01	3.04E-02	5.71E-03	1.08E-03	2.21E-04	4.15E-05				
160	2.03E+01	1.17E+01	3.05E+00	6.29E-01	1.20E-01	2.32E-02	4.35E-03	8.26E-04	1.69E-04	3.17E-05				
165	1.55E+01	8.96E+00	2.32E+00	4.78E-01	9.10E-02	1.77E-02	3.32E-03	6.31E-04	1.29E-04	2.42E-05				
170	1.18E+01	6.84E+00	1.77E+00	3.65E-01	7.01E-02	1.35E-02	2.54E-03	4.61E-04	9.85E-05	1.95E-05				
175	9.03E+00	5.22E+00	1.35E+00	2.79E-01	5.35E-02	1.03E-02	1.94E-03	3.67E-04	7.49E-05	1.41E-05				
180	6.98E+00	3.99E+00	1.03E+00	2.12E-01	4.00E-02	7.87E-03	1.40E-03	2.80E-04	5.72E-05	1.09E-05				
185	5.24E+00	3.04E+00	7.89E-01	1.62E-01	3.11E-02	6.00E-03	1.13E-03	2.14E-04	4.35E-05	8.21E-06				
190	4.01E+00	2.32E+00	6.02E-01	1.24E-01	2.38E-02	4.54E-03	8.60E-04	1.63E-04	3.32E-05	6.26E-06				
195	3.05E+00	1.77E+00	3.99E-01	9.24E-02	1.81E-02	3.20E-03	6.50E-04	1.23E-04	2.54E-05	4.78E-06				
200	2.34E+00	1.35E+00	3.50E-01	7.29E-02	1.39E-02	2.67E-03	5.01E-04	9.51E-05	1.94E-05	3.65E-06				
205	1.78E+00	1.03E+00	2.67E-01	5.50E-02	1.06E-02	2.04E-03	3.83E-04	7.28E-05	1.48E-05	2.78E-06				
210	1.38E+00	7.87E-01	2.04E-01	4.19E-02	8.06E-03	1.55E-03	2.92E-04	5.54E-05	1.13E-05	2.12E-06				
215	1.04E+00	6.00E-01	1.56E-01	3.20E-02	6.15E-03	1.19E-03	2.23E-04	4.23E-05	8.62E-06	1.62E-06				
220	7.93E-01	4.59E-01	1.19E-01	2.44E-02	4.69E-03	9.05E-04	1.70E-04	3.22E-05	5.55E-06	1.24E-06				
225	6.05E-01	3.50E-01	8.07E-02	1.85E-02	3.58E-03	6.91E-04	1.20E-04	2.46E-05	5.02E-06	9.44E-07				
230	4.57E-01	2.67E-01	6.92E-02	1.42E-02	2.67E-03	5.27E-04	9.20E-05	1.89E-05	3.82E-06	7.21E-07				
235	3.52E-01	2.04E-01	5.28E-02	1.09E-02	2.09E-03	4.02E-04	7.52E-05	1.43E-05	2.92E-06	5.50E-07				

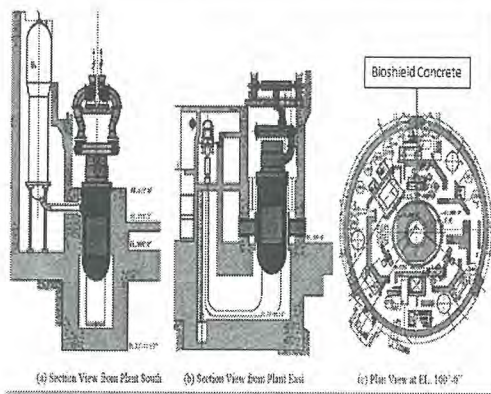


Fig. 1. Bioshield concrete geometry

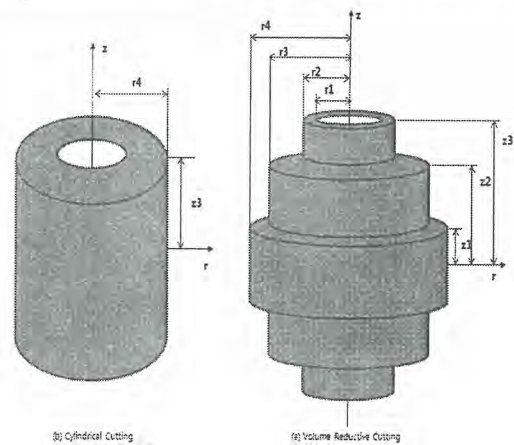


Fig. 2. Bioshield concrete cutting geometry (Reductive vs Cylindrical)

Table 2. Cost benefit analysis for volume reductive cutting

절거방식	폐기물 처분비			Diamond wire cutting 비용		합계 (억원)
	처분량(m ³)	드럼(200 L)	처분비(억원)	작업물량(m ³)	절거비용(억원)	
Cylindrical cutting	540	2,700	140	408	20	160
Reductive cutting	332	1,660	86	1,150	58	144

무기섬광체를 이용한 대면적 오염도 검출 복합 소재의 특성

황호상, 서범경, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hshwang@kaeri.re.kr

1. 서론

종래 원자력시설에서 표면 오염도를 측정하기 위한 통상적인 적용방법은 오염된 시설이나 설비의 표면을 스미어 페이퍼(smear paper)를 이용하여 오염시료를 채취하여 간접적으로 측정하거나 서베이 미터(survey meter)를 이용하여 직접 측정하는 방법들이 주로 이용되고 있다 [1, 2]. 하지만, 상기 방법들을 적용하기에는 작업자가 직접 대상 지역에 접근하여 측정을 하여야 하기 때문에 작업자의 피폭 및 오염 가능성 등의 문제가 있다. 따라서, 상기 문제점을 개선하기 위하여는 방사능으로 오염된 표면에 부착물질을 원거리에서 분사시켜 오염 표면에 도포하고 고형화시킨 후에 오염 핵종에서 방출된 방사선과 부착물질 내의 성분간의 반응에 의한 검출로 오염도를 측정하는 방법이 있다. 이를 위해 고분자 에멀전에 섬광(scintillation)을 일으킬 수 있는 성분을 첨가함으로써 그 각각의 물성을 동시에 나타낼 수 있는 복합 소재 제조 기술은 여러 응용이 가능할 것으로 본다.

2. 본론

2.1 재료

실험에 사용된 모든 물은 초순수 제조 장치를 이용하여 제조하여 사용하였다. 중합에 사용된 단량체 styrene (St), ethyl acrylate (EA)와 methyl methacrylate (MMA)는 5 wt% NaOH에 3번, DI water에 3번 세척하고 감압증류하여 사용하였다. 개시제로는 ammonium persulfate (APS), 음이온계 유화제 sodium dodecyl sulfate (SDS) (Fluka)를 정제없이 사용하였다. 무기섬광체는 ZnS(Ag)로 Aldrich 1급 시약을 사용하였다.

2.2 소재 제조

반응용기에 탈이온수를 넣고 질소 가스로 30분간 퍼징하여 반응기내의 용존산소를 완전히 제거한 후 85℃에서 St와 무기섬광체 ZnS(Ag) 그리고 개

시제를 소량씩 첨가하여 core 폴리머를 제조하였다. 이 core 폴리머를 반응기에 주입한 다음 질소 가스로 30분간 퍼징하고 85℃로 승온시킨 후 MMA를 넣은 다음 개시제를 주입하여 5시간에 걸쳐 중합반응을 진행시켰다. 동일한 방법으로 무기섬광체의 함량을 변화시켜 core-shell 폴리머를 제조하였다. 성분과 반응조건은 Table 1과 같다.

Table 1. Ingredients and conditions for the synthesis of PS seed latex and the poly(St-MMA) composite polymer

	PS seed latex	poly(St-MMA) polymer
St (g)	5-15	
MMA (g)		5-10
Seed latex emulsion (g)		10
DI water (g)	200	200
APS (g)	0.1	0.1
SDS (g)	0.004	
ZnS(Ag) (g)	0.2-1	

2.3 특성 분석

Core-shell 고분자의 필름 샘플은 상온에서 24 h 충분히 건조시켰다. 고분자의 화학적 조성은 Fourier transform infrared (FT-IR) spectrometer (Nicolet, Magna IR550)을 이용하여 결정하였으며 KBr 펠렛 방법으로 4000-400 cm^{-1} 범위에서 측정하였다. 고분자의 열적 특성은 Differential scanning calorimeter (DSC)를 이용하여 T_g 를 측정하였다. 측정 샘플은 50℃의 vacuum oven에서 1 주일 동안 완전 건조시켰다. 고분자 에멀전 입자의 직경과 형상은 transmission electron microscopy (TEM, Hitachi H-800)으로 측정하였다. TEM 측정 전에 에멀전 샘플을 물에 희석하여 carbon 막으로 된 copper grill에 코팅시켰다.

2.4 방사능 검출 특성

방사선 검출 특성 평가는 비방사능 핵종으로 오

염된 표면에 무기섬광체와 결합된 에멀전을 도포하여 건조시켜 시편을 제조하였다. 제조한 시편은 방사선과 에멀전에 함침된 섬광체의 상호작용에 의하여 생성된 섬광을 광전자증배관으로 측정하였으며, source는 Sr-90, 용량 5 μ l, 측정 시간 1000 sec로 무기섬광체가 함침된 고분자 에멀전의 방사능 검출 특성을 평가하였다.

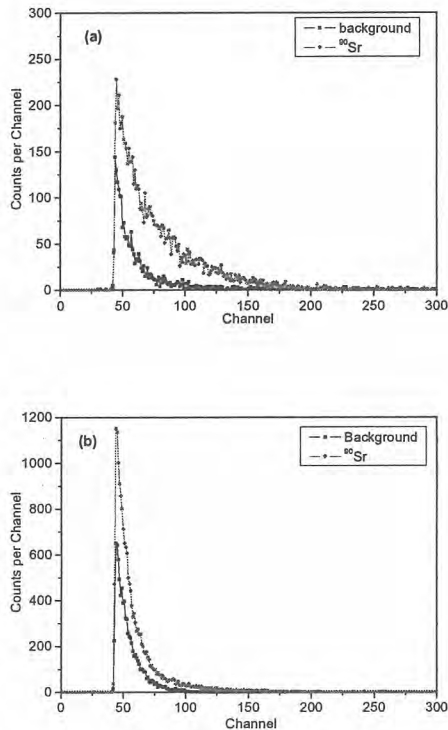


Fig. 1. Pulse height spectrum of polymer emulsions impregnated inorganic; (a) PS, (b) poly(St-MMA)

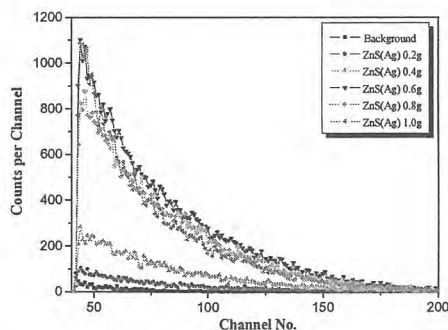


Fig. 2. Pulse height spectrum as a function of ZnS(Ag) contents

2.5 결과 및 토의

Fig. 1은 Sr-90에 적용시켰을때 무기섬광체가 함침된 PS와 poly(St-MMA) 고분자 에멀전의 펄스 파고 스펙트럼을 나타낸 것이다. ZnS(Ag) 함량 0.2 wt%에서 PS와 poly(St-MMA) 고분자에서 방사능 검출이 잘됨을 확인하였다. 단일성분만을 중합시킨 PS와 복합성분인 poly(St-MMA) 고분자의 검출 성능에 있어서는 큰 차이를 보이지 않았다. 고분자내에서의 무기섬광체 분산정도가 단일성분의 고분자나 복합성분의 고분자의 차이가 없는 것으로 나타났다. Fig. 2는 무기섬광체의 함량 변화에 따른 소재의 펄스파고 스펙트럼을 나타낸 것으로 무기섬광체의 함량이 증가할 수록 계수치가 증가하다 다소 감소하는 경향을 보였다. 이는 적정량의 섬광체 농도는 방사능에 대한 검출효율이 증가하지만 과량의 섬광체 함량에서는 방사능을 받아 빛을 발하는 것과 그 빛을 다시 흡수하여 효율이 감소하는 섬광체 고유의 특성이라 할 수 있다.

3. 결론

본 연구에서는 무기섬광체를 이용한 방사능 오염도 측정용 고분자 소재를 제조하였다. 오염도 검출용 소재는 물을 기반으로 한 유화중합법에 의해 고분자에 무기섬광체를 함침시켜 제조하였다. FT-IR, TGA, DSC, TEM 측정을 통하여 검출 소재의 특성을 파악하였으며 무기섬광체인 ZnS(Ag)와 유기 고분자와의 상호작용을 통한 나타나는 검출 특성을 알아보았다. 무기섬광체의 함량이 증가함에 따라 검출 효율이 증가하다 다소 감소하는 경향을 보였다.

4. 참고문헌

- [1] Liquid Scintillant Counting and Organic Scintillators, Chelsea, Michigan, Lewis Publishers, 1991.
- [2] M.J.Han, P.M.Bummer, and M.Jay, J.Membra-ne Sci., 140, 235, 1998.

각국의 극저준위폐기물 전용 처분시설 운영현황 및 시사점에 관한 고찰

정재학

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

radwaste@kins.re.kr

1. 서론

극저준위폐기물(VLLW)을 비교적 단순한 공학적 방벽이 설치된 전용 처분시설에 처분하는 개념은 1980년대 후반부터 스웨덴을 시초로 도입되기 시작하였으며, 최근 프랑스와 스페인 등에서 VLLW 전용 처분시설을 도입하는 등 점차 그 적용사례가 확대되고 있다. 이 논문에서는 각국의 VLLW 전용 처분시설 운영현황 및 특성을 분석하고, 이에 따른 시사점을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 극저준위폐기물의 분류체계

최근 방사성폐기물 분류체계에서 VLLW를 별도의 범주로 정의하고 이에 대한 최적 안전관리 방안을 모색하고 있는 국가들이 점차 증가되고 있는 추세이다. OECD/NEA는 VLLW를 별도의 방사성폐기물 범주로 구분하는 이유를 ①산업폐기물 매립장에서 VLLW의 매립이 허용되지 않거나, ②기존 중·저준위폐기물 처분장에 VLLW를 처분하는 것이 경제적으로 불합리하거나 필요치 않기 때문이라고 분석하고 있다[1].

한편, 최근 IAEA는 방사성폐기물 분류기준을 개정하면서 VLLW를 별도의 범주로 정의하고, 이를 공학적 표층매립형 처분시설(Engineered surface landfill type facilities)에 처분하는 것으로 적절한 수준의 안전성을 확보할 수 있다는 입장을 제시한 바 있다[2]. 이에 따라 VLLW를 별도의 범주로 분류하고 전용 처분시설의 도입을 고려하는 국가들이 더욱 확대될 것으로 예상된다.

2.2 주요 국가별 현황

스웨덴

1987~1993년 기간 중 Forsmark, Oskarshamn, Ringhals 등 3개 원전부지와 Studsvik 연구소 부지에 VLLW 전용 처분시설을 건설하여 운영하고

있다. 법적인 최대 처분 방사능은 10 TBq 이하(알파핵종은 10 GBq 이하)이나, 실제 운영중인 시설에서 허가된 처분 방사능은 100~1,100 GBq 범위이다. 초기 허가조건에서는 반감기 5년 이상의 핵종의 총 방사능 농도를 300 Bq/g 이하로 제한하였으며, 최근 허가가 갱신된 시설에서는 방사성핵종별 허용농도를 적용하고 있다. 처분작업은 매 3~5년 주기로 수행되는 것이 일반적이고, 처분작업이 수행되지 않는 기간에 처분시설은 임시 폐쇄된 상태로 유지된다. 폐기물을 처분할 때 마다 규제기관의 승인이 필요하다.

프랑스

2003년부터 기존 L'Aube 저준위폐기물(LLW) 처분시설의 인근에 Morvilliers VLLW 전용 처분시설(CSTFA)을 운영하고 있다. 처분시설의 용량은 650,000m³이며 원전의 해체 및 기타 원자력시설의 운영과정에서 발생한 VLLW를 인수하여 처분하고 있다. 인수기준으로 핵종별 방사능농도 최대 및 평균값과 처분 총방사능을 제한하고 있다.

스페인

2003년부터 기존 El Cabril 중·저준위폐기물(LILW) 처분장 부지 내에 VLLW 전용 처분 셀(Cell) 4개를 추가로 건설하여 운영하고 있다. 이 시설의 총 처분용량은 120,000m³이며, VLLW 전용 처분셀에 처분될 수 있는 방사능은 El Cabril 부지 전체에 처분될 수 있는 방사능량의 1%를 이하로 제한되고 있으며, 인수기준으로 핵종별 방사능농도 최대 및 평균값과 처분 총방사능을 제한하고 있다.

핀란드

규제해제 대상 VLLW를 생활폐기물 매립장 등에 매립할 수 있도록 제한적으로 허용되고 있다. 특히 Olkiluoto 원전에는 규제해제폐기물 처분을 위한 전용 매립장을 부지 내에 조성하여 운영중이며, Loviisa 원전 운영자는 협약을 체결하여 규

제해제 폐기물을 지역 생활폐기물 매립장에 매립하고 있다.

일본

현재 운영중인 VLLW 전용 처분시설은 없지만, 1995년 비등경수로 실증시설인 JPDR (90 MWth 용량)의 해체과정에서 발생된 극저준위 콘크리트 폐기물을 일본원자력연구소(JAEA) Tokai 부지내 표층매립형 처분시설에 처분한 경험이 있다. 처분시설의 용량은 2,520m³ 규모이며, 인수기준으로 핵종별 방사능농도 최대값과 처분 총방사능을 제한한 것으로 보고된 바 있다. 제도적관리기간은 약 30년으로 알려져 있다.

미국

VLLW가 방사성폐기물 범주로서 정의되어 있지 않지만, US NRC는 저방사능폐기물(low-activity waste, LAW)이라는 용어를 관행적으로 사용하고 있다. A등급 LLW 방사능 제한치의 작은 분율에 상당하는 LAW는 10 CFR 20.2002에 따라 대체 처분방법이 허용되고 있으며, 주로 자원보존·복원법(Resource Conservation and Recovery Act, RCRA)에 따라 허가된 유해폐기물 또는 지역 고체폐기물 매립장에 처분하는 것이 일반적이지만, 원자력시설 부지내 매립장 또는 부지외에 위치한 사유 토지에서의 처분에도 허용될 수 있다.

영국

영국은 2007년 고체상 LLW의 장기관리에 관한 정책성명을 공표하면서, 기존에 LLW로 분류된 폐기물이 극저준위의 방사성물질질을 함유하고 있다는 점과 이들 폐기물을 인간의 건강과 환경에 대한 리스크를 무시할 만한 수준으로 제한하면서 다양한 방법으로 처분할 수 있음에 주목하고, LLW의 하위 범주로서 VLLW에 대한 정의를 개정하였다. 이와 함께, 소량의 VLLW는 생활쓰레기나 산업폐기물과 함께 불특정 장소에 처분할 수 있도록 허용하였고, 대량의 VLLW는 특정한 매립장 부지에 처분할 수 있도록 허용하였다.

이미 1986년부터 Clifton Marsh 매립장에서 단수명 LLW와 VLLW에 대한 처분작업이 수행되고 있으며, 현재 VLLW 처분장에 대한 3건의 허가심사가 진행중인 것으로 알려져 있다.

천층 트렌치(trench) 처분시설은 없으나,

VLLW 전용 처분시설(CSTFA)에서 2003년부터 처분하고 있다.

Table 1. Status of dedicated disposal facilities for Very Low Level Waste in major countries

국가	시설명	처분 용량(m ³)	처분량 (m ³)	운영 기간
프랑스	Morvilliers (CSTFA)	650,000	89,000 (2007)	2003~
스페인	ElCabril (RBBA)	130,000	952.95 (2009)	2008~
일본	Tokai	2,520	1,670ton (2009)	1995~1996
스웨덴	FKA	17,000	3,929 (2007)	1989~
	OKG	10,000	7,346 (2007)	1987~
	Ringhals	10,000	3,471 (2007)	1993~
	Studsvik	1,540	1,140 (2007)	1987~

3. 결론

일반적으로 VLLW는 방사성폐기물의 대부분(체적 및 질량 기준)을 차지하며, 이들 폐기물에 대해서는 기존의 LLW 보다 상대적으로 단순한 공학적 방법이 적용된 처분장에서 적절한 장기적인 안전성을 확보할 수 있다는 점에 대한 국제적인 공감대가 점차 확대되고 있고, 이러한 처분개념의 안전성은 지난 20년 이상의 국제적인 운영경험을 통해 실증되고 있다. VLLW 전용 처분시설을 운영중인 국가들은 국가 방사성폐기물 관리계획의 일부로서 이를 시행하고 있으며, 특히 전용 처분시설의 용량과 처분 가능한 방사능 제한치 등은 시설의 설계특성, 규제해제 제도의 도입여부 및 연계성에 따라 차이가 있는 것으로 나타났다.

향후 국내에서도 원전 등 대형 원자력시설의 해체가 가시화될 경우 대량으로 발생될 VLLW의 관리방안이 주요 현안으로 대두될 것으로 예상되며, 따라서 최적의 VLLW 장기 관리방안을 국가 방사성폐기물관리계획의 틀 내에서 사전에 수립하여 대비할 필요가 있다.

4. 참고문헌

- [1] OECD/NEA, Nuclear Energy Outlook, 2008.
- [2] IAEA, Classification of Radioactive Waste, GSG-1, 2010.

제1분과

방사성폐기물 정책 및 제염해체 (Poster)

해외 주요국의 방사성폐기물관리 전담기관 운영현황

권은하, 고원일, 이호희, 박병홍, 최병일*, 이재학*, 김기진*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*한국방사성폐기물관리공단, 경기도 용인시 기흥구 중동 848-2 미주타운

kwoneh@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 우리나라를 포함, 총 29개국에서 원자력발전소(이하 원전)를 운영 중이며, 그 발전량은 전 세계 전력생산량의 약 40%를 차지한다. 원전을 운영하는 국가는 여기서 발생하는 “사용후핵연료와 방사성폐기물”(혹은 방폐물)을 보다 안전하고 효율적으로 관리하기 위하여 여러 다양한 방법을 모색하게 되는데, 관련 법적 체제의 구축과 관리 전담기관의 설립은 모든 국가가 취하는 그 첫 번째 단계이다. 우리나라도 지난 2008년 3월 “방사성폐기물관리법”을 제정하고 이에 근거, 2009년 1월 한국방사성폐기물관리공단(이하 방폐공단)을 설립하였다.

그러나, 관리전담기관으로서의 경험이 아직 2년도 채 되지 않은 만큼, 방폐공단의 관리사업 추진 체계는 아직 미비하다. 향후 방폐공단의 역할과 업무범위를 명확하게 규정하고, 그 이행체제를 갖추어 나가는 데 활용하기 위하여 본 연구에서는 미국을 비롯한 해외 주요 원자력발전국의 방폐물관리 전담기관의 운영현황에 대하여 조사·분석하였다.

2. 각국의 방폐물관리 전담기관 운영현황

미국에서는 1982년 제정된 방사성폐기물정책법(Nuclear Waste Policy Act; NWPA)에 의거, 연방정부가 사용후핵연료와 고준위폐기물의 최종처분의 책임을 진다. 에너지부(DOE) 내의 민간방사성폐기물관리국(Office of Civilian Radioactive Waste Management; OCRWM)이 그 처분사업의 이행주체로서 네바다주의 유카마운틴에 심지층처분장의 건설을 추진하여 왔다. 그러나, 2008년 오바마 정부가 출범하면서 유카마운틴 처분장의 건설을 유보하였고, 결국 2010년 3월 원자력규제위원회(Nuclear Regulatory Commission; NRC)에 제출한 관련 건설인가 신청서를 철회하였다. 이로써 유카마운틴 프로젝트는 중단되었고, OCRWM은 해

체되었다. OCRWM의 모든 업무는 DOE 내의 에너지국(Office of Nuclear Energy)으로 이관될 예정이다.

스웨덴에서는 1984년의 원자력활동법(The Act (1984:3) on Nuclear Activities)에 의하여 사용후핵연료와 방사성폐기물의 관리책임이 사업자에게 부과되어 있는 바, 4개의 전력회사가 공동출자하여 스웨덴 핵연료·폐기물관리회사(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co.; SKB)를 설립하였다. 중·저준위 방사성폐기물 처분시설, 사용후핵연료 중간저장시설, 사용후핵연료 및 고준위폐기물 처분시설의 건설 및 운영을 책임지고 있으며, 지난 2009년 3월 최종처분부지로서 외스트하마르(Östhammar) 지자체의 포스마크(Forsmark)를 선정한 바 있다. 2010년 말까지 건설허가를 신청할 예정이다.

스위스에서는 사용후핵연료와 방사성폐기물에 대한 그 법적 소유권이 실제 폐기물발생자인 사업자에게 있으며, 그 관리책임 또한 사업자가 진다. 그러나, 비원전폐기물의 경우에는 이에 대한 저장·처리·처분의 책임을 정부에 부과하고 있는 바, 정부는 전력회사와 공동으로 방사성폐기물관리공동조합(National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste; Nagra)을 설립하였다. Nagra는 사용후핵연료(폐기물로 간주하는 경우)와 방사성폐기물의 최종처분을 책임지며, 그 외 사용후핵연료의 저장·처리 및 운반의 책임은 모두 사업자에게 있다.

영국에서는 모든 방사성폐기물의 관리책임을 실제 폐기물발생자인 사업자가 진다. 다만, 1) 1940-60년대 건설된 정부소유의 원자력시설에서 발생하는 사용후핵연료 및 방사성폐기물과 2) 재처리와 관련하여 발생하는 고준위폐기물에 대해서는 그 책임을 정부에 부과하고 있는 바, 처분사업의 이행주체는 2005년에 설립된 원자력해체국(Nuclear Decommissioning Authority; NDA)이다.

일본은 2000년에 제정된 “특정 방사성폐기물 최종처분에 관한 법률”에 따라 고준위폐기물의 최종

처분사업을 수행할 원자력발전환경정비기구(Nuclear Waste Management Organization; NUMO)를 설립하였다. 처분부지 선정을 위한 제반업무 외에 방사성폐기물관리기금을 조달하는데, 다만 그 기금의 관리는 별도의 정부기관인 원자력환경촉진·자금관리센터(Radioactive Waste Management Complex; RWMC)에서 수행한다.

캐나다는 2002년 방사성폐기물법(Nuclear Fuel Waste Act; NFWA)을 제정하면서 그 관리이행주체인 방사성폐기물관리기구(Nuclear Waste Management Organization; NWMO)를 설립하였다. 당초에는 12명의 계약직 연구원으로 구성된 연구·자문기구의 형태였으나, 2007년 이후 법인화되었으며 2009년 말 현재 총 109명의 정규직원이 근무하고 있다. 그 재원은 사업자가 부담한다.

프랑스에서의 모든 방사성폐기물의 관리는 1975년에 제정된 환경법(The Environmental Code)에 의하여 이루어진다. 다만, 고준위폐기물의 경우에는 1991년 방사성폐기물관리연구법(C Concerning Research on the Radioactive Waste Management; 1991 Law)을 제정, 별도로 규정하고 있다. 동법에 의하여 관리전담기관으로서 방사성폐기물관리기관(National Radioactive Waste Management Agency; ANDRA)을 설립하였고, 처분부지 선정 및 관련 연구를 수행하고 있다. 프랑스에서는 환경법에 의거, 실제 폐기물발생자인 사업자가 그 관리책임을 지며 모든 관련비용을 부담한다.

핀란드에서는 1994년 개정된 원자력법(Nuclear Energy Act)에 의하여 핀란드에서 발생한 모든 사용후핵연료를 자국 내에서 처리·저장·처분하며, 그 관리책임을 사업자가 부담한다. 이에 따라, 1995년 2개의 전력회사가 공동출자하여 관리사업주체인 포시바(Posiva)를 설립하였고, 세계 최초로 최종처분부지를 선정, 현재 TVO 원전 근처의 유라요키(Eurajoki) 지자체의 올킬루오토(Olkiluoto)에 URL(ONKALO)를 건설 중이다. Posiva는 사용후핵연료의 최종처분사업만을 담당하며, 기타 방사성폐기물의 처분이나 사용후핵연료의 중간저장 등은 각 전력회사가 담당한다.

3. 방폐물관리의 주체: 국가 vs. 사업자

방폐물관리를 위한 조직의 구성과 그 운영방식은 각 국가별로 다양한 모습을 보이고 있으나, 결국 그 핵심은 관리의 최종책임(특히, 최종처분의

책임)이 국가에게 있느냐 혹은 폐기물발생자인 사업자에게 있느냐의 문제로 귀결된다. 일부 국가에서는 그 책임이 전적으로 국가에게 있다고 간주한다. 이 경우, 미국의 DOE나 독일의 방사선방호청(BfS), 러시아의 원자력부(Minatomb)와 같이 정부 내의 특정 부처가 그 책임을 진다.

그러나, 정부가 방폐물관리의 책임을 지는 경우에는 '이해관계의 충돌'(conflict of interest)이 야기되는데, 이는 정부가 원자력안전에 관한 규제권을 가지기 때문이다. 미국의 경우, 같은 정부부처라 하더라도 원자력규제를 담당하는 부처(NRC)와 방폐물관리를 책임지는 부처(DOE)를 구분·분리함으로써 이러한 이해관계의 충돌을 방지하고 있다. 독일의 경우에는 실제적인 규제권을 원자력시설이 건설·운영되고 있는 지자체(Länder)에 위임하고 있으며, 캐나다의 경우에도 규제권은 연방정부가, 방폐물관리는 주(州)정부가 담당함으로써 어느 정도의 정치적 독립성을 보장하고 있다.

그러나, 그 외 대부분의 국가에서는 정부가 아닌 폐기물발생자, 즉 사업자에게 방폐물관리의 책임을 부과한다. 실제 원자력발전소의 소유자가 그 직접적인 책임을 부담하기도 하지만, 대개의 경우 사업자들이 공동으로 출자하여 방폐물관리를 담당하는 관리전담기관을 설립하는 바, ENRESA(스페인)·Nagra(스위스)·ONDRAF(벨기에)·Posiva(핀란드)·SBK(스웨덴)가 모두 이 경우에 해당된다. 일부 국가에서는 정부가 직접 이러한 방폐물관리 전담기관을 설립하기도 하는데, 이 경우에도 그 자금은 사업자가 부담하는 경우가 대부분이다. 예로서, ARAO(슬로베니아)·ENEA/SOGIN(이탈리아)·NUMO(일본)·NWMO(캐나다)·PURAM(헝가리) 등이 있다.

4. 결론

방폐물관리에 소요되는 시간과 그 규모를 고려해 볼 때, 보다 체계적이며 종합적인 국가관리 시스템의 구축은 필수적이다. 이에 한국원자력연구원은 우리나라의 방폐물 관리현황의 토대 위에 선진 외국의 사례를 모범으로 삼아 우리나라 여건에 적합한 방폐물 국가관리 시스템의 모델을 제시하고자 하는 바, 특히 중간저장 및 처분 등 방폐물사업의 각 단계별 절차 및 세부 실행아이템, 그 추진방법 및 일정 등을 도출할 예정이다. 본 연구는 이의 일환으로 수행되었다.

방사성폐기물의 규제해제 국제동향 및 시사점에 관한 고찰

정제학, 서은진, 이관희, 정승영, 김홍태, 김기인, 박동국, 석태원

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

radwaste@kins.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 중에서 잠재적인 방사선적 영향이 무시할 만한 수준인 폐기물을 규제에서 제외하는 규제해제(Clearance) 제도가 우리나라를 포함한 다수의 국가에서 시행되고 있다. 이 논문에서는 최근 규제해제 제도의 이행에 관한 국제동향을 분석하고 이에 대한 시사점을 고찰하였다.

2. 본론

2.1 규제해제에 관한 국제안전기준

극저준위폐기물(VLLW)의 규제해제 개념은 1970년대 초반부터 국제원자력기구(IAEA)와 국제방사선방호위원회(ICRP)를 중심으로 논의되기 시작되었으며, 1985년 정량적 규제해제 선량기준(개인선량 0.01 mSv/y 및 집단선량 1 person·Sv/y)이 정립되었다. 이후 IAEA가 핵종별 규제해제준위(농도) 초안을 1996년 제안하였으나 국제적인 합의에 오랜 시간이 소요됨에 따라 2004년에서야 안전지침이 공식 발간되었다[1].

2.2 규제해제제도 도입국 현황

2000년대 초반까지 독일, 대만, 스웨덴, 핀란드 등 일부 국가를 제외하면 규제해제제도를 공식적으로 도입한 국가가 많지 않았으나, 2004년 IAEA가 규제해제 안전지침을 발간한 이후 유럽연합 및 OECD/NEA 회원국을 중심으로 이 안전지침의 규제해제준위를 채택하거나 준용하고 있는 국가들이 점차 늘어나고 있는 추세이다[2].

한편, 프랑스는 규제해제 제도를 도입하지 않는 대신 소위 구역화(Zoning) 개념을 적용하기로 결정하였으며, 미국은 아직까지 사안별 접근방법을 유지하고 있는 등 국가별 특성에 따라 규제해제의 제도화 상황에 차이가 있는 것으로 나타났다.

2.3 규제해제 방법

각국에서 시행되고 있는 VLLW의 규제해제 방

법은 다음과 같이 구분할 수 있다: ①금속물질의 재사용·재활용·매립을 통한 무제한 규제해제, ②금속물질의 용융을 통한 제한적 규제해제, ③비금속물질의 재사용·재활용·매립을 통한 무제한 규제해제, ④비금속물질의 매립을 통한 규제해제 등.

대부분의 국가에서는 VLLW의 규제해제 방법으로 재사용 및 재활용을 적극적으로 추진하고 매립을 부분적으로 채택하고 있으며, 이는 규제해제 개념을 자원의 재활용과 연계하여 고려하기 때문인 것으로 해석할 수 있다. 한편, 폐오일의 “소각”을 시행중인 스웨덴과 핀란드를 제외하면 “소각”을 일반적인 규제해제 방법으로 고려하고 있는 국가는 확인되지 않았다[2].

최근에는 금속물질을 전용 금속용융시설에서 용융하거나 또는 원자력산업계 내에 국한하여 재활용하는 접근방법이 독일, 스웨덴 및 일본 등에서 활발하게 시행되고 있으며, 이는 VLLW의 규제해제에 대한 사회적 수용성 증진 차원에서 바람직한 것으로 평가된다[3].

한편, 규제해제 이외에 국제적으로 시행되고 있는 VLLW 관리방안에는 ①원자력산업계 내에서의 재활용(독일, 일본, 스페인), ②공학적 표층매립형 처분(스웨덴, 프랑스, 스페인, 핀란드, 일본, 영국), ③방사능 저감을 위한 저장(핀란드, 스웨덴) 등이 있는 것으로 조사되었다.

2.4 규제해제준위

IAEA의 규제해제 안전지침이 발간되기 전부터 독일, 스웨덴, 영국 및 핀란드는 독자적인 핵종별 규제해제준위(방사능농도)를 설정하여 시행해왔으며, 현재 스페인, 네덜란드 등 다수의 유럽연합(EU) 회원국들은 EU의 규제해제 관련 방사선방호 지침 또는 권고를 준용하고 있는 것으로 나타났다[3]. 일본은 2005년부터 IAEA 안전지침을 적용하고 있고, 핀란드는 2008년 대량 물질에 국한하여 IAEA 안전지침을 채택하였으며, 스웨덴은 2011년부터 EU의 방사선방호 권고에 근거한 규제해제준위를 새롭게 도입할 예정이다. 한편, 대부

분의 국가에서 실제 규제해제된 폐기물의 오염도는 공식적인 규제해제준위의 30%(대부분 10%) 이내로서 보수적으로 시행하고 있는 것으로 나타났다[3].

Table 1은 각국의 주요 방사성핵종별 규제해제 준위를, Table 2는 각국의 규제해제 시행에 따른 주요 세부사항을 요약한 것이다.

Table 1. Overview of clearance levels in major countries.

	³ H	¹⁴ C	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁵ U	²³⁹ Pu
금속폐기물 규제해제준위 (Bq/g)						
미국	530	310	1	1	1	1
독일	1,000	80	0.1~0.6	0.5~0.6	0.5~0.8	0.1~0.2
영국	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4
스웨덴	0.5	0.5	0.5	0.5	0.1	0.1
스페인	100 ~3,000	10 ~300	0.1~1	0.3~1	0.3~1	0.1~1
일본	100	1	0.1	0.1	미적용	0.1
핀란드	10	10	1	1	0.1	0.1
IAEA	100	1	0.1	0.1	1	0.1
건물 폐물 규제해제준위 (Bq/g)						
미국	150	83	0.03	0.2	0.3	0.3
독일	60 ~1,000	10 ~2,000	0.1~4	0.4~10	0.4~10	0.04~1
영국	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4
스웨덴	5	5	5	5	0.5	0.5
스페인	62	10	0.09	0.4	0.34	0.08
일본	100	1	0.1	0.1	미적용	0.1
핀란드	미적용	미적용	미적용	미적용	미적용	미적용
IAEA	100	1	0.1	0.1	1	0.1

Table 2. Overview of clearance system in major countries.

미국	독일	영국	스웨덴	스페인	일본	핀란드
규제해제 표준 선량기준 (mSv/y)						
~0.02	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01
사안별 별도 규제해제준위 허용여부						
허용	허용	불가	허용	허용	불가	불가
방사능 평가에 최고인자 적용여부						
미확인	허용	허용	허용	허용	허용	미확인
평간화 허용 최대 질량(kg) 및 표면적(㎡) - 금속 등						
미확인	300 /1,000	사례별 적용	단일 물품	200 /미적용	100 /미확인	300 /1,000
평간화 허용 최대 질량(kg) 및 표면적(㎡) - 건물 폐물 및 건물						
미확인	300 /~1	사례별 적용	미적용 /1	미적용 /~1	미확인	미적용
규제해제 절차						
QA적용	QA적용	QA적용	QA적용	QA적용	규제 접사	미확인

2.5 원자력발전소의 해체와 규제해제 수요

원전 1개 호기의 해체과정에서 발생하는 규제해제 대상 폐기물의 실제 또는 예상 수량은 국가별로 차이가 있으나, 금속폐기물의 수량은 수천~10만톤, 콘크리트 등 건물 폐물재의 수량은 5~50만톤 범위로 조사되었다. 규제해제 대상 원전 해체 폐기물의 수량은 사례별로 차이가 크지만, 원전과 같은 대형 원자력시설의 해체가 본격화될 경우

VLLW의 관리방안이 주요 현안이 될 수 있음을 알 수 있다.

3. 결론

국제적으로 극저준위폐기물의 규제해제 제도를 시행하는 국가가 점차 확대되고 있으며, 국가별 규제해제 기준은 IAEA 또는 유럽연합의 권고에 근거하여 일치되어 가고 있는 추세이다. 또한, IAEA가 2011년 발간할 예정인 방사선방호 기본 안전기준에 핵종별 규제해제준위를 수록할 것으로 예상되는 바, 향후 규제해제 제도의 국제적인 공조체계가 더욱 강화될 것이다. 그러나 규제해제 제도 세부 시행체제는 국가별로 차이가 있을 수밖에 없으며, 이는 각국의 방사성폐기물 관리정책과 극저준위폐기물 관리방안별 사회적 수용성의 차이에 기인하는 것이다.

국내의 규제해제 제도는 단기적으로 IAEA 안전 기준과의 부합성 확보, 시료채취 및 방사능평가 절차의 표준화 등 부분적인 개선이 필요할 것이다. 한편, 국내에는 아직까지 대형 원자력시설의 해체가 가시화되지 않고 있으나, 향후 원전의 해체가 본격화될 경우에는 단기간에 대량의 극저준위폐기물이 발생될 것이며, 이들 폐기물의 최적 안전관리방안이 주요 핵심현안으로 대두될 것으로 예상된다. 따라서 향후 국내 규제해제 제도는 원자력산업계 내에서의 재활용, 공학적 표준매립형 처분 등 국제적으로 실행되고 있는 다양한 극저준위폐기물의 장기관리 방안들과 연계하여 국가 방사성폐기물 종합관리계획의 틀 내에서 중장기적 관점에서의 개선방안 모색이 필요할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] IAEA, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004).
- [2] 한국원자력안전기술원, 방사성폐기물 규제해제 요건 개발, KINS/RR-144 (2002).
- [3] OECD/NEA, Release of Radioactive Materials and Buildings from Regulatory Control, NEA No. 6403 (2008).

핵연료주기 다자화 논의에 대한 고찰

문주현

동국대학교, 경상북도 경주시 석장동 707

ihmoon86@dongguk.ac.kr

1. 서론

온실가스 감축, 석유 의존도 완화 등을 위한 친환경 에너지원으로서 원자력의 가치가 상승하면서 '원자력 르네상스'가 도래할 것으로 전망되고 있다. 이와 함께 다수의 국가가 핵주기 시설과 기술을 자체 개발 또는 확보하고자 있어, 우리나라 농축과 사용후핵연료 재처리 기술 확산에 대한 우려도 커지고 있다. 이때문에 원자력 수요 증가에 대처하고 핵확산 우려를 차단하기 위한 방안으로서, '핵연료주기 다자화(Multilateralization)'에 대한 국제적 논의가 본격화될 기미가 보이고 있다.

원자력기술선진국 중심으로 국제적 논의를 지속하려는 움직임이 있어, 언젠가는 실행력을 갖춘 다자화 방안이 도출될 가능성이 높다. '핵연료주기 다자화' 체제 실현 시, 우리나라에 큰 영향을 미칠 것으로 예상되므로, 본 논문에서는 과거 제안되었던 '핵연료주기 다자화' 방안과 잠재적 영향을 살펴보고자 한다.

2. 본론

2.1 핵연료주기 다자화 방안

본 절에서는 2003년 엘바라데이 전 IAEA 사무총장의 '이코노미스트'紙 기고 이후 개별 국가 및 국제 기구 등에서 제안한 12가지 다자화 관련 제안을 살펴보기로 한다[1-12].

상기 12가지 제안은 제안 국가나 기관의 이해관계에 따라 목표, 범위, 대상 등이 다르나, 이들 제안의 핵심 개념은 단기적으로는 핵연료은행 등과 같은 핵연료공급 보장체제를 설립하고, 장기적으로 농축과 재처리 및 폐기물 관리를 개별 국가 운영에서 다자간 운영체제로 전환하는 것이다. 또한 다자화라는 큰 틀에서 보면 다음과 같은 공통점을 찾아 볼 수 있다.

- 어떤 다자화 체제도 기존 핵연료주기 서비스 시장의 훼손이나 교란을 원하지 않는다. 다수의 제안은 정치적 이유 등으로 상업적 공급

활동이 중단된 경우에만 작동되는 보조 수단을 두는 '심층 보증' 개념을 채택하고 있다.

- 대다수 제안은 핵연료주기 다자화의 단계적 이행을 염두 해두고 있다. 또한 저농축 우라늄과 연료의 공급 등 선행 핵연료주기 측면에 초점을 맞추고 있으며, 사용후핵연료 재처리 또는 처분에 대해서는 상대적으로 소홀히 다루고 있다.
- 어떠한 제안도 세계 각국의 모든 입장을 고려할 수 없고 파생되는 기술적 문제를 완전하게 해결할 수 없으므로, 핵연료 주기 다자화의 성공적 이행은 체제 적용의 유연성에 달려있다고 보고 있다.

2.2 핵연료주기 다자화 방안 이행시 우리나라에 대한 잠재적 영향

다자간 방안 이행시 우리나라에 미치는 잠재적 영향을 살펴보기로 하겠다. 첫째, 에너지안보의 대외 의존도가 심화될 가능성이 높다. 우리나라가 다자화 체제에 편입될 경우, 소수의 공급자로 구성된 우라늄공급 카르텔에 우라늄수급을 의존함으로써 공급의 지속가능성 및 가격 측면에서 상당히 불안한 구조에 노출될 가능성이 높다. 둘째, 원전 수출에 영향을 미칠 수 있다. 원전수입국은 원전공급국의 핵주기 기술 공급 조건 등을 선호할 것이다. 따라서 우리나라가 핵주기 기술 보유 원전공급국과 경쟁을 하기 위해서는 불합리한 계약조건을 감수해야 할 것이다. 셋째, 핵주기 관련 기술 포기로 인해 핵주기 관련 연구기반이 약화되고 핵주기 시설 자체 보유에 대한 정당성도 사라지게 될 것이다.

이러한 점에 비추어 우리나라는 어느 하나의 다자화 제안에 동의하기보다는 각 제안을 심층 평가하여 합리적으로 대비할 필요가 있다. 우리나라의 경우, '핵연료주기 다자화 방안'에 대한 평가는 <그림 1>과 같이, 최소한 4가지 측면에서 평가가 이루어져야 한다.

3. 토의

만약 다자화 체제가 이행되고 다수 국가가 가입했을 때, 언제까지 우리나라가 그 체제에 가입하지 않고 버틸 수 있을까? 우리나라같이 원자력 이용이 활발한 국가에서 핵비확산 강화를 위한 다자화 체제에 가입하지 않고 있을 때, 국제사회에서 가하는 유무형의 압력은 대단히 클 것이다. 국가 경제의 대의의존도가 큰 우리나라는 다자화 체제에 대한 가입 시기는 늦출 수 있어도 언젠가는 그 체제에 가입하지 않을 수 없을 것이다. 따라서 최근 국제 흐름 감안 시 지금까지의 소극적 대응에서 벗어나 우리나라의 독자적 방안을 개발하여 제시하는 등 다자화 방안 관련 국제적 논의 구조를 우리에게 전환시킬 필요가 있다.

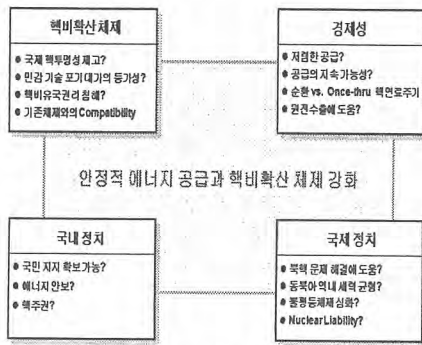


Fig. 1. 다자화 방안 논의 시 고려요소

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 원자력연구개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] IAEA, Communication dated 28 September 2005 from the Permanent Mission of the United States of America to the Agency, document INFCIRC/659, 29 September 2005.
- [2] IAEA, Communication received from the Resident Representative of the Russian Federation to the Agency transmitting the text of the Statement of the President of the Russian Federation on the Peaceful Use of Nuclear Energy, document INFCIRC/667, 8 February 2006.
- [3] "Fact Sheet on the Global Nuclear Energy Partnership", United States Mission to International Organizations in Vienna, 2006.
- [4] "Ensuring Security of Supply in the International Nuclear Fuel Cycle", World Nuclear Association, 2006.
- [5] IAEA, Communication dated 31 May 2006 received from the Permanent Missions of France, Germany, the Netherlands, the Russian Federation, the United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland and the United States of America, document GOV/INF/2006/10, 1 June 2006.
- [6] 26 IAEA, Communication received on 12 September 2006 from the Permanent Mission of Japan to the Agency concerning arrangements for the assurance of nuclear fuel supply, document INFCIRC/683, 15 September 2006.
- [7] "Nuclear Threat Initiative Commits \$50 Million to Create IAEA Nuclear Fuel Bank", NTI press release, 19 September 2006.
- [8] IAEA, Communication dated 30 May 2007 from the Permanent Mission of the United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland to the IAEA concerning Enrichment Bonds-A Voluntary Scheme for Reliable Access to Nuclear Fuel, document INFCIRC/707, 4 June 2007.
- [9] IAEA, Communication received from the Resident Representative of the Russian Federation to the IAEA on the Establishment, Structure and Operation of the International Uranium Enrichment Centre, document INFCIRC/708, 8 June 2007.
- [10] IAEA, Communication received from the Resident Representative of Germany to the IAEA with regard to the German proposal on the Multilateralization of the Nuclear Fuel Cycle, document INFCIRC/704, 4 May 2007.
- [11] IAEA, Communication received from the Federal Minister for European and International Affairs of Austria with regard to the Austrian proposal on the Multilateralization of the Nuclear Fuel Cycle, document INFCIRC/706, 31 May 2007.
- [12] European Union, Nuclear Fuel Cycle, non-paper circulated in Vienna, June 2007.

An Evaluation of the Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycle Options in Korea

H.L. Chang*, F.X. Gao, W.I. Ko, and H.D. Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea 305-600

*Corresponding author: hlchang@kaeri.re.kr

1. Introduction

The Republic of Korea has yet to decide its policy on the back end of the fuel cycle for spent fuel management. The wet processing of spent fuel is not an option for Korea due to its proliferation risks. The Direct Use of PWR Spent fuel in CANDU Reactors (DUPIC) had been developed in the 1990s in consideration of the unique mix of PWR and CANDU reactors in Korea. The Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP), proposed as an alternative to the DUPIC fuel cycle in the mid-1990s, was to change the spent fuel from the oxides form into metallic form so as to reduce the volume (1/2~1/4) and heat load (1/4) which will increase the capacity of a final repository. Then, in the early 2000s, pyroprocessing of spent fuel of which the objective was to produce transuranic fuel for sodium-cooled fast reactors (SFR) was seen as one of the most viable R&D options for spent fuel and resource management in Korea.

Since the proliferation resistance is one of the key issues in the fuel cycle option studies, the proliferation resistance of the pyroprocessing of spent fuel was evaluated and compared with those of other fuel cycle options.

2. Evaluation of Proliferation Resistance of Pyroprocessing

The proliferation resistance characteristics of the DUPIC fuel cycle had been examined during Phase 1 and 2 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) of the IAEA. [1]. Proliferation resistance of the conceptually designed ACP facility was also examined by using the TOPS attributes methodology [2], which assesses proliferation resistance by defining and applying three objective barriers (material, technical and institutional) to key stages (diversion, conversion and

weapon fabrication), unit operations, or components of a processing system [3].

KAERI is currently developing full pyroprocessing technology that recovers valuable resources such as uranium from the spent fuels of nuclear power plants. The recovered resources are recycled into fuel for next generation sodium-cooled fast reactors. The main motive for the decision was that, unlike wet reprocessing which enables the separation of plutonium, the transuranic impurities from pyroprocessing such as neptunium, americium, curium and plutonium together render the material far too hot while generating many spontaneous neutrons to make it at all feasible for making a bomb without further separation. The ACP technology can also be used as the front-end part of pyroprocessing. This aspect makes pyroprocessing a promising nuclear fuel cycle for Korea with reasonable proliferation resistance characteristics.

The Multi-Attribute Utility Theory (MAUT) [4] was applied to compare the level of proliferation resistance of the four nuclear fuel cycle options of (1) direct disposal, (2) thermal MOX fuel cycle, (3) DUPIC fuel cycle, and (4) pyroprocessing-SFR fuel cycle [5]. A condition of MAUT is that each attribute must be "utility independent" of all the others, which means that if all other attributes are held constant, regardless of their value, an increase (or decrease) in the value of an attribute will cause an increase (or decrease) in the overall utility value.

Target material was assumed to be spent fuel assemblies for the direct disposal, PuO₂ powder for the thermal MOX fuel cycle, fresh DUPIC fuel bundles for the DUPIC fuel cycle, and TRU ingots for pyroprocessing-SFR cycle, respectively. Table 1 shows the plutonium concentration and dose rate of target materials at 1 meter distance, and Fig. 1 shows the physical geometry of the target materials assumed for the calculation of dose rates.

Table 1. Pu Concentration and Radiation Level of Target Materials

NFC	Target material	Pu concentration (wt%)	Dose rate at 1 meter distance (rem/hr)	1 SQ (kg)	Need of shielding/remote operation
Direct disposal	Spent fuel assembly	1.1451	1,140.0	69.9	Yes
Thermal MOX fuel cycle	PuO ₂ powder (8kg)	100.0	0.00036	9.07	No
DUPIC fuel cycle	Fresh DUPIC fuel bundle	0.9	26.5	888.9	Yes
Pyro-processing-SFR	TRU ingot	55.58	106.9	14.40	Yes

A utility function was created for each attribute of material, technical and institutional barriers, based on the technical data and expert opinions, where technical data was not available. The weighting factor of each attribute was determined by using the Analytic Hierarchical Process (AHP) to achieve consistency of expert judgments [6]. The proliferation resistance indices based on the MAUT analysis were 0.810 for direct disposal, 0.399 for the thermal MOX fuel cycle, 0.729 for the DUPIC fuel cycle, and 0.708 for the pyroprocessing-SFR fuel cycle, respectively, indicating that pyroprocessing has better proliferation resistance than PUREX, but lower than the DUPIC fuel cycle.

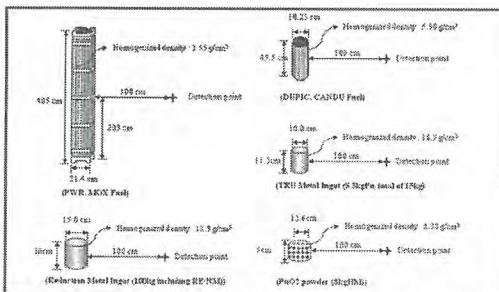


Fig. 1. Physical geometry of target materials for the calculation of dose rate

Considering the current activities related to the development of pyroprocessing technology and the existing plans to construct pyroprocessing facilities in Korea, a Member State Support Program (MSSP) for the IAEA has been initiated in 2008 to prepare for the development of safeguards approaches for pyroprocessing facilities. The main objective of the MSSP is to determine the concept of a reference pyroprocessing facility which can be used

to develop a model safeguards approach for all the pyroprocessing concepts worldwide. An assessment of the safeguardability is planned to be performed to determine the optimum combination of available and potential safeguards techniques and methods. Proposals for design features supporting the safeguards implementation will be made based on the project.

3. Conclusion

The preliminary analysis on the proliferation resistance of the pyroprocessing-SFR fuel cycle indicates that pyroprocessing could be a feasible option of Korea for the spent fuel and resource management. Since a detailed vulnerability assessment of pyroprocessing can only be made when sufficient process and design information is available in the future, KAERI is currently performing an MSSP program with the IAEA which will identify the gaps that need to be addressed.

4. REFERENCES

- [1] H.L. Chang, et al., "Update of the INPRO Methodology for Evaluating Proliferation Resistance," The 51st Institute of Nuclear Material Management Annual Meeting, Baltimore, MD, USA (July2010).
- [2] H.L. Chang, et al., "Proliferation Resistance Analysis of Advanced Spent Fuel Conditioning Process," The 49th Institute of Nuclear Material Management Annual Meeting, Nashville, TN, USA (July2008).
- [3] Nuclear Energy Research Advisory Committee (NERAC), "Annex: Attributes of Proliferation Resistance for Civilian Nuclear Power System," International Workshop on Technology Opportunities for Increasing the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power System (TOPS), Washington, D.C. (2000).
- [4] R.L. Keeney and H. Raiffa, "Decision with Multiple Objectives: Preference and Value Tradeoffs," Cambridge University Press, New York (1993).
- [5] H.L. Chang, W. I. Ko, and H.D. Kim, "Analysis of Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycle Systems," KAERI/TR-3928/2009, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea (2009).
- [6] T.L. Saaty, "Multicriteria Decision Making, The Analytic Hierarchy Process," Vol.1, AHP Series (extended edition), RWS Publications (1990).

해체 폐기물 오염도 측정용 phoswich 검출기의 기학학적 조건별 검출 특성 조사 및 성능 평가

서범경, 이보람, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

bumia@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 개선·보수 및 해체 과정에서는 다양한 형태와 오염 준위의 폐기물이 시설의 운영 기간보다 훨씬 상회하는 대량의 폐기물이 발생한다. 이러한 폐기물 및 대상 시설에 대해 안전한 작업을 수행하기 위해서는 정확한 방사선학적인 특성 평가가 필요하다.

통상적인 오염도 측정은 표면오염도 측정장비를 이용한 직접 측정과 오염 시료를 채취 후 분석하는 간접 측정 방법을 이용하여 알파선과 베타선의 오염도를 측정한다. 그러나, 이러한 측정 장비들은 공통적으로 모든 폐기물 및 대상 시설에 적용할 수는 없으며, 측정 대상에 따라 적합한 형태의 검출기가 사용되기도 한다. 특히, 고방사성 오염도 측정 및 협소구역의 경우, 알파선과 베타선을 동시에 측정할 수 있는 섬광체를 결합한 phoswich 검출기 형태의 측정기가 주로 사용된다[1-3].

Phoswich 검출기의 섬광체로는 플라스틱 섬광체에 얇은 ZnS(Ag) 무기섬광체를 접착시키거나 도포한 형태로 사용되며, 알파선과 베타선에 의하여 생성된 신호의 모양을 구분하여 분리하여 측정하는 방법이 주로 이용된다. 이들 phoswich 검출기는 플라스틱 광섬유를 이용하여 원격 오염도 측정용으로 이용되기도 한다.

본 연구에서는 협소구역이나 고방사성 구역에서 알파선과 베타선의 오염도를 원격으로 측정할 수 있는 ZnS(Ag) 무기섬광체와 에폭시 소재 유기섬광체를 결합한 형태인 소형의 phoswich 검출소재를 개발하였다. 검출소재의 섬광체 두께 및 기하학적 조건별 검출 성능을 조사하여 최적의 제조조건을 도출하였다. 도출한 결과를 바탕으로 검출소재를 제조하여 검출 성능을 평가하였다.

2. 본론

2.1 알파/베타선 동시 측정용 phoswich 검출기

알파선과 베타선의 오염도를 동시에 측정하기 위하여 알파선 검출이 우수한 ZnS(Ag) 무기섬광체와 베타선 검출에 적합한 유기섬광체를 선정하였다. 검출소재는 비정이 짧은 알파선과 상대적으로 비정이 긴 베타선을 동시에 검출하기 위하여, 베타선 검출용 소재 위에 알파선 검출용 섬광층을 도포하는 방식의 이중구조로 제조하였다.

또한, 원거리 신호전송을 위하여 광섬유를 이용하였으며, 광섬유의 물리적 결합에 의한 광 손실 및 검출소재의 건전성을 확보하기 위하여 투명 에폭시 지지체에 광섬유를 삽입하여 고정화함으로써 단일 구조로 제조하였고, Fig. 1과 같이 지지체 위에 베타선 검출소재를 결합한 후에 알파선 검출용 섬광층을 도포하여 전체 검출소재를 일체형으로 제조하였다.

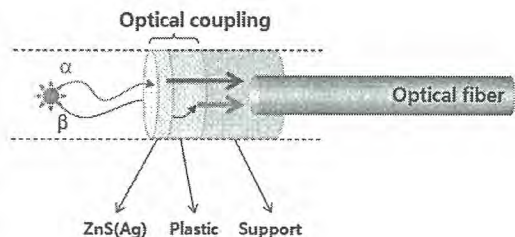


Fig. 1. Phoswich detector for the simultaneous counting of alpha- and beta particles

2.2 베타선 검출용 에폭시 소재 유기섬광체

베타선의 경우 플라스틱 내에서의 비정은 수 mm이므로, 베타선 검출용 유기섬광체의 두께를 1 - 10 mm까지 변화시키면서 베타선의 에너지 1 MeV에 대한 전에너지 흡수 효율을 조사하였다. 조사한 결과, 약 1 MeV 베타선에 대해 섬광체의 두께가 5 mm인 경우 90% 이상의 검출 효율을 보였으며, 10 mm 인 경우는 2MeV 이상까지 80% 이상의 검출 효율을 보였다. 그러나, 유기섬광체의 두께가 증가할 수록 감마선에 의한 영향도 함께 증가하기 때문에 최적의 두께를 선정해

야한다.

베타선 검출소재인 유기섬광체의 경우는 감마선에 의해서도 영향을 받기 때문에 감마선에 의한 영향을 함께 평가해야한다. 유기섬광체의 두께 변화에 따른 감마선의 영향을 모사한 결과, 약 100 keV의 감마선에 대해서도 1.5% 이하의 낮은 검출 효율을 보였으며, 이는 베타선의 검출에 크게 영향을 미치지 않는다는 것을 알 수 있다.

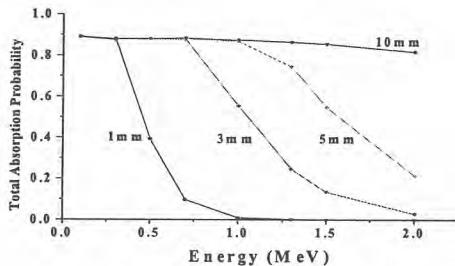


Fig. 2. Total absorption probability with the thickness of the epoxy base organic scintillator for the electrons

2.3 알파선 검출용 ZnS(Ag) 섬광체

알파선 검출이 가능한 섬광층은 Fig. 1과 같이 알파선 계수용 무기섬광체 ZnS(Ag)를 플라스틱 섬광층 위에 도포하여 제조하였다. ZnS(Ag) 섬광체는 분말 상태로만 존재하기 때문에 투명한 섬광체와 달리 알파선의 에너지를 충분히 흡수하고, 섬광을 광섬유로 전송하기 위하여 섬광층의 두께 조절이 중요하다. 섬광층의 두께를 결정하기 위하여 ZnS(Ag) 섬광층의 두께 변화에 따른 알파선 검출 효율을 모사하였다. 알파선의 에너지는 평균 에너지인 5 MeV로 정하였고, 섬광층의 기하학적 조건은 5에서 40 mg/cm²로 변화시키면서 알파선의 검출 확률을 계산하여 알파선의 에너지를 최대로 흡수할 수 있는 두께를 결정하였다.

3. 결론

고방사성 시설과 협소구역의 오염도 측정과 같은 목적에 적합하도록 알파선과 베타선 오염도 동시 측정이 가능한 소형의 phoswich 검출소재를 설계하여 최적의 조건을 모사하였다. Phoswich 검출소재는 알파선과 베타선의 오염도를 원격으로 동시에 측정할 수 있도록 투명 에폭시 지지체에 알파선 측정용 ZnS(Ag) 섬광층과 베타선 측

정용 플라스틱 섬광층을 이중으로 배치하여, 알파선과 베타선을 동시에 측정할 수 있도록 구성하여 다양한 조건에서 검출소재를 모사하여 최적의 조건을 도출하였다.

또한, 원거리 신호전송이 가능한 광섬유를 일체형으로 결합하여 신호 전송효율을 높일 수 있도록 제작하였으며, 측정 결과 우수한 알파선 및 베타선 검출 효율과 원거리 신호 전송 성능을 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] S. Usuda, "Development of ZnS(Ag)/NE102A and ZnS(Ag)/Stilbene phoswich detectors for simultaneous α and $\beta(\gamma)$ counting", J. Nucl. Sci. Tech. 29, pp.927-929 (1992).
- [2] S. Usuda, K. Yasuda, and S. Sakurai, "Simultaneous counting of radiations emitted from actinides with improved phoswich detectors by applying optical filters", J. Alloys and Compounds 271, pp.58-61 (1998).
- [3] K. Yasuda, S. Usuda, and H. Gunji, "Development of scintillation-light- transmission type phoswich detector for simultaneous alpha- and beta-(gamma) ray counting", IEEE Trans. Nucl. Sci. 47(4), pp. 1337-1340 (2000).

가연성 해체폐기물 발생현황 및 그 처리방안

이기원, 홍상범, 조광훈

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

ngwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

연구로 1, 2호기 해체공사 및 우라늄변환시설 해체 공사 과정에서 발생한 해체폐기물은 2009년 12월 31일을 기준으로 하였을 때 방사성폐기물은 200리터 드럼 기준으로 약 3,443드럼이 발생하였으며, 자체처분 대상 폐기물은 약 2,315톤이 발생하였다. 이 중 가연성 방사성폐기물은 연구로 1, 2호기에서 10.7톤, 우라늄변환시설에서 약 17톤이 발생되었으며, 가연성 자체처분대상폐기물은 연구로 1, 2호기에서 32.3톤이 발생하였다. 연구로 1, 2호기에서 발생한 폐기물은 알파폐기물을 포함하고 있지 않으나 우라늄변환시설에서 발생한 폐기물은 알파폐기물을 포함하고 있으므로 작업자의 안전을 고려하여 기밀을 유지하며 이를 처리할 수 있는 장치와 방법 등이 개발되어야 한다. 또한 주민수용성 등을 고려하여 폐기물의 처리방안과 주민의 피폭영향 등을 평가하였다.

2. 본론

2.1 개요

가연성폐기물을 감용 처리하는 방사성물질은 연구로 및 우라늄변환시설(UCF) 해체폐기물, 한전 원자력연료(KNF) 운영과정에서 발생한 폐기물로 구분할 수 있다. 연구로 해체폐기물 중 자체처분대상폐기물은 20ft 컨테이너에 저장하여 가연성폐기물 처리시설 주변에 임시저장하고 관리하고 있으며, UCF 해체폐기물은 한국원자력연구원내 방사성폐기물저장고에 저장 관리하고 있고, KNF 폐기물은 KNF 방사성폐기물 저장고 내에 저장하여 관리하고 있다.

2.2 가연성 해체폐기물특성 및 처리방안

2.2.1 연구로 폐기물

연구로 1호기(TRIGA Mark-II) 및 연구로 2호기(TRIGA Mark-III)는 각각 1962년, 1972년에

첫 임계에 도달하여, 연구로 1호기는 33년 동안 총운전시간은 36,535시간, 총출력 3.735 MWh의 운전실적을 기록하였고, 연구로 2호기는 23년간 운전기간 동안 총운전시간은 55,226시간, 총출력은 68,740 MWh의 운전실적을 기록하였다. 연구로 해체과정에서 다양한 형태 및 종류의 폐기물이 발생되며, 다양한 핵종의 오염 및 방사화에 의한 핵종이 검출가능하다. 연구로 해체과정에서 검출된 핵종은 대부분 Co-60, Cs-137이며 일부 시료에서 Cs-134, Eu-152, Eu-154가 검출되었다. 해체폐기물은 핵종별 방사능 준위에 따라 방사성폐기물(베타/감마 0.4 Bq/g 이상), 자체처분폐기물(베타/감마 0.4 Bq/g ~ MDA초과), 비방사성폐기물(< MDA[0.013 Bq/g]이하)로 구분하여 관리되고 있다. 2009년 12월말까지 연구로 해체과정에서 발생한 가연성폐기물은 제염지, 섬유류(덧신, 방호복 등), 비닐 목재류 등이며, 방사성폐기물 10.7톤(171드럼)은 200L 드럼에 압축하여 연구로 2호기 건물 내에 저장 중이고, 자체처분대상 32.3톤은 20ft 컨테이너를 이용하여 가연성폐기물 처리시설 주변 임시저장고에 저장 중에 있다.

2.2.2 우라늄변환시설 폐기물

우라늄변환시설은 1982년에 ADU공정을 도입, 1988년에 AUC공정으로 변경하였고 1988년 한국 전력공사와 연간 100톤의 UO_2 분말은 생산 공급하였다. 생산된 분말은 중수용 핵연료로 제조되었다. 1992년 운전정지 시점까지 320톤의 UO_2 분말이 생산되었고 2001년부터 해체사업이 시작되었다. 시설의 해체과정에서 발생한 폐기물은 공정 해체과정에서 오염된 폐기물에 의해서 발생되었고, 오염 특성은 UO_2 분말 또는 U_3O_8 분말에 의한 오염이 대부분이다. 발생한 폐기물은 대부분이 종이 비닐 플라스틱 및 목재 등이며 200L 드럼에 압축하여 한국원자력연구원내 방사성폐기물저장고에 저장 관리하고 있다. 폐기물은 종류 및 방사능준위에 따라 방사성폐기물과 자체

처분대상폐기물로 분류되며, 가연성폐기물의 경우 기타폐기물로 분류되어 자연방사능을 제외한 방사능이 알파 0.04 Bq/g, 베타/감마 0.4 Bq/g 미만 의 폐기물을 자체처분대상폐기물로 분류하고 있다. 2009년 12월말까지 발생한 가연성폐기물은 7.9톤(82 드럼)이 발생되었다.

2.2.3 한전원자력연료(주) 폐기물

KNF 운영과정에서 발생한 폐기물은 핵연료 가공시설의 최초 운영(1998년) 이래로 발생한 폐기물로 오염 특성은 UO_2 분말 또는 U_3O_8 분말에 의한 오염이 대부분이다. 발생한 폐기물은 농축도 5% 이하이고, 대부분이 체염지, 장갑, 방호복 등이며 200L 드럼에 압축되어 포장되어 관리하고 있다. 2009년 말까지 발생한 가연성폐기물은 221.9톤(2,713 드럼)이 발생되어 저장 중에 있다.

2.2.4 가연성폐기물 처리방안 및 방출특성

가연성폐기물 처리시설은 현재 정부에 건설·운영허가 신청 중에 있으며, 당초 KNF 폐기물의 경우에도 감용처리하여 처리기술을 확보하는 것으로 하였으나 인허가 과정에서 계량관리대상 폐기물의 경우 이를 처리하는 시설에도 계량관리 대상으로 지정되기 때문에 계량관리 대상 품목이 아닌 경우에 한해서 처리하는 것으로 사전조건을 첨부하였다. 가연성폐기물 처리공정의 열 및 물질수지는 그림 1에 나타내었다.

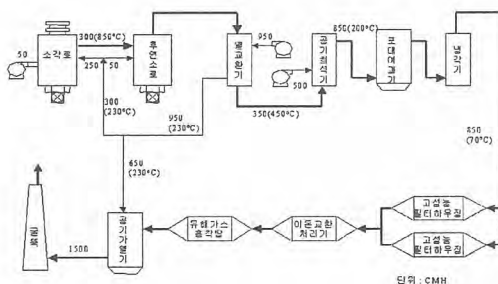


Fig. 1. 가연성폐기물 처리공정의 열 및 물질 수지

가연성폐기물의 처리는 주민수용성과 경제성을 고려하여 해체과정에서 발생한 방사성폐기물을 대상으로 장치개발과 처리기술을 실증한 후 기술이전 및 상용시설을 건설하는데 기초자료로 제공할 예정이다.

가연성폐기물의 방출량 및 방출특성은 처리시설의 용량을 고려하여 평균 20kg/h로 연간 2,000시

간을 가동하는 경우 최대 처리량을 40,000kg/y로 가정하였다. 제염계수는 비휘발성핵종 Co-60, Eu-152/154과 반휘발성핵종 Cs-134, Cs-137로 구분하였으며, 이는 실제 동위원소를 이용한 소각실험을 통해 보수성을 확인하였다. UCF 해체폐기물의 경우 천연우라늄(0.72%)으로 가정하였고, KNF의 경우 최대 5%의 농축도를 가지고 있는 폐기물로 가정하였다. UCF 해체폐기물 및 KNF 폐기물의 경우 우라늄의 총 방사능은 100 Bq/g로 하고, 제염계수는 Co-60과 동일한 값을 적용하였다. UCF 해체폐기물의 딸핵종의 생성을 고려하여 방사사선원향을 20년 경과된 시점으로 설정하였다. 동 시설의 높이는 지상으로부터 12 m, 굴뚝높이는 지상으로부터 15 m, 시설의 최소단면적은 204 m²이다.

3. 결론

연구로 1, 2호기 및 우라늄변환시설 해체과정에서 발생한 가연성폐기물과 KNF 폐기물은 가연성 폐기물 처리시설을 활용하여 감용처리 한 후 소각재는 시멘트 및 폴리머 고화방식을 사용하여 고형화하여 방사성폐기물로 처분할 예정이다. 그러나 KNF 폐기물의 경우 국가핵물질 계량관리 대상이 아닐 경우에 한 하여 처리할 예정이다. 또한 각 시설에서 발생하는 폐기물의 특성에 따라 처리방식 및 장치를 개발 완료한 후 기술이전 및 사용시설 건설에 자료를 제공할 예정으로 있다. 감용처리 예정인 폐기물을 대상으로 처리하였을 경우 주민들에게 미치는 영향은 사고시의 경우에도 10CFR100.11에 제시된 유효선량과 갑상선 등가선량과 비교하여 각각 1.72%, 0.0013%를 나타냈다. 따라서 동 시설의 사고로 인한 주변주민의 방사성물질에 의한 피폭영향은 매우 적은 것으로 평가되었다.

해체시설 특성 관리시스템 개발

박승국, 지연희, 송인택

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

skpark2@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력시설의 해체 계획을 수립하는데 해체 대상 시설의 성격을 조사하고 파악하는 것은 매우 중요하다. 해체 대상 원자력시설의 특성자료 조사 결과는 해체 폐기물의 양을 예측하고, 해체 사업의 비용 산정에 크게 활용이 된다. 이를 목적으로 해체사업 대상 시설의 특성자료를 관리하는 컴퓨터 시스템인 해체시설 특성 관리시스템, DEFACS (DEcommissioning FACility Characterization DB System)를 개발하였다. 이 시스템은 크게 항목선정, 코드 부여 및 관리 부분, 자료의 입력 부분, 자료의 처리 부분과 자료의 출력 및 가공출력부분, 이렇게 4개의 중요부분으로 구성되었다. 시스템의 hardware는 workstation과 일반 PC급 컴퓨터를, software는 oracle을 그리고 운영은 window 운영체제를 선택하여 구성하였다. DEFACS를 통해 도출된 자료들은 해체 작업 생산성 산출 시스템 및 해체 엔지니어링 시스템의 자료로 활용될 것이다.

2. 본론

2.1 해체시설 특성 관리시스템의 필요성

서울 공릉동에 위치하고 있는 연구로 1,2호기(KRR-1&2)와 대전 한국원자력연구원의 우라늄 변환시설(Uranium Conversion Plant, UCP)의 해체 사업 수행에 있어 해체대상 시설 및 구조물의 상세한 성격과 그 양에 대한 평가가 절실히 요구되었다. 이는 해체 작업 활동에 적용되는 제염 및 해체 기술과 사업 운영에 필요한 비용 및 해체 발생 폐기물의 척도가 되기 때문에 매우 중요하다. 그러나 사업의 초기에는 대상 시설에 대한 상세한 조사, 평가와 이들 시설의 특성자료를 체계적으로 관리하는 전산 시스템이 없었다. 비록 해체사업은 모두 끝이 났지만 그간에 해체사업관리 시스템인 DECOMMIS에 입력된 해체활동 정보 및 자료의 대상 기준이 되는 시설 특성자료의 관리를 위한 시스템의 개발이 필요하게 된 것이다.

2.2 Software and Hardware

시스템의 환경을 구성하는 최소한의 요건을 다음 Table 1.에 나타내었다. Hardware의 구성은 Web/DB서버는 workstation으로 클라이언트는 펜티엄 CPU급의 PC에서 운영 및 사용이 가능하도록 하였다. Software는 Window 2008 O/S에서 운영되는 Oracle RDBMS 11g를 사용하였다. 이러한 Hardware 및 Software의 구성은 원자력연구원 내부의 시설기준 및 네트워킹 망을 이용 할 수 있게 하고 또한 DECOMMIS와 자료를 활용해야 하는 호환성 때문이다.

Table 1. 시스템 구성의 최소조건

Item	System		Minimum Requirements
Software	Server	Browser	Internet Explorer 5.5
		DB server	ORACLE (RDBMS 11g)
		WEB server	ORACLE Application Server 10g
		OS	Window 2008 Server
		Middle ware	PL/SQL, Java, Jsp Net
	Client	Browser	Internet Explorer 5.5
		OS	Window 98
Hardware	Server	DB/WEB server	CPU: Intel XEON E5520 2.26 HDD: 1 TB SATA RAM : 12G RDIMM
	Client	Client PC	CPU: Pentium series HDD: 40 GB RAM : 512 MB

2.3 DEFACS의 구성

해체 시설의 특성자료는 크게 4개의 하위 시스템에 의해서 항목의 도출, 분류 및 코드 선정과 자료의 입력, 사용자 요구대로 처리 및 출력되어진다. 그 첫 번째가 항목의 분류 및 코드관리 시스템이다. 이 시스템을 통해, 해체 대상 시설의 항목을 도출하여 그 시설의 규모, 위치, 계통 등 특성에 맞게끔 분류하였다. 분류된 항목은 코드를 선정하여 그 코드를 대상으로 사용자의 요구대로 처리될 수 있도록 하였다. 대상시설은 연구로 1,2

호기, 우라늄변환시설, UF4 시험제조시설과 북한의 5Mw급의 연구용 원자로시설이다. 이 중 연구로 1,2호기 및 우라늄 변환시설은 이미 해체사업이 종료되었지만 두 시설의 해체 활동 중에 발생된 모든 관련 자료 및 정보들이 해체사업관리 시스템인 DECOMMIS에 입력 저장되어있기 때문에 이 자료들과 DEFACS에서 출력되는 자료들과의 비교되고 평가된 값들이 현재 개발 중인 해체작업 생산성 산출시스템에 의해 도출될 예정이기 때문이다. 다음 Fig. 1에서는 연구로 2호기의 시설특성 대상 항목의 분류 및 코드 관리에 대해 보여주고 있다.

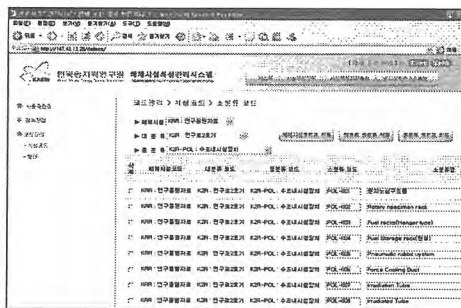


Fig. 1. The categorized items and its code

입력시스템은 현장에서 조사되고 측정된 시설의 특성들을 입력하고 저장하는 시스템이다. 입력되는 정보는 시설의 구분, 특성별 규격, 형태, 재질, 모양, 비중, 규모 및 수량, 그리고 재료 특성과 관련 WBS 코드 등이다.

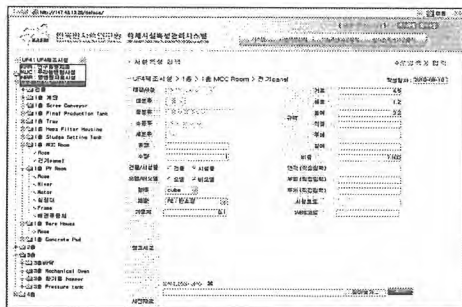


Fig. 2. The input system

위의 Fig. 2에서 보는바와 같이 시설의 규모뿐만 아니라 시설 특성 사진과 표면오염도가 선풍값으로도 입력되어 진다. 수집되고 입력된 자료들은 사용자의 요구에 따른 프로그램으로 연산 처리되어 그 결과를 출력 창에 나타낸다. 그 결과로

시설의 특성에 대해 면적, 비중, 부피, 무게 등이 당초의 분류된 항목별로 자동으로 구분되고 또한 합산된 값으로 표현된다. 그리고 출력부분의 가공 출력-II 에서는 각각의 선택된 시설의 항목별로 특성자료들의 연산된 값이 합산되어 요구대로 표현된다. 이 값들은 엑셀파일의 형태로 출력 또는 내보내기를 할 수 있는 특징도 가지고 있다. 다음 Fig. 3에서 DEFACS의 출력 창을 보여주고 있다.

Fig. 3. The output system

3. 결론

해체 사업에 필요한 대상 시설의 특성을 관리하는 컴퓨터 시스템인 DEFACS를 개발하였다. 한원연의 연구로 1,2호기, 우라늄 변환시설, UF4 제조시험시설과 북한 연구용 원자로 시설을 대상으로 하였다. 시설의 특성을 입력하고 처리하여 그 결과를 사용자의 요구대로 출력할 수 있도록 하였다. 개발된 시스템과 도출된 자료들은 현재 수행 중인 해체작업 생산성 산출 시스템 및 해체 엔지니어링 시스템의 초기 자료로 활용될 것이며 다른 해체 계획 시설의 특성 파악에도 활용될 것이다.

4. 참고문헌

- [1] PARK, J. H., et al., Development of the Decommissioning Project Management System DECOMMIS, Rep. KAERI/TR-3401/2007, Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon (2007)

폐지추론 기법을 이용한 연구용원자로 수조 콘크리트 해체공정 위험성 평가

정관성, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ksieong1@kaeri.re.kr

1. 서론

연구용원자로 수조 차폐구조물은 노심에 인접하여 설치되어 원자로의 운전으로 인해 방사화가 되어 있다. 연구용원자로 수조 차폐구조물을 제거하기 위해서는 비방사성콘크리트와 방사성콘크리트, 콘크리트에 매설된 차폐판, 빔포트, 배관 등의 제거 작업을 포함한다. 연구용원자로 수조 해체작업을 안전하게 수행하기 위해 해체 공사 중 발생 가능성이 있는 사고 규명 및 위험도 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 해체공정 위험성 평가 절차

해체공정 위험성 평가 절차는 다음과 같다[1].

- 해체공정 작업 범위 확인
- 해체공정 위험작업 도출
- 해체공정 위험도 산정
- 해체공정 위험성 평가
- 해체공정 위험 저감 대책 수립

2.2 원자로수조 콘크리트 해체 작업 범위

원자로수조 콘크리트 해체 작업은 Fig. 1과 같이 크게 비방사성 콘크리트 제거와 방사성 콘크리트 제거 작업이다[2].

- 비방사성 콘크리트 제거
 - 증류수 탱크 및 탈염설비의 제거
 - 방사선량을 조사 및 차폐설비의 제거
 - 수조 외부 및 내부 비계의 설치
 - 콘크리트 코어 시료채취/분석 및 방사화 콘크리트 범위 결정
- 방사성 콘크리트 제거
 - 임시 격납설비, 배기설비 및 조명설비의 설치
 - 격납설비 및 배기설비 성능시험의 실시
 - 원자로 수조의 벽체 콘크리트, 빔포트 및 차폐판 제거
 - 원자로 소주 바닥 콘크리트 제거

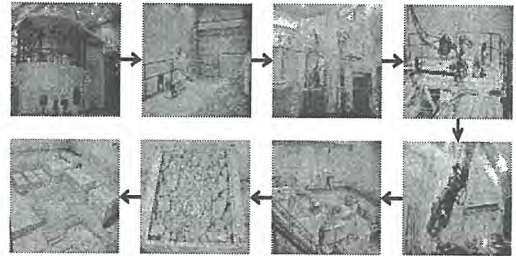


Fig. 1. Decommissioning process of reactor concrete

2.3 원자로수조 콘크리트 해체 위험 작업

원자로수조 콘크리트 해체공사에는 다음과 같은 위험 작업이 있다.

- 콘크리트 파편의 비산 또는 낙하로 인한 작업자 부상
- 방사성 콘크리트 제거 시 작업자 피폭

2.4 해체공정 위험도 산정

2.4.1 해체공정 위험도 산정 방법

해체공정 위험도 산정 방법은 아래와 같이 방사선학적 위험도와 비방사선학적 위험도를 각각 산정하여 최종적으로 복합적으로 위험도를 산정한다[3].

- 방사선학적 위험도 산정
 - Radiological Risk = Frequency × Severity
 - Frequency : 작업시간
 - Severity : 작업자 피폭선량
- 비방사선학적 위험도 산정
 - Non-Radiological Risk = Frequency × Severity
 - Frequency : 발생빈도
 - Severity : 작업자 피해크기
- 복합적 위험도 산정
 - Decommissioning = Radiological Risk × Non-Radiological Risk

2.4.2 폐지로직을 위험도 산정 프로그램

해체경험 전문가 의견을 통하여 방사선학적 risk와 비방사선학적 risk의 frequency와 severity에 대하여 Fig.2~Fig.4와 같이 membership functions과 fuzzy rules을 설정하고 MATLAB을 이용하여

프로그램을 개발하였다.



Fig. 2. Fuzzy inference process of risk assessment

2.5 원자로수조 해체공정 위험성 평가

원자로수조 해체공정에 대한 위험도 분석 결과 모두 안전성이 확보된 상태로 평가 되었다.

2.6 원자로수조 해체공정 위험 대책

원자로수조 콘크리트 해체공사의 위험 작업에 대하여 대책은 다음과 같다.

- 방호복, 방호마스크, 안전모, 안전화, 방호장갑 등 개인방호장비를 착용해야 한다.
- 방사화 콘크리트 제거 시 임시격납설비의 여과 장치고장으로 인한 콘크리트 분진의 원자로실 누출 가능성을 없애야 한다.
- 방사화 콘크리트를 제거하며 차폐판에 접근할 수록 피폭 선량율이 증가함으로 항상 피폭 선량율을 측정하여 필요시 국부 차폐설비를 설치한다.

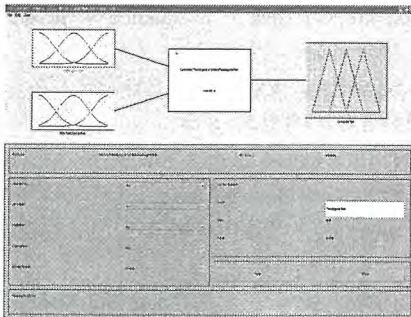


Fig. 3. Fuzzy membership of risk estimation

3. 결론

원자로 수조 해체작업을 안전하게 수행하기 위해 해체 공사 중 발생가능성이 있는 사고 규명

및 위험도 분석을 수행한 결과, 허용 가능한 범위로써 해체 작업을 수행할 수 있는 것으로 평가되었다.

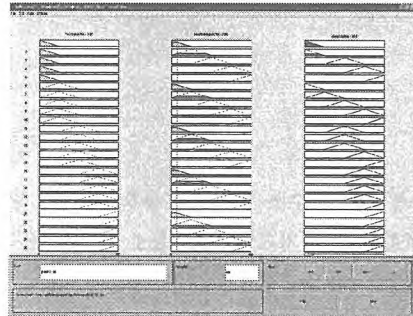


Fig. 4. Fuzzy rules of risk estimation

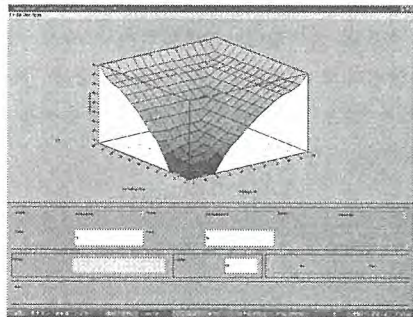


Fig. 5. Fuzzy surface of risk estimation

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력 기술개발사업으로 지원 받았습니다.

5. References

- [1] A qualitative identification and analysis of hazards, risks and operating procedures for a decommissioning safety assessment of a nuclear research reactor, Annals of Nuclear Energy, Vol.35, pp.1954-1962, 2008.
- [2] Decommissioning Plan for KRR 1&2, KAERI, KAERI/TR-1654/2000, 2000.
- [3] Factor analysis on hazards for safety assessment in decommissioning workplace of nuclear facilities using a semantic differential method, Annals of Nuclear Energy, Vol.36, pp.1639-1647, 2009.

차폐 ICP-AES를 이용한 방사화된 Zr-Nb 피복관 주성분 분석

최광순, 표형열, 조동건, 한선호, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nkschoi@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라 원자력발전은 1978년 고리에서 최초로 전기를 생산한 것을 시작으로 현재 20기의 원자로가 가동 중이며, 20기 원자로 중 월성에 있는 4기는 가압중수로이고 고리, 영광 및 울진에 있는 16기는 가압경수로이다. 정부의 전력생산 및 수급에 관한 기본계획에 의하면 2022년까지 12기의 원자로를 더 건설하여 원자력발전이 차지하는 비율을 현재 약 30%에서 47.9%까지 증가하려고 계획하고 있다. 가압중수로 원자로는 농축하지 않은 천연 우라늄을 사용한다는 장점이 있으나 삼중수소의 발생과 같은 단점이 더 크게 부각되고 있다. 또한 우리나라가 아랍 에미리트에 수출한 원자로도 가압경수로이므로 2014년까지 추가로 건설할 6기의 원자로도 가압경수로로 계획하고 있다.

원자로 해체 폐기물의 선원 항은 (source term) 해체 및 제염 기술을 결정하거나 종사자의 피폭을 예측하거나 또는 해체한 다음 방사능 붕괴 기간을 결정할 때 필요하다. 이와 같은 사항들은 원자로를 해체할 때 드는 비용을 산출할 경우 직접 관계되는 인자들이다. 따라서 합리적인 선원 항 평가는 과다한 예산을 배제하고 보수적인 처분 시스템을 설계하기 위하여 반드시 필요하다. 최근에는 해체에 필요한 비용을 평가하기 위한 연구가 시작되었다 [1, 2]. 해체 폐기물 선원 항 평가를 위한 분석 시스템을 개발하고 있으며, 발전소로부터 방출된 조사 중수로 압력관에서 핵종 목록 (nuclide inventory) 작성을 위한 핵종의 방사능을 측정함으로써 측정 시스템 검증에 필요한 표준자료를 작성하기 위하여 핵종정량분석을 수행하였다.

방출된 시점에서 핵종의 방사능 세기를 측정함으로써 초기로부터 현재까지 방사정도를 계산할 수 있으나, 이를 위해서는 초기 재료물질의 조성을 알아야 한다. 따라서 본 연구에서는 조사전의 압력관 주성분 함량을 알기 위하여 조사된 압력관을 용해한 다음, Zr, Nb, Fe 및 Ni을 차폐 ICP-AES로 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험

조사 압력관 튜브를 6 mm 두께로 자르고 3등분으로 구분한 다음, 3등분한 부분에서 각각의 무게가 약 0.9 그램 되게 hot cell에서 잘랐다. 이 때 시료의 표면선량률은 2.6 mSv/h이었다. 압력관을 용해하기 위하여 질산 9 mL 및 플루오르화수소산 2 mL을 가하여 흔들어 주고 다시 플루오르화수소산 1 mL을 가한 다음 테프론 덮개를 덮고 흔들지 않고 방치하였다. 격렬한 반응이 완료된 다음 염산 6 mL을 가하고 반응이 끝난 후 플루오르화수소산 3 mL을 가하여 저온에서 가열하여 완전히 용해한 다음 증류수로 20 mL로 맞추었다.

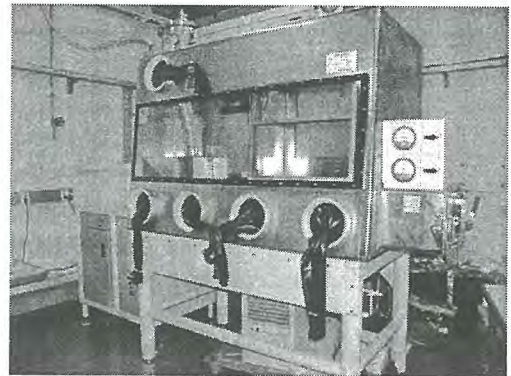


Fig. 1. Photo of shielded inductively coupled plasma atomic emission spectrometry.

2.2 결과 및 논의

방사성 시료이므로 용해한 다음 압력관 중 지르코늄, 니오븀 및 철의 함량은 그림 1과 같은 차폐 ICP-AES로 측정하였다 [3]. 압력관의 주성분 원소는 지르코늄과 니오븀이며 소량의 철은 분리하지 않고 바로 측정할 수 있었다. 그러나 니켈은 미량으로 존재하여 지르코늄이 분광학적 간섭을 주므로 니켈과 지르코늄을 분리하지 않고 바로 측정할 수 없었다. 니오븀 함량의 규제값은 2.0~3.0%이며 상부와 하부에서 니오븀 함량은 각각 2.52 및 2.66%로 알려져 있다. 실제로 측정된 니

오염 함량은 2.44~2.63%이었다. 또한 철과 크롬 함량을 합한 규제값은 0.2%이며 상부와 하부에서 철과 크롬 함량을 합한 값은 각각 0.054 및 0.056% 이하로 알려져 있다. 실제로 측정한 철의 함량은 0.041~0.047%이었다. 측정한 지르코늄, 니오븀 및 철의 결과는 표 2에 나타내었다.

Table 1. Analytical results of pressure tube activated

	Zr(%)	Nb(%)	Fe(%)	Total
1-1	97.8±2.9	2.57±0.08	0.047±0.005	100.4
1-2	98.5±3.4	2.58±0.09	0.044±0.006	101.1
1-3	97.3±2.3	2.44±0.12	0.047±0.002	99.8
평균	97.9	2.53	0.046	100.4
2-1	98.0±2.9	2.46±0.07	0.045±0.006	100.5
2-2	97.9±3.2	2.63±0.11	0.045±0.006	100.6
2-3	97.8±1.8	2.48±0.10	0.046±0.004	100.3
평균	97.9	2.52	0.046	100.5
3-1	98.1±2.4	2.49±0.03	0.041±0.003	100.6
3-2	98.1±2.2	2.51±0.07	0.045±0.006	100.7
3-3	98.1±2.2	2.50±0.07	0.041±0.003	100.6
평균	98.1	2.50	0.042	100.6

표 1에서 알 수 있듯이 측정한 성분원소의 백분율은 99.78에서 101.12%로 100%에 근접하므로 신뢰할 수 있는 분석결과로 사료된다. 한편 압력관을 6 mm로 자른 다음 3등분한 3개의 시편에서 지르코늄의 평균값과 표준편차는 97.9 ± 0.6 , 97.9 ± 0.1 및 $98.1 \pm 0.0\%$ 이었다. 즉 원통 모양의 시편을 3등분한 다음 측정한 지르코늄의 함량은 커다란 차이가 없었다. 또한 니오븀의 평균값과 표준편차는 2.53 ± 0.08 , 2.52 ± 0.09 및 $2.50 \pm 0.01\%$ 으로 큰 차이는 없었으나, 1번 1-3 및 2번 2-2에서 니오븀 측정값은 평균값으로부터 각각 -0.09 및 0.11% 차이가 있었다. 표 1에서 알 수 있듯이 지르코늄과 니오븀의 상대표준편차는 각각 1.8~3.5% 및 1.2~4.7%이었다. 한편 소량으로 존재하는 철의 상대표준편차는 3.9~14.4%이었다.

3. 결론

방출된 시점에서 핵종의 방사능 세기를 측정함으로써 초기로부터 현재까지 방사정도를 계산할 수 있다. 이를 위하여 재료물질의 초기 조성을 알아야 하므로 차폐 ICP-AES로 이들 조성원소의 함량을 측정하였다. 측정한 성분원소의 백분율은 99.78~101.12%로 100%에 근접하므로 신뢰할 수 있는 분석결과로 사료된다. 지르코늄은 97.3~98.5% 범위로 존재하였으며, 니오븀은 2.44~2.63%이었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 출연금 주요사업의 일환으로 수행하였음.

5. 참고문헌

- [1] H.S. Kim, H.Y. Yang, D.K. Cho, et al., "Development Plan on Cost Estimation System for Decommissioning of Nuclear Reactor in Korea." Transactions of the American Nuclear Society and Embedded Topical Meetings Isotopes for Medicine and Industry, Anaheim, California, June 8-12, 2008, (2008).
- [2] H.S. Kim and T.W. Hwang, "Major Cost Items for Decommissioning Cost Estimation," Proceedings of International Symposium on Radiation Safety Management, Daejeon, Republic of Korea, November 4-6, 2009, (2009).
- [3] 이창현, 서무열, 최계천, 박양순, 지광용, 김원호, "유도결합 플라즈마 원자방출분광기/차폐 시스템의 특성 및 방사성물질 분석에 대한 적용성 평가", 분석과학회지, Vol. 13, No. 4, pp. 474-483, 2000.

전기여과 공정의 오일함유 폐수 처리 특성

박정순, 최왕규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

parkis@kaeri.re.kr

1. 서론

오일함유 폐액은 수질환경에서 주요 오염물질 중 하나이다. 오일함유 폐액은 발생원인에 따라 생활하수, 석유화학, 운송업 및 금속가공업, 원자력 산업에서의 폐액 등 다양하게 구분된다[1]. 이렇듯 오일함유 폐액은 발생원인이 다양한 만큼 다양한 방법으로 처리가 가능하지만 간단한 장치 공정과 에너지 소비가 적은 막분리를 이용한 기술이 널리 응용되고 있다.

그러나 막분리 기술에서 가장 큰 문제점으로 제시되고 있는 것이 여과시 수력학적 인력에 의해 발생하는 막오염(fouling)과 막투과시 잔류하게 되는 입자들이 막표면에 머물게 되어 쌓이게 되고 cake층을 형성하는 농도분극현상으로 인해 투과율이 감소하고 공정효율이 저하된다는 점이다. 이러한 현상들을 저감시키는 방법으로는 공급액의 전처리, 여과막의 세척, 여과막개질, 물질전달 향상등이 있지만 추가적인 공정 및 제어가 필요하게 되고 조업을 일시 중단해야 하는 시간적인 손실을 감수해야 된다. 따라서 막오염을 감소시킬 수 있는 기술이 개발되어야 하며 이에 일환으로 외부 전기장을 이용한 막 투과 효과의 증진에 대한 연구가 보고되고 있다. 전기여과의 원리는 투과액내에 존재하는 입자성 물질들을 전기장에 의해 표면전하에 따라 입자이동의 방향성을 변화시켜 분산과 끌림에 효과로 분리를 시킬 수 있다 (Fig 1 참조)[2-6].

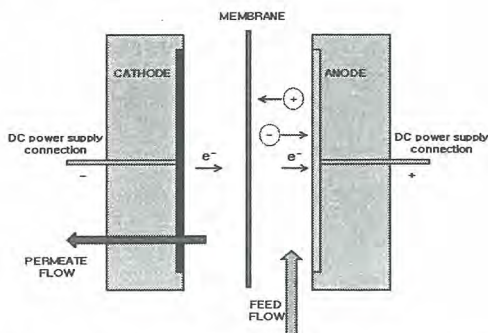


Fig. 1. Electrofiltration when an electric field is applied across a flat sheet membrane

막분리에 사용되고 있는 여과막의 경우 산, 알칼리에 대한 내화학성이 좋고, 기계적 성질이 우수하며 높은 열적 안정성을 가지고 있으나 막의 소수성 때문에 일부 영역에만 사용이 제한되고 있다. 현재 이러한 점을 개선하기 위해 막의 표면개질에 의한 친수성막을 제조하여 기존의 막을 대체하는 사례도 늘어나고 있다[7-8].

본 연구에서는 원자력 분야를 포함하는 오일 함유 폐액 처리에 있어 친수성막과 전기장을 접목하여 여과 공정 성능 및 그에 따른 투과 플럭스의 영향에 대해서 평가하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

여과방식으로는 압력차에 의한 여과 중 막표면 내, 외부의 압력차이가 작고 상대적으로 운전에 필요한 에너지가 적은 정밀여과(Microfiltration; MF)를 이용하였고 친수성막으로는 Polyethersulfone(PES)막을 사용하였으며, 비교를 위한 소수성막으로는 Polypropylene(PP)막을 사용하여 여과 거동을 비교하였다. 오일함유 폐수를 대체하고자 오일 에멀전(n-dodecane + 초순수)을 원하는 농도로 제조하여 사용하였고 여과시 사용된 모듈의 몸체는 고밀도 폴리에틸렌으로 제작하였다. 여과 공정은 Fig. 2와 같은 형태이며 유입되는 투과용액의 압력 및 유속, 전기장세기에 변화를 주어 일정시간 간격으로 전자저울을 사용하여 투과량을 측정하고 나머지 투과액과 잔류액은 곧바로 처음 투과용액 탱크로 재투입하여 순환시켰다.

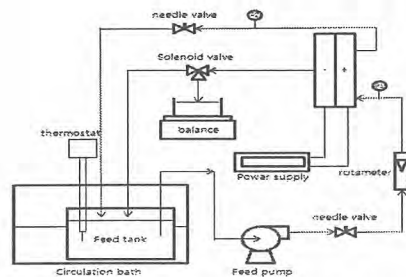


Fig. 2. Diagram of electrofiltration equipment

2.2 실험내용

2.2.1 막 성질에 따른 영향

일반 소수성막에 비해 친수화가 이루어진막은 특성에 있어 기존막에 비해 우수하며 투과량의 감소율 또한 적은 결과를 얻을 수 있기 때문에 모의 폐액을 사용하여 막간 차압 및 유속을 설정하여 그 둘을 비교 평가하였다.

2.2.2 전기장의 영향

모의 폐액의 여과시 전기장을 인가한 것과 전기장을 인가하지 않았을 시 서로의 차이를 비교하기 위하여 0, 150V/cm의 전기장을 인가하여 실시하였고 동일한 조건에서 전기장의 세기를 50, 100V/cm로 낮추어 실시하여 전기장의 세기가 여과시 투과 플럭스에 미치는 영향을 조사한 뒤 전기장 인가함에 대한 실험 조건을 선정하였다.

2.2.3 막간 차압의 영향

정밀여과는 압력차에 의한 방식이기 때문에 압력이 증가할수록 투과량은 증가하고 fouling의 속도도 빨라 진다는 가정하에 실질적으로 막간 차압에 대한 영향을 알아보기 위해 일정한 조건에서 막간 차압을 10, 20, 30psi까지 변화 시켜 총 2시간에 걸쳐 20분간격으로 투과량을 측정하고 그 감소율을 조사하여 비교 평가하였다.

2.2.4 오일 에멀전 농도의 영향

전기여과에 있어 대상물질의 농도는 여과효율에 영향을 주는 인자 중의 하나이다. 오일 에멀전의 농도를 250, 500, 1000ppm으로 하여 일정조건과 시간에서 각각의 투과량의 변화와 감소율에 대하여 평가분석하였다.

3. 결론

다양한 분야에서 발생되는 오일함유 폐액의 처리에 있어 기존의 막분리 방식에서 막개질에 의한 친수성막과 전기장 인가방식을 접목하여 그 효율에 대해 평가하였다. 일반적으로 사용되는 소수성막에 비해 친수성막에서의 여과시 투과 감소폭이 적었고 전기장의 영향과 필요요소인 대상물질의 농도, 압력에 대한 전체적인 최적조건을 도출하였으며 친수성막과 전기장을 접목하였을 시 기존의 방식에 비해 크게 개선된 결과를 볼 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] A.B. Koltuniewicz, R.W. Field, T.C. Arnot, "Cross-flow and dead-end microfiltration of oily-water emulsion. Part 1: Experimental study and analysis of flux decline", Journal of Membrane Science 102, pp.193-207 (1995).
- [2] D. Elzo, I. Huisman, E. Middelink, V. Gekas, "Charge effects on inorganic membrane performance in a cross-flow microfiltration process", Colloids and Surfaces A: Physicochemical and Engineering Aspects 138, pp.145-159 (1998).
- [3] Hanna M. Huotari, Ingmar H. Huisman, Gun Trägårdh, "Electrically enhanced crossflow membrane filtration of oily waste water using the membrane as a cathode", Journal of Membrane Science 156, pp.49-60 (1999).
- [4] Marcel Mulder, "Basic principles of membrane technology", Kluwer Academic Publisher, 10 Netherlands (1991).
- [5] G. Akay, R.J. Wakeman, "Electric field enhanced crossflow microfiltration of hydrophobically modified water soluble polymers", Journal of Membrane Science 131, pp.229-236 (1997).
- [6] LEE. Kissy, "Application of Electric field to the control of concentration polarization in ultrafiltration and bioseparation processes", Myong-Ji University (1998).
- [7] Teak-Sung Hwang, Sun-Ah Lee, Eui-Hwan Hwang, "A study on the preparation and hydrophilization of polypropylene microfiltration membrane by radiation-induced graft polymerization", Polymer(Korea) Vol. 24, No. 5, pp.621-628 (2000).
- [8] Dong-Jin Lee, Byung-Ryul Min, Byung-Chul Lee, Hee-Yul Song, "A study on the preparation of thin-film composite membrane with polyethersulfone supporting membrane", Membrane Journal Vol. 4, No. 1, pp.46-56 (1994).

이미지 프로세싱 기술을 이용한 증기발생기 세관 제염장비 원격 제어 연구

김성균, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sungkyun@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력 발전소의 증기발생기는 대형 금속 구조물로 원전의 필수 요소 중 하나이다. 그러나 증기발생기는 오랜 시간 운전함에 따라 세관이 막히거나 누수가 되어 결국 원전의 가동을 저하 및 안전성 문제로 원전 운전 중 교체가 불가피 하다. 현재 국내에서는 1998년 고리 1호기의 증기발생기 2기의 교체를 시작으로 2011년에는 울진 1,2호기의 증기발생기 6기가 교체될 전망이며, 이어 영광 등의 원전에서도 증기발생기의 교체가 지속적으로 발생할 것으로 전망하고 있다.

노후화된 증기발생기는 대형 금속폐기물로 임시 저장할 경우 대규모 공간이 소요될 뿐만 아니라 폐기물 확산 방지 측면에서 이를 효과적으로 해체할 필요가 있다. 증기발생기는 세관내부에 오염 정도가 높고, 나머지 부분은 오염 정도가 미미하여 세관 내부만 제염하면 대부분 규제 면제 폐기물로 전환할 수 있다. 현재 한국원자력연구원에서는 증기발생기 세관 내부를 제염하기 위해 연마재 분사 제염 기술을 연구하고 있으며 연마재 분사 제염 기술이 세관 내부의 제염에 우수한 성능이 발휘됨을 확인하였다. 그러나 연마재 분사 제염 시 분사 노즐을 3,388개나 되는 세관에 정확히 위치 시켜야 하며, 세관 내부의 고방사화로 인해 이러한 작업을 원격으로 수행해야 하는 문제점을 갖고 있다. 따라서 연마재 분사 노즐을 세관 중심원에 정확히 일치시키기 위해서는 정밀한 제어 기술이 필요하다.

본 연구에서는 증기발생기 세관 다발을 카메라로 촬영한 후 이미지 프로세싱 기술을 적용하여 세관 중심의 위치를 원거리에서 정확히 측정할 수 있는 방법을 기술하고, 이 기술을 증기발생기 세관 목적에 적용한 결과에 대해 언급하였다.

2. 본론

2.1 Hough 변환

증기발생기 세관의 직경 위치는 증기발생기의

장시간 운전으로 인해 변형되거나 세관 다발 단면을 절단하는 과정에서 실제 설계된 위치에서 크게 벗어남에 따라 설계된 세관의 위치 좌표를 이용한 제어 방법은 적용이 불가하다. 따라서 세관의 위치 좌표를 측정할 수 있는 새로운 방법이 도입되어야 한다. 본 연구에서는 세관 단면 이미지를 Hough 변환 방법을 이용하여 세관 원주를 형상으로 인식하여 좌표를 찾는 방법을 사용하였다.

Hough 변환으로 원의 중심을 찾는 방법은 다음과 같다. 이미지 상의 원의 방정식은 다음과 같다.

$$(x_i - a)^2 + (y_i - b)^2 = r^2 \quad (1)$$

여기서 $i = 1 \dots N$ 이고, x_i, y_i 는 이미지의 픽셀을 나타내며, a, b 는 원의 중심점을 나타낸다. 식(1)을 다시 다음과 같은 원주좌표계로 바꾸어 쓸 수 있다.

$$x_i = a + r \cos \theta \quad (2.1)$$

$$y_i = b + r \sin \theta \quad (2.2)$$

식(2)를 2D Hough 변환하면 식(3)과 같다.

$$a = x_i - r \cos \theta \quad (3.1)$$

$$b = y_i + r \sin \theta \quad (3.2)$$

Fig. 1은 식(2)를 식(3)의 2D Hough 변환식을 통해 그래프로 나타낸 그림이다. 2D Hough 변환하여 겹쳐진 원들의 교점이 원래의 원의 중심점 a, b 가 되고 그 중심점을 기준으로 반경 r 의 원을 그리면 원래 이미지 상의 원과 동일한 원을 그릴 수 있다.

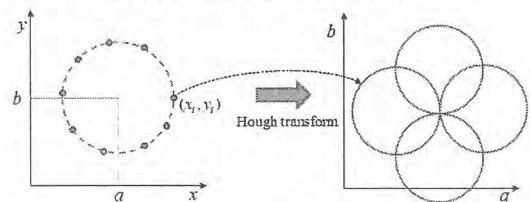


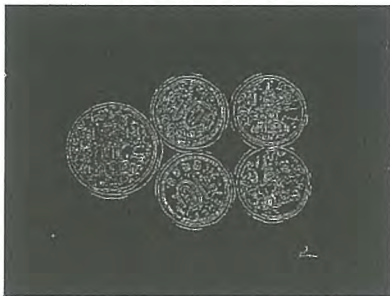
Fig. 1. Circle pixel 2D Hough transform

2.2 Hough 변환 예제

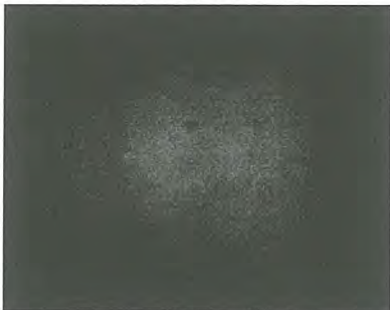
앞 절에서 언급한 Hough 변환 방법을 이용하여 다음과 같은 간단한 예제를 통해 방법론을 테스트 하였다. Fig. 2(a)와 같이 여러 개의 동전에



(a) Original image



(b) Edge detecting image



(c) Hough transformation image



(d) Circle overlapped with original image

Fig. 2. Circle detection of coins using Hough transformation technique

대한 이미지에서 동전 중심을 Hough 변환 방법으로 구하였다. 먼저 동전의 중심원을 구하기 위해 Fig 2(b)와 같이 Fig 2(a)를 Edge 이미지로 변환하였다. 변환된 Edge 이미지를 식(3)을 이용하여 Fig (c)와 같은 Hough space 상의 이미지를 구할 수 있으며 이 이미지에 흰색 점이 동전의 중심점이 된다. Fig. 2(d)는 실제 이미지에 Hough 변환을 통해 구해진 좌표에 동전의 크기와 동일한 원을 일치 시킨 그림을 나타내며 실제 크기와 정확히 일치하는 것을 알 수 있다.

2.3 목업 증기발생기 세관 위치 제어 장비

본 연구에서는 앞에서 언급한 이미지 프로세싱 방법을 통해 세관 중심의 위치를 측정하고 측정된 값을 기반으로 연마 분사제염 노즐을 원격으로 위치시킬 수 있는 장비를 개발하였다. Fig. 3은 SG 목업 세관을 카메라로 촬영한 후 Hough 변환 기법을 이용하여 세관 중심점의 위치를 측정한 결과를 나타내고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 이미지 프로세싱을 통해 세관 중심의 위치가 정확히 측정됨을 확인할 수 있다.

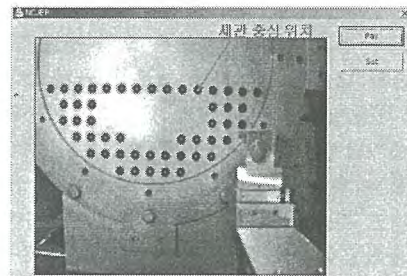


Fig. 3. Center detecting test for SG mock-up

3. 결론

본 연구에서는 연마재 분사 노즐을 증기발생기 세관 중심에 정확히 위치시키기 위해 이미지 프로세싱 기법인 Hough 변환 방법을 적용하였다. 본 방법을 이용하여 증기발생기 세관에 적용할 수 있는 연마재 분사 원격 제어 장비를 제작하였고, 증기발생기 축소 목업에 적용하여 분사노즐이 세관 중심에 정확히 위치함을 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] Shapiro, Linda and Stockman, George. Computer Vision, Prentice-Hall Inc. 2001.

무기 겔 화학제염제의 겔화 특성

정중현, 김창기, 문제권, 원휘준, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nchiung@kaeri.re.kr

1. 서론

화학적 용해나 산화·환원반응에 의한 높은 제염효과를 나타내는 화학제염기술은 2차 처리가 필요한 다량의 폐액을 발생함으로써 현장 제염기술로서 사용이 제한된다. 따라서 제염대상과 제염매개체 사이의 접촉시간을 증가시킴으로써 기존 화학 제염기술이 갖는 고유의 제염능보다 큰 제염능을 유지하면서 처리가 용이한 형태로 적은 양의 폐기물만이 발생하는 겔 화학제염기술의 개발이 이루어졌다. 즉 화학적으로 불활성이고 비표면적이 큰 미세 고체형태의 점도성 겔화제로 구성된 점도성 제염용액을 사용한 겔 화학제염기술은 경사지거나 수직한 대면적 표면의 현장제염을 가능하게 하며 특히 접촉시간 조절을 통한 재료부식을 제어할 수 있으며 스텐레스 강, 콘크리트 및 도막 표면 등의 다양한 모체에 형성된 오염을 해체없이 현장에서 제거할 수 있다[1-3].

효과적인 겔 화학제염기술을 개발하기 위해서는 겔화제와 제염화학제와의 물리화학적 적합성, 겔 화학제염제의 분사와 오염 표면에의 점착 거동 최적화를 위한 겔 화학제염제의 유변학적 물성조절과 제염 후 폐기물의 완전 수거가 가능도록 오염 건조 및 박리거동 등의 영향 인자를 고려하여야 한다.

본 연구에서는 고방사능 시설에서의 내방사능 안정성이 우수한 무기겔 제염제의 유변학적 점도 변화, 점착능 및 박리특성을 포함한 겔 제염제의 겔화특성을 조사하였다.

2. 본론

비방사성 Cs surrogate (CsCl)를 스텐레스 강 304 표면에 균일하게 분산시켜 오염시편을 제조하였다. 겔 화학제염제는 점성을 유지하기 위한 겔화제에 화학 제염제를 첨가하여 제조하며, 겔화제로는 pyrogenated silica인 M-5(Cab-O-Sil Co.)에 polyoxyethylene glycol ether계의 surfactant를 혼합하여 제조하였다. 제염제로는 강산에

서 안정화시킨 Ce(IV)염을 1.0 M 미만의 농도로 첨가하였다.

겔 제염제의 분사 전과 분사 후를 모사한 전단율에 따른 유변 특성을 제조된 겔 제염제의 조성에 따라 조사하였다. 분사 후 접촉시간에 따른 겔 제염제의 제염 표면 잔류량을 측정하여 겔 제염제의 점착특성을 조사하였다. 또한 제염 후 오염을 포함한 겔 생성물의 건조시간과 균열크기를 측정하여 겔 생성물의 박리특성을 조사하였다.

겔 제염제의 분사 전과 분사 후의 전단율을 각각 85/s와 0.34/s로 모사하여 겔 제염제의 조성에 따른 유변 특성을 Fig. 1에 나타내었다. 분사 전의 점도는 겔화제의 조성에 따라 150-620 cP의 범위를 나타내었으며, 5wt %의 M-5와 0.5wt %의 surfactant가 혼합된 겔 제염제 외에는 당초 설정한 겔화제의 점성조건인 500 cp를 만족하였다. 분사후의 낮은 전단율에서의 점도는 실험한 네 종류의 제염제 조성 모두 당초 설정조건인 5000 cp 이상을 만족하였다. 따라서 3wt %의 무기 겔형성제와 1wt %의 surfactant가 혼합된 겔 화학제염제 조성이 분사 및 점착 특성 및 생성 폐기물 저장 면에서 가장 효과적이었다.

경사면의 제염대상에 분사된 제염제가 누출없이 효과적인 점착특성을 나타내기 위해서는 분사 후 겔 제염제의 빠른 점성 회복이 필요하며 이 거동은 점성 회복시간으로 평가할 수 있다. 겔 제염제의 조성에 따른 Rheogram을 나타낸 Fig. 2에서 알 수 있듯이, 겔화제의 조성에 따라 점성 회복시간이 약 3-8초로 비교적 효과적인 Thixotropic 거동을 나타내었다. 특히 3wt % 무기 겔형성제와 1.5wt % surfactant가 혼합된 겔제염제와 7wt % 무기 겔형성제와 0.1wt % surfactant가 혼합된 겔제염제는 점성회복시간이 3초로서 매우 빠른 점성 회복거동을 나타내었다.

또한 분사 후 3시간의 제염 시간에 따른 겔 제염제의 제염표면 잔류량을 측정하여 겔 제염제의 점착특성을 조사한 결과, 초기 겔 화학 제염제량의 96 % 이상이 잔류되어 매우 양호한 점착 특성을 확인할 수 있었다.

제염 후 오염핵종이 포함된 겔 생성물의 박리 특성을 조사하기 위해 겔 제염제의 조성에 따른 균열크기를 측정하여 Fig. 3에 나타내었다. 65%의 습도와 약 27℃ 온도 조건에서 건조시간은 겔 제염제의 조성에 상관없이 평균 20hr으로 유사하였다. 그러나 균일한 균열 생성에 의한 원활한 박리를 위해서는 7wt % 농도의 무기 겔형성제와 0.5wt % 이상의 surfactant 농도가 요구되었다.

3. 결론

기존 화학제염이 갖는 높은 제염효과를 유지하면서 폐기물 발생을 저감할 수 있는 대면적의 현장 제염에 적용 가능한 겔 화학제염 기술 개발의 일환으로서, Si 무기겔에 Ce(IV)염을 혼합한 겔 화학제염제의 겔화 특성을 조사하였다.

- 3wt %의 무기 겔형성제와 1wt %의 surfactant가 혼합된 겔 화학제염제 조성이 효과적인 분사 및 점착 특성을 나타내었다.
- 건조 및 균일한 균열 생성을 통한 원활한 박리 특성 만족을 위해서는 7wt % 농도의 무기 겔 형성제와 0.5wt % 이상의 surfactant 농도가 요구되었다.

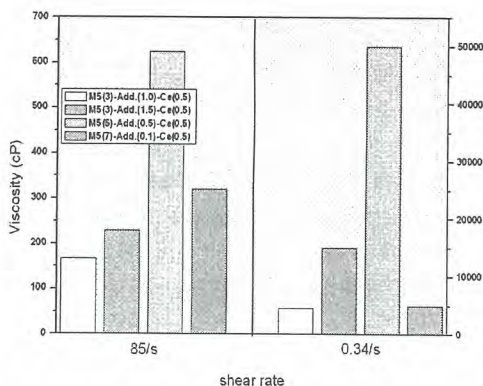


Fig. 1. Rheological property with variation of gel fluid formulation

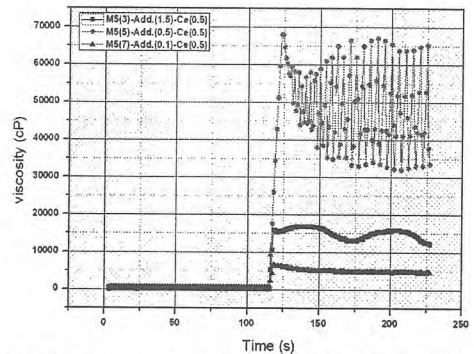


Fig. 2. Rheograms of various gels: shearing for 120s at 85 s^{-1} followed by shearing for 120s at 0.34 s^{-1}

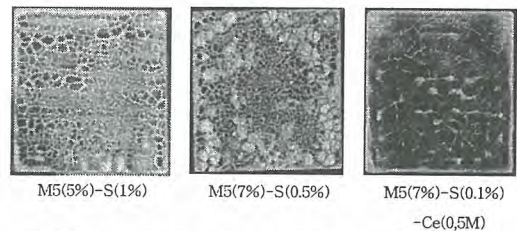


Fig. 3. Photography on cracking of various gels

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중 장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] S. Faure, "Innovative Processes for nuclear decontamination solids" (Exchange meeting between KAERI-CEA, 2008.
- [2] A. Purohit et. al., "Method for the decontamination of metallic surfaces" US 650407, 2003.
- [3] G. Jean-Paul, et. al., "Gel decontamination et son utilisation pour la decontamination radioactive de surfaces" FR-A-2656949, 1990.

가연성 알파폐기물 이송장치 및 그 이송방법 개발

조광훈, 이기원, 홍상범

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ngwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

베타 및 감마 오염 폐기물의 이송 및 취급에는 기밀유지가 반드시 필요한 사항은 아니지만 알파폐기물을 포함하는 가연성폐기물을 처리하기 위해서는 기밀유지가 반드시 필요하다. 이는 기밀유지를 통해서 작업자의 안전성과 작업 효율을 높이고, 여러 가지 형상으로 인한 이송 등의 악조건 속에서도 연속으로 폐기물을 이송함으로써 작업 중 분진이 외부로 누출되는 것을 방지하고, 원하는 만큼 정량으로 가연성폐기물 처리장치에 투입하는 기술개발이 필요하다. 따라서 본 논문에서는 다양한 조건하에서도 폐기물 처리장치에 폐기물을 투입할 때 작업자의 안전성과 작업 효율을 높이기 위한 장치 및 이송 방법 등을 제시하였다.

2. 본론

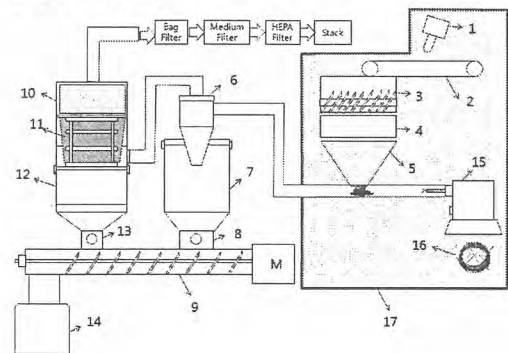
2.1 장치개요

일반적으로 가연성폐기물을 감용처리하기 위해서는 폐기물을 이송하기 위해 컨베이어 벨트 형식이나 체인에 의해서 처리장치의 투입구로 처리대상을 이송하게 된다. 그러나, 이러한 방식은 오픈 형태로 되어 있기 때문에 폐기물을 처리장치로 이송하는 하는 경우, 베타 및 감마오염 폐기물의 경우 큰 상관이 없으나 알파폐기물이 포함된 폐기물을 처리할 경우 이송 중 미세분진의 날림현상이 발생할 수 있다. 이에 따른, 작업자의 호흡으로 인한 흡입 가능성이 있어 작업자에게 위해를 가할 수 있으므로 원자력선진국에서는 이에 대한 규제가 심하다. 또한, 철심에 의한 이송의 경우에도 굴곡 등이 많아 접촉으로 인한 하중이 많이 생기는 경우에는 작업 능률이 저하되거나 끼임 현상이 발생하기도 한다. 따라서, 밀폐된 형태에서 안전하게 폐기물을 소각로에 투입하는 장치의 개발 필요성이 대두되고 있다. 이와 같은 목적을 달성하기 위하여 본 논문에서는 알파폐기물이 포함된 폐기물을 분쇄하고 분류하며

분쇄 및 분류과정에서 미세분진의 날림을 차단하도록 밀폐되게 구성하고, 분쇄되고 분류된 폐기물이 굴곡을 가진 이송관에서 자동으로 연속적으로 이송될 수 있도록 장치를 개발하였다.

2.2 장치 구성

알파폐기물이 포함된 폐기물을 이송하는 장치는 알파폐기물이 포함된 폐기물을 분쇄하고 분류하며, 분쇄 및 분류과정에서 미세분진의 날림을 차단하도록 밀폐되는 전처리부를 포함하며, 전처리부를 통해 전처리된 폐기물을 이송관을 통해 이송하여 필터링하고 감용 처리한다. 또한, 굴곡을 가진 이송관에서 분쇄 및 분류의 전처리된 알파폐기물이 포함된 폐기물이 이송되기 위한 이송력을 제공하는 흡입팬을 구비하는 후처리부를 포함하며, 후처리부에서 폐기물을 최종 여과한 후 감용 처리한다. 이에 대한 처리개념도를 그림 1에 나타내었다.



- | | |
|---------------|-------------|
| 1. 방사선계측기 | 2. 컨베이어 |
| 3. 분쇄기 | 4. 분류기 |
| 5. 투입구 | 6. 사이클론 |
| 7. 포집용기 1 | 8. 전자 밸브 1 |
| 9. 이송장치 | 10. 자주식 흡입팬 |
| 11. 여과포 | 12. 포집용기 2 |
| 13. 전자 밸브 2 | 14. 처리장치 |
| 15. 막힘제거기 | 16. 스프링 |
| 17. Glove Box | |

Fig. 1. 알파폐기물 이송장치 개념도

2.3 상세구동

폐기물 이송 및 처리장치는 설치된 1차 분쇄기에 거칠게 분쇄되며 분류기를 통해 조밀하게 분쇄 및 분류된다. 분쇄 및 분류과정에서 미세분진의 날림을 차단하도록 밀폐되게 구성되는 전처리부 및 전처리부로부터 이송관을 통해 이어지며, 전처리부를 통해 전처리된 폐기물이 굴곡을 가진 상기 이송관에서 이송되기 위해 이송력을 제공하는 흡입팬을 구비하는 후처리부가 설치되었으며, 후처리부에서 폐기물을 여과하여 최종 처리장치에 투입하게 된다. 여기에서, 전처리부는 폐기물을 이송시키는 컨베이어, 전처리 컨베이어에 의해 이송된 폐기물을 분쇄하는 분쇄기, 분쇄기로 분쇄된 폐기물이 투입되어 상기 이송관으로 배출되는 투입구 및 전처리 컨베이어, 분쇄기, 및 투입구를 외부와 차단시키도록 밀폐하고, 내부로부터 이송관이 외부로 연장되어 통과된 밀폐부재를 포함하도록 한다. 아울러, 전처리부는, 밀폐부재 내에 배치되며, 전처리 컨베이어에 의해 이송되는 폐기물의 방사성 농도를 측정하는 방사성 계측기를 포함하며, 측정된 상기 폐기물의 방사성 농도가 기준치 이하인 경우에만, 상기 전처리 컨베이어와 분쇄기가 운전되는 것이 바람직하다. 나아가, 전처리부는 밀폐부재 내에 설치되며, 분쇄기를 통해 분쇄된 폐기물을 금속성과 비금속성으로 분류하고 일정크기의 폐기물물만 통과하도록 하는 분류기를 포함하며, 분류된 금속성 폐기물은 외부로 배출되며, 비금속성 폐기물은 상기 투입구로 투입되는 것이 바람직하다. 이에 더하여, 전처리부는 상기 밀폐부재 내에 장착되며, 분쇄기의 이상 작동으로 인하여 이송관 내에 누적되는 폐기물을 제거하는 제거기가 포함되도록 한다. 한편, 후처리부는 이송관 내에 설치된 흡입팬, 이송관에서 흡입팬의 전단에 배치되어 이송되는 폐기물에서 상대적으로 큰 입자의 폐기물을 분리하는 사이클론, 사이클론의 하부에 설치되어, 사이클론에 의해 분리된 폐기물이 포집되는 제1 포집용기, 제1 포집용기에 의해 포집된 폐기물이 배출되는 경우, 배출되는 폐기물을 이송시키는 후처리 컨베이어 및 후처리 컨베이어에 의해 이송된 폐기물이 투입되어 처리되는 처리장치를 포함하는 것이 바람직하다. 이때, 후처리부는, 처리장치에서 처리되는 용량에 맞추어 제1 포집용기의 배출구를 개폐하는 제1 전자밸브를 포함하도록 한다. 또한, 후처리부는 사이클론을 통과한 크기가 상대적으로

작은 입자의 폐기물을 여과하는 여과포 및 여과포의 하부에 설치되어, 여과포에 의해 여과되고 남은 폐기물이 포집되는 제2 포집용기를 포함하며, 후처리 컨베이어는 제2 포집용기에 의해 포집된 폐기물이 배출되는 경우, 배출되는 폐기물을 이송시키는 것이 바람직하다. 이때, 후처리부는 처리장치에서 처리되는 용량에 맞추어 제2 포집용기의 배출구를 개폐하는 제2 전자밸브를 포함하도록 한다. 그러나 폐기물의 크기가 큰 경우에는 여과포에 의한 흡입 경로를 생략할 수 있다. 이에 더하여, 후처리부는 여과포에 의해 여과된 폐기물, 즉 여과포를 통과한 미세한 분진을 순차적으로 필터링하는 백필터, 중간필터, 및 헥사필터;를 더 포함하며, 폐기물이 상기 필터들에 의해 필터링된 후 연도를 통해 외부로 방출되도록 하여 폐기물이 환경으로의 전이를 막도록 한다.

폐기물 처리장치로 투입되는 폐기물은 2개의 슬라이딩에 의해 개폐되는 밸브에 의해 처리장치에서 발생하는 분진이 작업환경으로 전이되지 않게끔 2중으로 설치하며, 그림 2에 나타난 것과 같은 장치를 개발하여 슬라이딩 밸브가 개방될 시 자동으로 투입되게 제작하였다. 그림 2의 c는 폐기물을 포집하는 사이클론을 나타내었다.



Fig. 2. 폐기물 투입장치 구성품 실례

3. 결론

가연성 알파폐기물 이송장치는 전처리부가 외부와 차단되도록 밀폐시켜 미세분진의 날림을 차단할 수 있다. 이로 인하여, 작업자가 호흡하는 과정에서 흡입될 수 있는 미세분진의 날림현상을 방지함으로써 작업자의 안전성을 높일 수 있을 뿐 아니라 굴곡을 가진 이송관에서 이송되기 위한 이송력을 제공하는 흡입팬을 구비함으로써, 작업효율을 높일 수 있다. 아울러, 제거기를 구비하여 이송관 내에 막힘 현상이 발생한 경우 이를 제거할 수 있도록 하고, 여과포의 전단에 사이클론을 구비함에 따라 여과포 이전의 필터로서 역할을 수행함에 따라 여과포의 수명을 늘일 수 있는 장점을 갖도록 하였다.

화학제염 시 발생하는 2차 폐액 처리 연구

권미경, 최왕규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

mkkwon@kaeri.re.kr

1. 서 론

원자력 에너지의 사용량이 점진적으로 증가함에 따라 원자력 발전소 및 원자력 연구 시설 등의 유지 보수 및 교체 물량이 증가되고 있다. 국외에서는 1970년대부터 다양한 제염 및 해체 기술을 이용하여 원자력 시설의 교체 및 해체 작업을 시작하였으며 국내에서도 1998년 고리 원자력 발전소에서 2기의 증기발생기의 교체를 시작으로, 점차로 많은 원자력 시설들이 교체 및 해체될 것으로 예상된다. 이러한 시설들의 교체 및 해체 작업에서 비롯되는 방사성 금속폐기물의 제염은 건식 및 습식 제염의 방법으로 처리할 수 있다. 실제 국외에서 사용되었던 스웨덴에서는 건식 연마제염을, 벨기에에서는 황산 세를을 이용한 MEDOC 공정을, 미국에서는 불화붕산을 이용한 DFD 공정 등 다양한 건식 및 습식 제염을 적용하여 원자력 발전소의 증기발생기 및 원자력 이용 시설을 처리하였다. 그 밖의 Oxalic acid를 이용하여 제염하는 CITROX 및 NITROX 공정 등도 있는데, 이처럼 습식 제염 공정에는 산(acid) 용액이 적용된다. 건식 및 습식 제염 공정을 노후화된 원자력 이용 시설에 적용하면 제염 후 2차 폐기물이 발생된다. 건식 제염 공정을 적용하였을 경우보다 습식 제염 공정을 적용하였을 때 폐액 발생량이 더 많은데, 제염 용액으로 사용되었던 액체상의 2차 폐기물이 대부분이다. 이러한 2차 폐액은 공정에 따라 재사용 될 수 있는데, 미국의 EPRI는 DFD 공정에 Ion exchange 기술을 결합하여 제염 용액인 불화붕산(HBF_4)은 재생시키고, 금속은 침전시켜 처리하였으며 벨기에에서 사용되었던 MEDOC 공정 또한 오존을 이용하여 황산세를(CeSO_4)를 재생시켜 재사용하여 2차 폐액의 발생량을 줄였다. 본 연구에서는 산과 중성염의 혼합 제염 용액(HF/NaNO_3 및 NaF/HNO_3)을 제염 공정에 적용한 후 발생하는 2차 폐액을 중화·침전 기술을 적용하여 제염 용액에 용해되어 있는 금속 이온을 NaOH 를 이용하여 침전시켜 회수하고, 제염 용액을 재생시켜 2차 폐액의 발생량을 감소시키는 공정 설비를 개발하기 위한 기초 실험을 진행하였다.

2. 본 론

본 실험에 사용된 제염 폐기물은 선행 연구 분석 결과(ICP를 이용한 금속이온의 용해량)를 통한 폐기물 성분 및 용해된 금속이온의 양을 근거로 모의로 제작하였다. 제염 용액을 구성한 산 용액은 불산(HF , assay: 48~51%) 및 질산(HNO_3 , assay: 61%)이며 중성염은 불화나트륨(NaF , assay: 99.9%) 및 질산나트륨(NaNO_3 , assay: 99.9%)을 사용하였다. 제염 용액의 농도는 불소 이온을 포함한 불산 및 불화나트륨과 질산 이온을 포함한 질산 및 질산나트륨 모두 0.25M과 0.5M로 제조하였다. 모의 폐액 제조를 위해 ICP 분석 결과를 토대로 금속이 제염 되었을 때 제염 용액 내에 용해되어 있는 철(Fe), 니켈(Ni), 크롬(Cr) 이온을 정량화하여 제조하였다. 제조를 위해 사용된 시약은 산화철(Fe_3O_4 , assay : 98%), 질산니켈($\text{Ni}(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, assay : 99%), 질산크롬($\text{Cr}(\text{NO}_3)_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$)이다. 제염 공정의 반응 조건과 동일하게 하기 위해 모의 폐액의 온도를 90℃로 설정하여 실험을 진행하였으며, pH를 단계적으로 향상시켜 금속이온을 수산화물 형태로 침전시키기 위한 시약으로는 수산화나트륨(NaOH)을 수용액 상태로 제조하여 사용하였다. 실험을 진행하기에 앞서 MineQL+ 프로그램을 이용하여 금속이온과 수산화나트륨의 반응 Mechanism을 알아보았으며 그 결과를 Fig 1에 나타내었다. 철(Fe)이온과 크롬(Cr) 이온은 수산화기(OH^-)와 결합하여 침전 형태를 나타내지만, 니켈 이온은 침전하지 않는 것으로 나타났으며, 철과 크롬 이온의 침전 pH는 4부터 시작하는 것으로 나타났다.

금속 이온 별 침전 pH를 확인하고, 제염 용액 내 모든 이온이 존재할 때 침전 pH를 확인하는 순서로 실험을 진행하였다. 불산과 질산나트륨 각 0.5M으로 제조한 제염 용액을 200 mL 분취하여 철, 크롬, 니켈 이온을 각각 용해시킨 후 1M의 NaOH 용액을 10 mL씩 첨가하여 금속 이온의 침전 pH를 확인하였다. 철 이온은 수산화나트륨 용액 90 mL 주입 후부터 용액 색이 점점 녹색으로

변하기 시작하여 100~110 mL 사이 pH가 6.6에서 10.6으로 급증하였으며, 크롬 이온도 철 이온과 마찬가지로, 수산화나트륨 용액 90 mL 주입 후부터 용액의 색이 무색에서 푸른빛으로 변하기 시작하였지만 pH에는 큰 변화는 없었다. 니켈 이온은 수산화나트륨 용액을 주입하여도 침전물이 생성되지 않았으며, pH에도 큰 변화는 없었다.

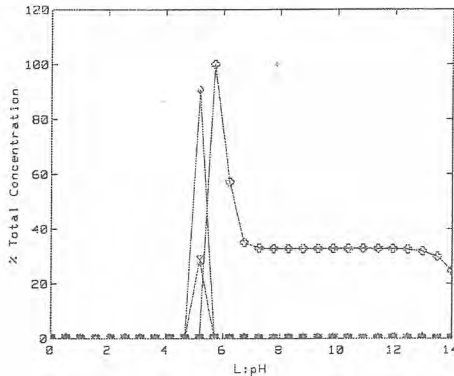


Fig. 1. 금속 이온별 침전물 형성 pH(mineql⁻)

불산/질산나트륨 각 0.5M으로 제조한 제염 용액 200 mL에 금속 이온 3가지를 모두 넣고 침전 pH도 확인하였다. 철, 니켈, 크롬 이온이 혼재해 있는 제염 용액에 수산화나트륨 용액을 10 mL씩 첨가하여 침전 pH를 확인한 결과 철 이온의 반응 mechanism과 거의 비슷한 양상을 나타내었다. 90 mL부터 용액의 색이 점점 녹색으로 변하고 수산화나트륨 용액을 100 mL 첨가하였을 때는 pH 6.4였지만, 10 mL를 더 첨가하였을 때는 pH가 10.5까지 상승되었음을 알 수 있었고, 침전물의 양이 증가하였음을 육안으로 확인할 수 있었다.

이는 질산/불화나트륨으로 제조한 제염 용액에서도 유사한 결과로 나타났으며, 110 mL의 수산화나트륨 용액을 첨가하였을 때는 pH가 5.9로 나타났지만, 120 mL의 수산화나트륨 용액을 제염 용액에 첨가하였을 때는 pH가 8.6으로 나타나 불산/질산나트륨의 최종 침전 pH보다 낮게 나타났음을 알 수 있었다.

제염 용액의 농도를 1/2로 감소시켜 금속 이온의 pH를 확인하는 실험을 진행하였다. 불산/질산나트륨 용액과 질산/불화나트륨 용액으로 제조한 제염 용액에 수산화나트륨 용액을 첨가하여 금속

이온의 침전물 생성 및 침전 pH를 확인한 결과, 수산화나트륨 50 mL를 첨가하였을 때 두 가지 제염 용액에서 모두 침전물이 생성되었고, 침전 pH는 불산/질산나트륨 용액은 pH 7.9, 질산/불화나트륨 용액은 pH 5.7로 나타났다. 하지만, 제염 용액의 농도가 낮아져 금속 이온의 침전 효율이 현저하게 감소되는 것을 확인하였다.

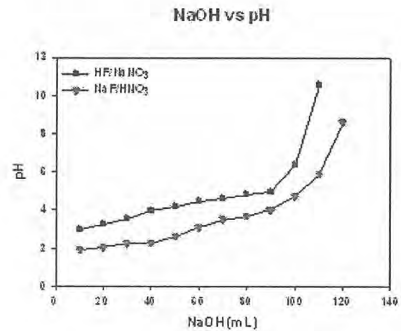


Fig. 2. 0.5M 제염용액 내 금속 이온의 침전 pH

3. 결 론

제염 후 발생하는 2차 폐기물의 발생량을 감소시키기 위해 중화·침전 기술을 접목시킨 폐기물 처리 공정을 개발하기 위해 본 연구를 진행한 결과, 제염 용액의 농도 0.5M일 때 약 100~110 mL의 수산화나트륨 용액을 첨가하였을 때 금속 이온의 침전 효율이 좋은 것으로 나타났다.

이를 바탕으로, 제염 용액 내 금속 이온은 중화·침전 기술로 제거하고, 사용된 제염 용액을 재생시켜 재사용한다면 화학 제염 후 발생하는 2차 폐액을 감소시키는 효과를 얻을 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부의 공업기반 기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고 문헌

- [1] B.S. COVINO, Jr., J.V. SCALERA, T.J. DRISCOLL, and J.P. CARTER, Dissolution behavior of 304 stainless steel in HNO₃/HF Mixture, Metallurgical Transaction A, Vol.17A, 137-149, 1986.

532 nm에서 빔 형태에 따른 광용발 제염 특성

원휘준, 정선희, 바이갈마, 정중현, 문제권, 이근우
한국원자력연구원, 대전광역시유성구 대덕대로 1045
nhiwon@kaeri.re.kr

1. 서론

레이저 제염공정은 원자력 산업에서 다양한 오염 대상에 대해 그 적용의 영역을 확장시켜가는 비교적 최근에 개발 중인 제염기술이다[1]. 미국, 일본, 프랑스, 독일, 러시아 등의 국가에서 레이저 제염 기술의 개발이 활발하게 이루어지고 있다. 레이저 빔은 일반적으로 원형이다. 동일한 적용시간동안 보다 넓은 지역에 적용시키기 위해, 선형 레이저 빔을 사용하는 방안이 고려되었다. 본 연구의 목적은 모의 방사능으로 오염된 스테인리스강을 대상으로 오염물의 원형 및 선형 빔에 따른 제염특성을 파악하는데 있다.

2. 본론

2.1 실험

레이저 발생장치로 프랑스 Quantel사에서 제작된 Brilliant b를 사용하였다. 본 장치의 반복율은 10 Hz, 펄스에너지는 532 nm에서 420 mJ/pulse이다. Beam 직경은 8 mm, 펄스폭은 5.0 ns 이며 원형 렌즈 및 원통형 렌즈를 사용하여 빔 형태를 변화시켰다.

보조 기체로는 질소, 방사성 핵종의 모사를 위해 CeO_2 를 사용하였다. 제염 시편으로는 Type 304 stainless steel을 사용하였다.

2.2 제염장치 개요

광 용발 제염장치는 크게 레이저 발생장치, 파장변경장치(harmonic generation), 레이저 전송장치, 및 광용발 토치로 구성된다. 광용발 토치는 보조기체를 통과시키기 위한 호스, 발생된 제염 생성물을 포집시키기 위한 여과 장치와 연결되어 있다. 레이저 토치의 위치를 원격으로 조정하기 위해 XY 방향 이송장치와 제염 대상과의 거리를 조절하기 위해 노즐에 의한 Z 축 방향 이송장치로 구성된다. 선형 빔을 형성하기 위한 장치의 개요도를 그림 1에 도시하였다.

2.3 실험 결과

2.3.1 제염 장치

레이저 발생장치는 레이저 발생기와 광원 발생기로 구성되며 second harmonic generator에 의해 532 nm로 파장을 교정시켰다. 한편, 집속된 string type beam의 길이는 8 mm이었으며 폭은 렌즈와 시편 사이의 거리를 변경시킴에 의해 조절이 가능하였다.

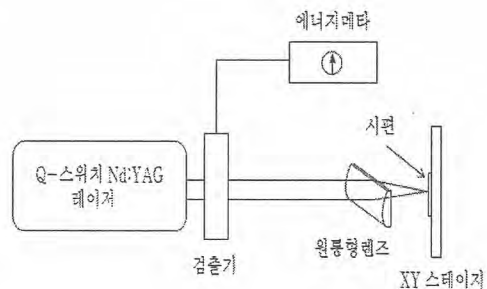


Fig. 1. Schematic diagram of light ablation decontamination process

2.3.2 모사 제염 실험

그림 2는 전자현미경 사진으로 532 nm 선형 빔의 조사수를 변경시킴에 따른 CeO_2 입자로 오염된 스테인리스강 표면의 변화를 보여준다. 조사수가 증가함에 따라 오염물을 제거되며 제거된 표면이 깨끗함을 보여준다. 그림3은 전자현미경 사진으로 532 nm 원형 빔의 조사수를 변경시킴에 따른 CeO_2 입자로 오염된 스테인리스강 표면의 변화를 보여준다. 그림 3(a)는 그림 2의 초기조건과 동일하며 조사 전 시편표면을 나타낸다. 그림 2(d)와 그림 3(c)를 비교할 때, 원형 빔의 플루엔스가 선형 빔에 비해 높음에도 불구하고 시편표면이 깨끗하게 제거되지 않는다.

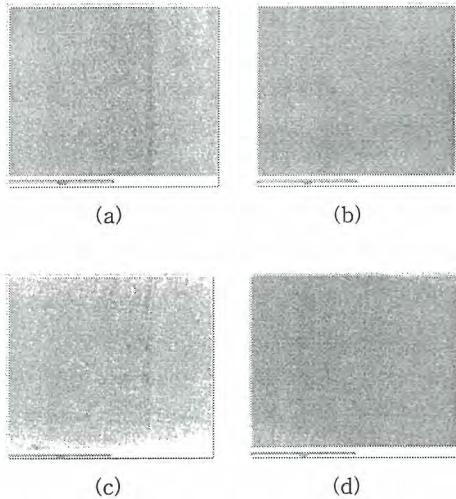


Fig. 2. SEM images of the Type 304 stainless steel surfaces contaminated with CeO_2 particles after (a) 1shot, (b) 2shots, (c) 5shots and (d) 10 shots, string type, 100X, 13.26 J/cm^2

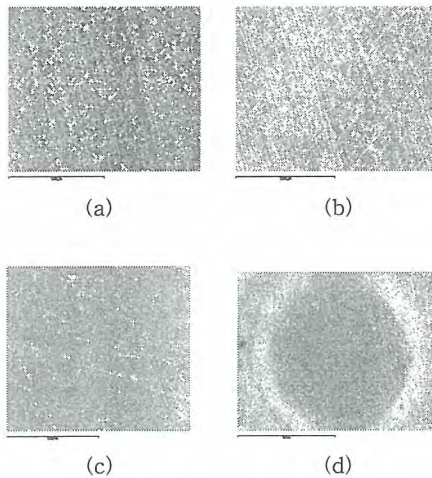


Fig. 3. SEM images of the Type 304 stainless steel surfaces contaminated with CeO_2 particles (a) before, (b) after 1 shot, (c) 10 shots, 100X and (d) 10 shots, 50 X, circular type, 20.90 J/cm^2

3. 결론

광용발 제염공정의 효과를 높이기 위해 빔의 형태를 변경하는 연구를 수행하였다. 연구 결과, 선형 빔을 사용하는 것이 원형 빔에 비해 그 효과가 높은 것으로 나타났다. 선형 빔의 적용 효율이 원형 빔에 비해 크기 때문에 단 시간 동안 넓

은 지역에 효과적으로 적용하는 것이 가능함을 파악하였다. 차후, 빔 형태에 따른 산화물 제거 효율의 변화에 대해 심도 있는 연구를 수행할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] J. P. Nilaya, P. Raode, A. Kumar and D. J. Biswas, "Laser assisted decontamination- A wavelength dependent study", Appl. Surf. Sci., Vol. 254, pp. 7377-7380 (2008).

마이크로버블 발생장치를 이용한 모의산화물 예비 제염 성능평가

전종선, 박상규, 이재민, 김위수

(주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328

nunki@enesys.co.kr

1. 서론

마이크로버블 생성기술은 1980년대 중반부터 일본에서 개발되어 현재 여러 산업분야에서 널리 활용되고 있다. 마이크로버블이용 기술은 화학약품사용을 최소화하는 친환경기술 산업분야로 활용분야가 빠르게 확산되고 있다.

특히 원자력시설에 적용성이 높은 이유는 마이크로버블을 이용한 제염기술을 적용시 2차 폐기물의 발생을 최소화 할 수 있을 것으로 판단된다. 국내에서 마이크로버블을 활용한 제염기술은 아직 초기단계이므로 기술개발을 위해서는 마이크로버블의 크기, 발생량, 안정 유지시간, 유지시간 조절 등을 최적화한 마이크로버블 발생장치의 개발이 필요하다. 본 연구에서는 중소형 마이크로버블 발생장치를 구성하고 금속배관재류에 대한 제염효율에 대하여 예비실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 마이크로버블 발생장치

2.1.1 장비구성

본 연구에서 사용한 마이크로버블 발생장치는 고속선화방식으로서 유량 1.5 m³/hr, 총 수두 90 m, 3450 rpm 및 2.2 kw의 성능을 보이는 입형다단펌프를 이용하여 마이크로버블을 생성한다. 이때 20 L/min의 유속으로 버블수를 생성하며, 분당 2 L 이하의 기체를 주입(펌프 수차 1회전 당 0.58 ml 기체 주입)하여 용액에 혼합하여 버블을 생성한다.

본 장비는 그림 1과 같이 마이크로버블 발생장치, 펌프, 배관, 제염조 및 기타 부속장치로 구성되어 있다.

2.1.2 버블 크기

마이크로버블을 이용한 제염기술은 마이크로버블의 수축·소멸과정에서 발생하는 붕괴에너지에 의하여 산화피막 및 부식생성물을 제거하고자

한다. Young-Laplace 공식에 따르면 마이크로버블의 자기 가압효과에 의한 기포 내부의 압력상승은 버블 크기에 반비례한다. 따라서 버블 붕괴시 많은 에너지를 발생할 수 있는 미세 크기의 버블을 제염에 적용하는 것이 좋다.

본 연구에서 제작한 장치에서 발생시킨 버블은 포항공대 '공초점현미경 (Confocal Laser Scan Microscope)'으로 측정한 결과 0.5~1 μm 정도의 크기로 확인되었다.

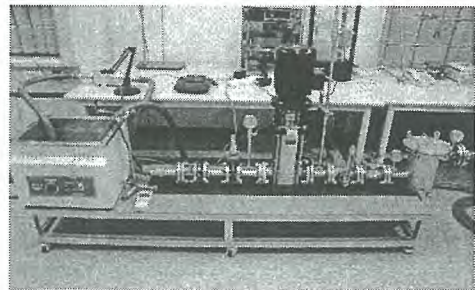


Fig. 1. Installed microbubble generator

2.2 예비 제염실험

원자력시설에서의 금속 배관재류 내벽의 표면 제염에서 주 제거대상 이물질은 스케일(Scale) 또는 산화피막(녹 포함)이다. 따라서 이들을 대상으로 모의 시편을 제작하여 실험하였다.

2.2.1 금속표면에 흡착된 칼슘산화물 제거 시험

중소형 마이크로버블 발생장치에서 칼슘산화물이 흡착된 모의금속시편을 20분간 제염 후 표면의 변화를 확인하였다.

Table 1. Decontamination efficiency of oxide calcium

구 분	시편 산화물 면적 측정 (cm ²)		산화물 제거율 (%)
	시험전	시험후	
Blank*	9.76	9.75	0.1
시료 A	9.52	5.12	46.2
시료 B	9.8	2.9	70.2
시료 C	11.6	4.5	61.0
시료 D	10.9	2.8	74.4

마이크로버블 발생기를 제거하여 마이크로버블을 발생시키지 않고 유체흐름만 가했던 시험은 칼슘 산화물이 0.1% 감소된 반면 마이크로버블을 사용한 시험은 산화물 면적대비 Table 1.과 같이 46~74%까지 제염된 결과를 확인하였다.

2.2.2 테플론(Teflon)표면의 부식산화물 제거시험

부식산화물이 흡착된 테플론을 대상으로 마이크로버블 발생장치를 이용하여 산화물을 제거하는 예비시험을 수행하였다. 실험조건으로 마이크로버블 제염시간 30 min, 제염액부피 20 L, 제염액 온도변화 25, 35, 45℃ 이다. 그림 2와 같이 산화막 끝단이 일부 제거되는 효과를 확인하였다.

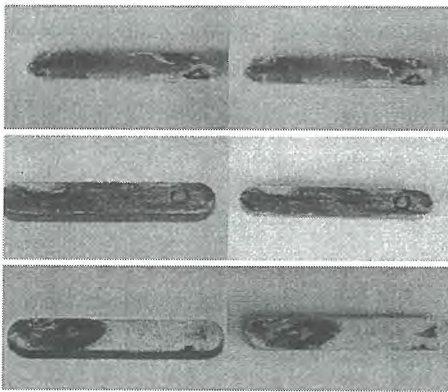


Fig. 2. Decontamination test of metal oxide used microbubble generator [Before test(R), After test(L), Test Temp.:25℃(Top), 35℃(Middle), 45℃(Bottom)]

마이크로버블을 발생시키지 않고 제염한 경우는 산화물 표면변화가 없었으나 마이크로버블을 사용한 경우에는 부식산화물 제염율이 Table. 2와 같이 산화물 면적대비 3~4% 정도 제염되는 것을 이미지 분석을 통해서 확인하였다.

Table 2. Decontamination efficiency of metal oxide

구 분	시험 산화물 면적 측정 (cm ²)		산화물 제거율 (%)
	시험전	시험후	
Blank*	0.95	0.95	0.0
25℃ 제염시료	0.53	0.51	4.3
35℃ 제염시료	1.06	1.02	3.1
45℃ 제염시료	0.97	0.93	4.3

3. 결론

본 연구에서는 마이크로버블의 크기, 발생량, 안정 유지시간, 유지시간 조절 등이 가능하도록 중소형 마이크로버블 발생장치를 설계 및 제작하였으며, 금속표면의 오염물질과 유사한 모의시험을 제작하여 예비실험한 결과, 조건에 따라 최소 3%에서 최대 70%까지의 제염효율을 확인할 수 있었다.

향후 산화피막 및 부식생성물 제거효율을 향상시키기 위하여 마이크로버블에 주입되는 기체를 기존의 공기에서 산소 및 오존 등의 환원세척방안을 추가 장착하여 산화물의 환원력을 강화하고자 한다.

4. 참고문헌

- [1] R.G. Casqueira, M.L. Torem, H.M. Kohler, Minerals Engineering, 19, p1388-1392, 2006/3, "The removal of zinc from liquid streams by electroflotation"
- [2] Joo Young Park, Yong Ju Choi, Seheum Moon, Do Yun Shin, Kyoungphile Nam, Journal of Hazardous Materials, 163, p761-767, 2009/7, "Microbubble suspension as a carrier of oxygen and acclimated bacteria for phenanthrene biodegradation"
- [3] 마이크로 버블의 오염정화메커니즘 /拓植秀樹, 수록지명 첨단환경기술. 제15권 제4호 통권167호 (2007년 4월), pp.5-11
- [4] 김은덕, 영남대 석사논문 2006, "마이크로버블을 이용한 오존의 고효율 용해화에 관한 연구"

동전기토양제염장치 개선 및 효율실증

김계남, 손동빈, 박해민, 김기홍, 박진호, 이기원, 정운수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

한국의 원자력시설 주변 부지에서 굴착하여 보관 중인 방사성 오염토양으로부터 우라늄을 제거하기 위해 부지특성에 적합한 파일럿규모 동전기 복원장치를 개발하였고, 동전기토양셀, 양극실, 음극실, 세정제 저장조, 장치지지대, pH 조절조, Power Supply 등으로 구성된다. Table 1은 우라늄으로 오염된 토양의 수리파라미터를 측정된 값이다. 이 지역은 메립토이며 수리전도도가 작고 토양의 pH는 5.6이었다. 또한 우라늄오염토양 입자크기에 따른 방사능 농도는 Fig. 1과 같이 입자의 크기가 작을수록 방사능농도는 높아졌다.

Table 1. Hydraulic parameter of a soil contaminated with uranium

Parameter	value
Bulk density(g/cm ³)	1.52
Porosity(%)	41.4
Hydraulic conductivity(cm/sec)	2.3×10^{-8}
Water content(%)	27.5
pH	5.6

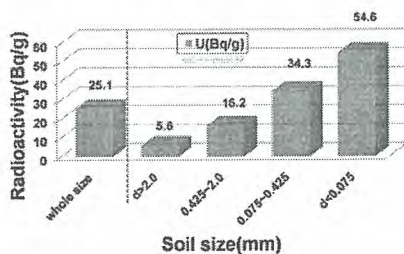


Fig. 1. Radioactivity versus size of a soil contaminated with uranium

한편, 동전기복원실험을 수행하는 동안 음극판의 금속산화물 층은 두꺼워졌고, 마침내 금속산화물 층이 전기 흐름을 차단하여 토양셀 내에 전기가 더 이상 흐르지 않게 되어 동전기장치 내의

우라늄제거 공정이 거의 정지되었다. Fig. 2는 음극판에 부착된 금속산화물의 농도이다. 우라늄 외에 철과 알루미늄의 농도가 높았다.

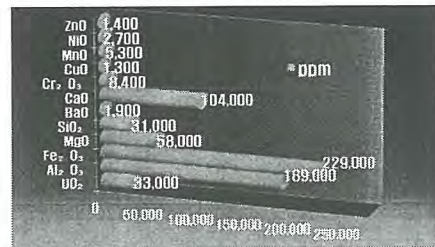


Fig. 2. Kinds and concentrations of metal oxides stuck on cathode plate.

본 연구에서는 제작된 동전기 토양제염장치의 문제점을 개선하고 개선된 장치의 제염효율을 실증하기 위한 실증제염실험을 수행했다.

2. 본론

동전기 복원 실험 시 음극전극 표면에 부착된 다량의 금속산화물을 제거하기 위한 방안을 도출했다. 동전기장치 개선을 위해 첫 번째로 Immersion-washing 장치를 제작하여 주기적으로 음극전극판을 음극실에서 꺼내어 표면에 붙어 있는 금속산화물을 질산용액으로 제거하였다. 다음으로 Filter box를 제작하여 순환하는 토양폐액 내의 0.075mm 이상의 금속산화물입자를 제거하였다. 제거된 입자들은 주기적으로 방사성폐기물드럼에 버렸다. 세 번째로 음극실에 토양폐액 순환시스템을 만들어 토양폐액이 계속 이동할 수 있게 하였고, 음극실 내의 폐액의 pH를 1~2로 유지시켜줌으로 pH 상승으로 인한 금속수산화물의 발생을 방지하고, 폐액이 정체함으로 인한 금속산화물의 증가를 방지했다. 위와 같이 개선된 동전기복원장치의 사진은 Fig. 3과 같다. 개선된 장치를 이용하여 우라늄 오염 토양에 대한 복원실험을 수행 중이며, 개선된 장치에 의한 금속산화물의 발생량은 상당히 감소하였고 2~4일에 한번씩 음극실에서 전극

판을 꺼내어 Immersion- washing 장치를 음극판 표면의 금속산화물을 제거하였다.

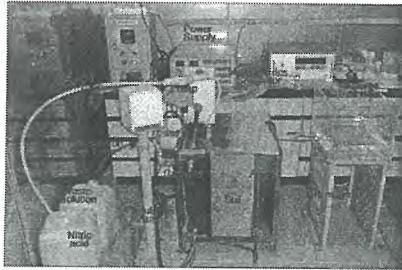


Fig. 3. Revised electrokinetic remediation equipment

Table 2와 Fig. 4는 동전기 토양제염 시 시간경과에 따른 토양 내의 우라늄 제거효율을 나타낸다. 오염토양의 초기 방사능농도는 25.1 Bq/g이었고, 3, 5, 7, 10, 15, 22, 25일 경과 시 우라늄 제거효율은 34.3, 51.8, 70.5, 81.3, 92.1, 96.0, 96.8%로 증가하였다. 유럽에서의 우라늄토양 자체처분을 위한 규제체계 기준농도가 약 1Bq/g이므로 25.1 Bq/g을 1 Bq/g으로 저감하기위해 필요한 시간은 약 22일 정도임을 알 수 있었다.

Table 2. Uranium removal efficiency and waste-solution volume along remediation elapsed time

Reagent (M)	Initial Concentration (Bq/g)	Remediation time (days)	Removal efficiency of U (%)	Electric Current (mA/cm ²)	Waste-solution Volume (ml/g)
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	3	U 16.5(34.3)	10	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	5	U 12.4(51.8)	15	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	7	U 7.4(70.5)	15	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	10	U 4.7(81.3)	15	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	15	U 1.9(92.1)	15	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	22	U 1.0(96.0)	15	
Nitric acid (0.01M)	U 25.1	25	U 0.8(96.8)	15	3.1

또한, Fig. 5는 25일간 동전기제염 후 동전기토양셀 내의 위치별 토양내의 잔류 방사능 농도를 보여준다. 왼쪽은 동전기 토양셀의 단면도에서의 농도분포이며, 오른쪽은 동전기 토양셀의 평면도에서의 농도분포이다. 양극실 주변 토양에서의 농도가 가장 낮았고, 음극실 주변토양에서의 농도는 음극실의 낮은 pH 덕분에 낮았다. 그러나 동전기 토양셀 중앙에서는 잔류 방사능 농도가 약간 높게 나타났다. 25일후 평균 잔류농도는 0.81 Bq/g 이었다.

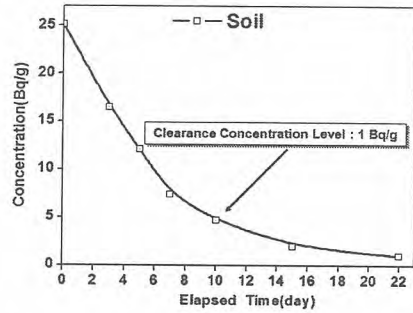


Fig. 4. Uranium residual concentration versus elapsed time for remediation.

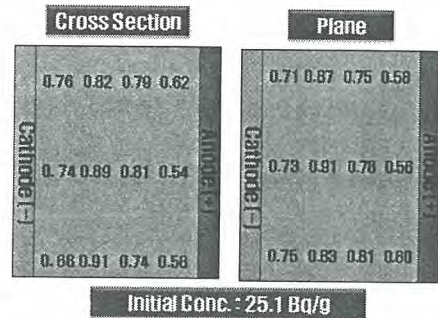


Fig. 5. Distribution of residual uranium concentration in soil cell after 25 days remediation.

3. 결론

음극전극판에 형성된 금속산화물을 제거할 수 있도록 동전기제염장치를 개선하였고, 25.1 Bq/g을 1 Bq/g으로 저감하기위해 필요한 시간은 약 22일 정도임을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] G.N. Kim, Y.H. Jung, J.J. Lee, J.K. Moon, C.H. Jung, U.S. Chung, "Development of electrokinetic-flushing equipment for a remediation of soil contaminated with radionuclides", Journal of the Korean Radioactive Waste Society, pp.1-9 (2008).
- [2] K. Reddy and S. Chinthamreddy, "Sequentially enhanced electrokinetic remediation of heavy metals in low buffering clayey soils," J. Geotech. Geoenviron. Eng., March, pp. 263-277(2003).

HEPA 유리섬유 내의 방사능물질 용출특성 연구

김계남, 이석철, 민병연, 양희철, 최왕규, 이근우
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
kimsum@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원 내의 원자력시험시설로부터 다량의 HEPA필터가 발생하므로 HEPA필터를 처리하여 폐기물의 부피를 감용하기 위한 기술 개발이 필요하다. HEPA필터의 여러 부품 중에 방사성물질을 흡착하는 유리섬유에서의 방사능농도가 가장 높다. 본 연구에서는 고준위의 유리섬유를 저준위화 하기 위해 여러 가지 용출방안들을 적용하여 최적의 용출방안을 도출했다.

2. 본론

한국원자력연구원에서 보관중인 HEPA 필터의 구조는 그림 1과 같이 필터프레임, 유리섬유, Gasket, Sealant, Separator 등으로 구성된다. 이중

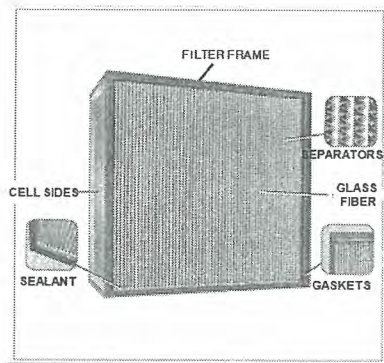


Fig. 1. HEPA 필터 구조

에 필터프레임, 유리섬유, Gasket, Separator 는 표면 오염 농도가 낮기 때문에 물리화학적으로 처리가 쉬우나 유리섬유는 방사능 농도가 높기 때문에 전기화학용출과 화학용출을 사용하여 농도를 저감화시키는 것이 필요하다. 본 연구에서는 3가지 방법을 사용하여 용출실험을 수행한 후 최적방안을 도출하였다. 그림 2는 방사능 농도를 MCA로 측정하기 위해 측정용기에 담겨진 유리섬유를 보여준다.

2.1 4M HNO₃-0.1M Ce(IV)용액에 의한 용출 전기화학방법으로 4M HNO₃-0.1M Ce(IV)용액

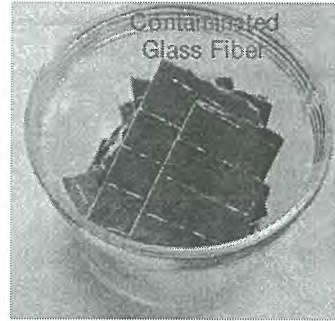
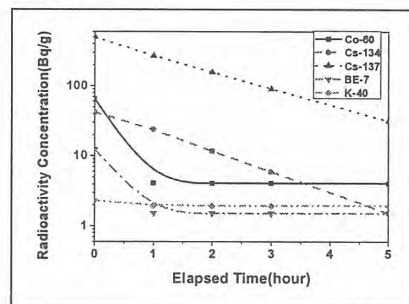


Fig. 2. 방사능 농도 측정을 위해 용기에 담겨진 유리섬유

을 사용하여 유리섬유내의 코발트와 세슘을 용출시켰다. 유리섬유의 주요 오염물질과 초기 농도는 다음과 같다. Co-60은 65.5 Bq/g이며, Cs-134는 41.9 Bq/g이고, Cs-137은 495.4 Bq/g이며, BE-7은 12.5 Bq/g이고, K-40은 2.3 Bq/g이었다. 2.32 g의 유리섬유에 4M HNO₃-0.1M Ce(IV)용액 주입 후 Microbellows Pump로 가압하여 용액을 0.6L/hr로 순환시키고, Hot plate를 사용하여 100°C로 가열하며 5시간 동안 용출실험을 수행하였다. 이때 1시간, 2시간, 3시간, 5시간 마다 용출 용액을 샘플링하여 방사능 농도를 측정된 결과는 그림 3과 같다. 즉, Co-60은 1시간 경과 시 제거효율은 93.8%이었고 이후에는 거의 제거되지 않았다. Cs-134와 Cs-137은 시간경과에 따라 서서히 제거되어 5시간 후 제거효율은 각각 96.4%, 93.6%였다.

Fig. 3. 4M HNO₃-0.1M Ce(IV)용액을 이용한 전기화학용출 실험결과

2.2 5 wt% NaOH 용액에 의한 용출

유리섬유의 주요 오염물질과 초기 농도는 다음과 같다. Co-60은 74.0 Bq/g이며, Cs-134는 27.6 Bq/g이고, Cs-137은 608.7 Bq/g이며, BE-7은 19.9 Bq/g이고, K-40은 4.4 Bq/g이었다. 2.57 g의 유리섬유를 300 ml의 5 wt% NaOH 용액에 담고 Hot plate를 사용하여 100°C로 가열하며 30시

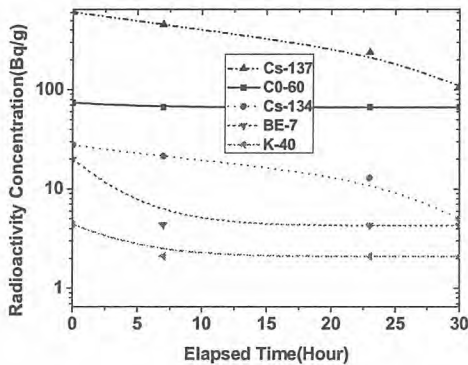


Fig. 4. 5 wt% NaOH 용액을 이용한 화학용출 실험 결과

간 동안 용출실험을 수행함. 이때 7 시간, 23시간, 30 시간 마다 용출용액을 샘플링하여 MCA로 농도를 측정된 결과는 그림 4와 같다. 즉, Co-60은 7시간 경과 시 제거효율은 10.0%이었고 이후에는 거의 제거되지 않았다. Cs-134와 Cs-137은 시간 경과에 따라 서서히 제거되어 30시간 후 제거효율은 각각 82.1%, 81.7%였다.

2.3 2.0M HNO₃ 용액에 의한 용출

유리섬유의 주요 오염물질과 초기 농도는 다음과 같다. Co-60은 122.0 Bq/g이며, Cs-134는 32.2 Bq/g이고, Cs-137은 1022.0 Bq/g이며, CD-109는 8.5 Bq/g이고, K-40은 2.4 Bq/g이었다.

2.47g의 유리섬유를 100 ml의 2.0M HNO₃ 용액에 담고 Hot plate를 사용하여 88°C로 가열하며 0.5시간 동안 용출실험을 수행하고 가압여과기로 유리섬유와 용출용액을 분리하고, 분리된 유리섬유를 새로운 100 ml의 2.0M HNO₃ 용액에 담고 2회째 0.5시간 용출실험을 수행하고 고액 분리하였다. 같은 방법으로 3회째 0.5시간, 4회째 0.5시간 용출실험 수행 후 고액 분리하였다. 이 때 각 회 마다 용출실험 후의 용출용액을 샘플링하여 MCA로 농도를 측정된 결과는 그림 5와 같다.

즉, Co-60, Cs-134, Cs-137은 1회 0.5시간 경과 시 제거효율은 각각 63.3%, 95.1%, 92.3%이었고, 2회 0.5시간 경과 시 제거효율은 각각 77.7%, 95.6%, 98.9%이었고, 3회 0.5시간 경과 시 제거효율은 각각 88.8%, 96.0%, 99.3%이었고, 4회 0.5시간 경과 시 제거효율은 각각 99.1%, 96.2%, 99.4%이었다.

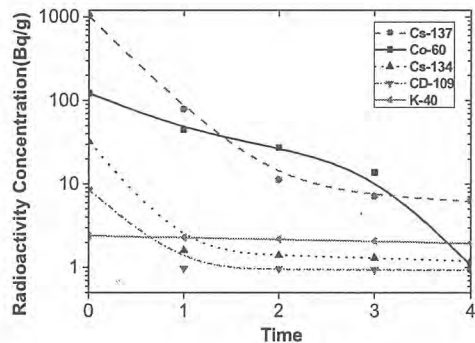


Fig. 5. 2.0 M HNO₃ 용액을 이용한 화학용출 실험 결과

3. 결론

고준위의 유리섬유를 저준위화 하기 위한 용출 실험 결과 HNO₃ 용액을 이용한 전기화학 및 화학용출에 의한 코발트와 세슘 제거효율이 NaOH 용액에 의한 제거효율 보다 높았다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국정부가 지원하는 한국과학기술 재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] R. J. Martinez, M. J. Beazley, M. Taillefert, A. K. Arakaki, J. Skolnick and P. A. Sobecky, "Aerobic uranium (VI) bioprecipitation by metal-resistant bacteria isolated from radionuclide- and metal- contaminated subsurface soils", *Environmental Microbiology*, 9(12), 3122-3133 (2007).

전기화학적으로 생성되는 Ag(II)를 이용한 NOx 처리 연구

이민우, 양희철, 이근우, 박소진*, 최왕규

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

*충남대학교, 대전광역시 유성구 대덕로 79

mwlee27@kaeri.re.kr

1. 서론

우리나라는 1960년대부터 급속한 경제발전과 산업발전의 영향으로 에너지 사용량이 급격히 증가해 왔다. 에너지원 다변화정책 등으로 화석연료 사용이 계속적인 증가추세에 있다. 화석연료의 사용은 환경오염문제를 더욱 심화시키고 있으며 이로 인해 1990년대 들어 환경에 대한 국민적 관심이 크게 고조되고 있는 실정이다. 화석연료의 연소 시 발생하는 질소산화물, 황산화물 등의 산성가스 들은 산성비와 광화학스모그의 원인이 되고 있고, 현재 대기오염제어에 있어 가장 중요한 대상으로 인식되고 있으며, 양적으로도 대부분을 차지하고 있다. 이러한 환경오염문제에 대한 관심이 확대되고 있으며 이에대한 효과적인 대처방안이 크게 요구되고 있다. 배출가스로부터 NOx 제거·처리하는 방법은 크게 습식법과 건식법으로 나눌 수 있다. 습식제거공정은 NOx를 제거하기 위하여 알칼리 또는 산 등의 수용액을 이용하는 것을 말하며, 일반적으로 건식제거공정에 비해 NOx 더 높은 제거효율, 더 경제적인 장점을 가지고 있다.

본 연구에서는 전기화학적 매개산화(Mediated Electrochemical Oxidation, MEO) 공정을 이용하여 배출가스중에 포함된 NOx를 대상으로 이들과 전극표면으로부터 연속 생성되는 Ag(II)와의 반응에서 NO의 제거율 및 NO₂의 제거율에 대해 농도, 전류밀도 등 여러 조건에 대한 영향을 알아보고자 하였다.

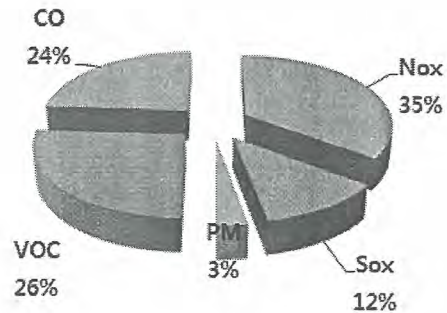


Fig. 1. The emission quantity for each air pollution material.

2. 본론

전기화학적 매개산화 공정은 저온(80°C 이하), 상압에서 2차 오염물질의 배출없이 NOx, 및 유해가스의 처리가 지속가능한 공정기술이다. Ag를 매개 금속이온으로 이용하는 MEO 공정에서 NOx 제거·처리 결과를 바탕으로 laboratory scale로 제작하여 NOx에 대한 처리효율을 평가하였다.(Fig. 2) 현재 연구에 사용되는 매개체로는 비교적 산화력이 큰 Ag(II)와 Co(III) 외에 Ce(IV), Mn(III) 그리고 Fe(III) 등이 있으며, 산 용액으로는 HNO₃, H₂SO₄ 또는 HClO₄ 등이 사용되고 있다. 본 연구에서는 가스유량(6 - 15L/min), NO의 농도(100 - 400 ppm), 전해질 내 질산 농도(5 - 10 M), 전류밀도(1.8mA/cm² - 14.8mA/cm²) 등 운전조건을 변화시켜가며 NOx와 SO₂의 처리효율을 평가하였다. MFC(Mass flow control)로 가스유량을 조절하여 NO의 농도를 조절하였다. 질산 전해질에서 산화제로 Ag(II)를 사용하는 전기화학적 매개산화에 대한 화학반응은 먼저 양극실에서 70cm²의 전극면적을 가지는 전해셀을 통해 Ag(I)는 Ag(II)로 산화된다. 산화된 Ag(II)는 Gas scrubber-I에서 NO와 Ag(II)산화제와 접촉하여

NO₂로 산화시키고 자신은 Ag(I)로 환원된다. 이때 환원된 Ag(I)는 전극 표면에서 산화제로 또 다시 재생되며 NO와 연속적인 반응을 하게 된다.

4. 참고문헌

- [1] 최왕규 등, "유기성폐기물 분해 처리기술 개발", KAERI/RR-1905/98.

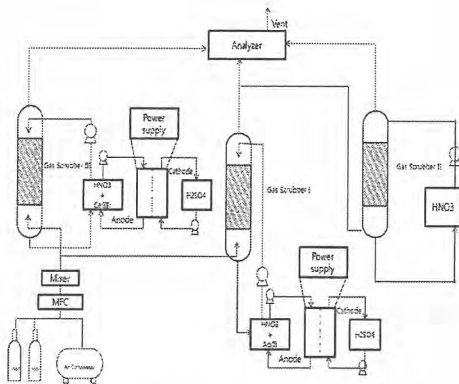


Fig. 2. Schematic view of the experimental device for the study of NO_x removal process

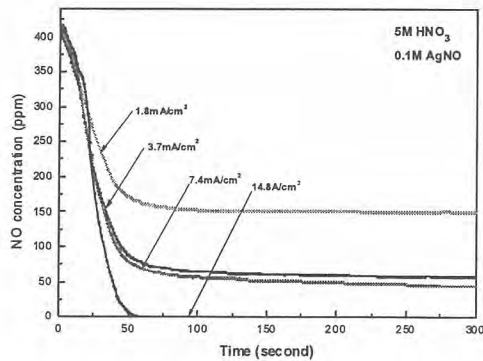


Fig. 3. NO outlet concentration profiles as a function of current density in scrubber-I

3. 결론

Gas scrubber-I에서 산화된 NO₂를 가스분석기 (testo350-xl)로 NO의 제거율을 측정하였다. 그 결과 아래 Fig. 2에 나타내었다. Fig. 2에서 볼 수 있듯이 전류밀도가 커질수록 NO의 제거효율이 커지는 것을 알 수 있다. Gas scrubber-I에서 질산 5M AgNO₃ 0.1M로 전류밀도가 1.8mA/cm²일 때 NO제거율은 62%를 나타내었지만 14.8mA/cm²일 때 NO제거율은 100%를 나타내었다. Gas scrubber-II에서 질산3M 일 때 NO₂ 제거율은 70% 이상의 결과를 나타내었다.

중소형원자로 규제 이행성 평가에 따른 선원항 평가 코드 및 주민선량 평가코드 분석

신상화, 이수홍*, 이재민*, 한병섭*, 송민철**, 황주호

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 서천동

*(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328

**한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

sshwa73@naver.com

1. 서론

국내의 경우 현재까지 대용량 상업용원자로 중심으로 건설, 운영되었고 관련 규제 역시 이를 고려하여 제정되었다. 특히 발생되는 방사성폐기물과 관련된 규제 요건들도 기존의 대용량 원자로를 중심으로 제정되어있다. 그러나 중소형원자로의 경우 현재 운전 중인 발전용 원자로와는 그 구조 및 안전성 확보 정도가 다르게 설계되어 있으므로 현재의 대용량 원자로 기준의 규제 요건과의 부합성을 검토할 필요가 있다. 특히 중소형원자로의 경우 계통 설계부터 핵연료 주기까지 대용량 원자로와는 성격이 다름으로 발생 폐기물 또는 해당 원자로의 특성에 맞게 고려하여 규제되어야 한다. 이를 위하여 규제요건에 따른 중소형 원자로 발생 폐기물의 평가 방법론을 로심 설계 및 운전 특성, 핵연료 주기 등의 다양한 조건을 적용하여 수립하고 그 방법론 등에 대한 검증이 필요하다.

2. 선원항 평가 코드

2.1 CORA 모형

CORA 모형은 냉각수가 1차계통을 순환할 때 방사능 이동량을 계산하는데 있어서는 용해성물질(Solubles)과 입자(Particles)들의 영향을 고려하며 기본 원리와 주요 인자들이 다소 복잡하다. CORA 모형은 다음과 같은 사항을 평가하는데 사용될 수 있다.

- 냉각수에서 일정량의 Lithium과 제조정된 Lithium-Boron 으로 운전할 때의 효과
- 합금에서 Cobalt량의 변화
- 정화 시스템 인자들의 변화
- 열수력학적 인자들의 변화

CORA모형의 응용 범위와 결과들을 살펴보면, CORA모형은 PWR의 1차 냉각수 시스템에 대한

기술이 매우 자세히 서술된 모형이며 부식 침전물 수송을 예상하는데 유용하다. 하지만 모형을 적용하는데 필요한 주요 인자들이 많아서 이들을 구하는 것이 어려운 과제로 남아 있다.

2.2 CRUDSIM 모형

수화학적 인자를 계산하기 위해서 CRUDSIM 모형은 1차 냉각수에 관한 자료(Lithium, Boric acid, H₂, 온도, 출력)를 이용한다. 이 모형은 발전소 피폭선량에 대한 여러 가지 화학운전의 영향 평가를 하는데 이용될 수 있다. CRUDSIM 모형은 입자에 대해서 고려하지 않으므로 입자들에 의한 크러드양과 방사선의 양은 예측할 수 없지만 CORA 모형에 비하여 이론적인 접근방식과 모델링이 간단하다는 특징이 있다.

3. 주민선량 평가 코드

3.1. REARAD-Offsite

RESRAD는 미국 내 우리나라 채광지역의 오염에 따른 환경 복원기준을 도출하기 위하여 미국 DOE(Department of Energy)의 주관으로 Argonne National Laboratory에서 개발되었다. GEN-2, DECOM, D&D 등 다른 코드와의 벤치마킹을 통해 그 성능이 검증되었다. 또한 VAMP나 BIOMOVs2 프로젝트에 오염부지의 제염관련 법규 제정에 사용되면서 RESRAD는 그 신뢰성을 입증하였다. 초기에는 선량평가를 통한 환경복원 기준을 제시하였으나, 최근에는 상업용 원전의 해체 후 규제 해제 농도기준(DCGL)을 제시하고 있다.

RESRAD-Offsite는 REARAD에서 오염부지와 주거지역을 구분하지 못하는 단점을 보완하여 개발된 코드이다. RESRAD-Offsite의 입력 값은 수리전도도, 토양의 b-parameter 등 수문인자와 분배계수, 용해도 등의 지화학적 인자, 기상학적 인

자, 소비 인자 등이 있다. 환경이동계수 (Environmental Transport Factor), DSR_i (핵종 i 의 선량과 선원항의 비율) 등을 이용해 피폭선량 기준치를 만족하는 핵종의 방사능 기준을 산출할 수 있다.

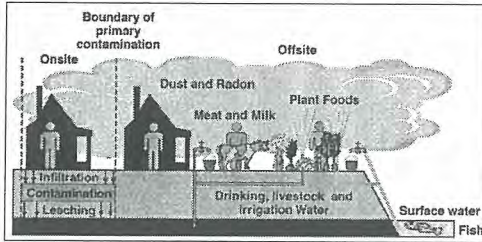


Fig. 1. Locations of Primary and Secondary Contamination in RESRAD-OFFSITE

3.2 MACCS2

MACCS 전산코드는 사고 시 원전으로부터 유출되는 방사성핵종에 의한 영향을 평가하기 위하여 개발되었으므로 고려하는 방사성핵종의 수가 제한적이었다. 이를 보완하고 원전뿐만 아니라 비원전 시설물에 대한 잠재적인 리스크평가에 적용하기 위하여 대폭적인 개정이 이루어져 MACCS II 전산코드가 개발되었고, 수계산을 통해 독립적인 검증작업이 완료된 전산코드이다.

MACCS II 전산코드로 고려할 수 있는 현상은 다음과 같다.

- 대기이동
- 선량예측에 의한 완화수단
- 음식과 물의 섭취경로에 따른 선량축적
- 급성 및 지발성 건강영향
- 경제적 비용

MACCS II 전산코드의 수행을 위해서는 다음과 같은 입력 자료를 필요로 한다.

- 핵종들의 사고시의 초기량
- 사고에 의해 생성되는 방사선원항 관련 자료로서, 방사능운 수, 방출 방사능운의 열 함량, 시간, 간격 및 고도, 비상대응 시까지의 시간, 각 방사능운 단편 내에 존재하는 각 핵종그룹의 분율
- 시간별 풍속, 대기 안정도, 부근 기상대 측정 강수량과 같은 부지기상 특성자료.
- 주변의 인구밀도에 관한 자료로 분포자료는 약 80 km (50 mile) 까지의 반경에 대해 16 개의 각 방향 구역에 대한 인구조사를 기본

으로 작성됨.

- 비상대응에 대한 가정들에 대한 자료, 토지이용에 관한 자료, 작물, 토지, 건물의 가격 등과 같은 경제력에 관한 자료

이러한 입력 자료를 바탕으로 MACCS II 전산코드에서 계산되는 항목들은 다음과 같다.

- 풍하 이동거리, 사고에 의해 대기에 방출된 핵종들의 확산 및 침적
- 직접(방사성운 피폭, 방사능운 흡입, 지표피폭, 재부유 흡입) 또는 간접경로(섭취)에 따른 단기 및 장기피폭
- 방어행동에 의한 피폭저감

4. 결론

본 연구에서는 중소형원자로 방사성폐기물 특성에 따른 규제 이행성 평가를 위하여 선원항평가 프로그램과 주민선량평가 프로그램을 분석하였다. CORA 모형은 이론적인 정확성과 세부성을 가지고 있지만 계산 결과값이 CRUDSIM 모형과 크게 다르지 않고, CRUDSIM 모형은 이론적인 접근 방식과 모델링이 다소 간단하다는 장점을 가지고 있다. RESRAD-OFFSITE와 MACCS 2 코드는 본 연구에서 최종적으로 평가하고자 하는 주민선량평가를 위해 적합한 프로그램인 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

- [1] C.B. Lee, "Modeling of Corrosion Product Transport in PWR Primary Coolant," Ph.D. Thesis, Department of Nuclear Eng. MIT, 1990.
- [2] User's Manual for RESRAD-OFFSITE Version 2, Argonne National Lab., ANL/EVS/TM/07-1, 2007.
- [3] Code Manual for MACCS2, NUREG/CR-6613, 1998.

제2분과

방사성폐기물 처리 (Oral)

사용후핵연료 고도 휘발성산화공정기술의 개발 현황

박장진, 신진명, 이재원, 박근일, 이정원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

jipark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정을 위해서는 집합체 해체, 연료봉 인출, 연료봉 절단, 탈피복, 분말화, 고도 휘발성산화 공정 등 전처리공정이 필요하다. 고도 휘발성산화공정이란 사용후핵연료 분말을 고온 열처리하여 사용후핵연료 물질로부터 휘발성 핵분열생성물(Kr/Xe, H-3, C-14, I), 준휘발성 핵분열생성물(Cs, Tc, Rb, Ru 등)을 제거하는 공정으로 기존의 약 500℃에서 산화하는 저온 혹은 표준 휘발성산화공정과 대별되는 공정이다.

한국원자력연구원은 미국 INL 연구소와 2007년부터 고도 휘발성산화공정에 대한 연구를 시작하였으며 두 기관은 이 공정을 PRESENT(Particle size control, REmoval of fission product, SElective gaseous Nuclide Trapping) 공정이라고 명명[1]하고 연구를 진행 중에 있다. Table 1에는 여러 가지 휘발성산화공정에 대한 특성을 정리하였다.

본 논문에서는 PRESENT 공정 개발현황 즉 핵종휘발특성, 파이로 그래놀 원료 입자 제조, 배기체처리의 최근 기술개발 현황에 대하여 기술하였다.

2. 본론

2.1 핵종 휘발 특성

본 연구에서는 여러 가지 핵종 중 고 방사성/고방열 핵종인 Cs(Cs-137 반감기 30.2년), 장수명핵종 Tc-99(반감기 213,000년), 장수명핵종 I-129(반감기 1.7×10^7 년)의 휘발특성에 특히 초점을 두고 있다. 약 500℃에서 열처리하는 저온 휘발성산화공정(표준 휘발성산화공정)과 약 1200℃에서 열처리하는 고온 휘발성산화공정(고도 휘발성산화공정)의 경우 Cs는 저온 휘발성산화공정의 경우 10% 미만 휘발되지만 고온 휘발성산화공정의 경우는 98%의 휘발율을 보이고 있다. 장수명핵종 Tc-99의 경우 저온 휘발성산화공정의 경우 1%

미만, 고온 휘발성산화공정의 경우는 92%를 나타내고 있다. 또다른 장수명핵종인 I-129의 경우 각각 10% 미만과 약 100%의 휘발율을 나타내고 있다. 상기 자료는 batch당 100g 정도 사용후핵연료를 이용하여 정적인상태에서 실험한 결과이다. 본 연구에서는 동적인 회전로를 이용하고 공학규모 장치의 경우 50kg/batch 용량이기 때문에 목표 핵종제거율을 Cs의 경우 95%이상, Tc의 경우 90% 이상, I의 경우 99%이상으로 설정하고자 한다.

2.2 입도 제어

500℃ 산화분말은 평균 10 μ m의 매우 미세한 분말로 전해환원 공정에서 메쉬 용기를 사용할수 없는 등 어려움이 따른다. 따라서, 본 연구에서는 파이로 전해환원공정에 적합한 원료물질을 공급하고자 핵종을 휘발시키면서 동시에 이를 그래놀로 제조하고자 하였다. Fig. 1에는 본 실험에 사용한 용량 200g/batch 용량의 회전로를 나타내고 있다. 이 장치와 500℃에서 산화하여 제조한 U₃O₈ 분말을 이용하여 1150℃ Ar 분위기와 4% 수소분위기에서 열처리하여 1mm 크기(18 mesh 상당) 이상의 분말을 79.3% 얻었다(Retsch사 AS400 sieve shaker 100rpm 15분 작동 후). UO₂ 그래놀 입자 모양은 Fig. 2와 같으며 이 그래놀의 전해환원 결과 우라늄의 금속 전환율은 99% 이상이었다.

2.3 배기체 처리

고온 휘발성산화공정 중에는 Kr/Xe, H-3, C-14, I 등 휘발성 핵분열생성물과 Cs, Rb, Tc, Ru, I 등 준 휘발성 핵종이 휘발된다. 본 연구에서는 Cs, Tc, I, H-3, Kr/Xe 등 주요핵종에 대하여 선택적으로 포집하고자 하였다[2]. 특히 Cs, Tc, I에대하여는 고온 화학적 반응방법을 채택 안정한 형태로 포집하고자 하였다. 즉, 고방열/고방사성 Cs의 경우 석탄회 필터를 이용하여 pollucite 형태로 안전하게 포집하였고, 장수명핵종 Tc의

경우는 칼슘 필터를 이용하여 칼슘테크네튬산화물 형태로 포집하며, 요오드의 경우는 은침착 제올라이트를 이용하여 AgI 형태로 포집하였다. 본 연구팀에서는 석탄회 필터와 칼슘필터를 직접 개발하여 실험에 이용하였고, 미국 INL연구소와 INERI과제를 통해 사용후핵연료를 이용하여 고온 휘발성산화공정에서 휘발하는 핵종을 포집하는 연구를 수행하고 있다.

고온 휘발성산화공정에서 휘발하는 각 핵종을 선택적으로 분리하여 포집하면 고준위폐기물 발생량을 줄일 수 있다. 즉, Cs 폐필터의 경우 일정 기간 저장하면 중저준위 폐기물화가 가능하며, Tc-99, I-129 폐필터는 이 핵종들의 소멸처리 기술이 개발되면 자연적으로 심지층 처분해야하는 GTCC 폐기물로부터 제외되리라 생각된다.

3. 결론

본 논문에서는 핵종 휘발, 원료입자 제조, 선택적 배기체포집을 주된 내용으로 하는 고온 휘발성산화공정 기술개발 현황에 대하여 기술하였다. 주요 핵종인 Cs, Tc, I의 경우 각각 95%, 90%, 99% 이상 제거되리라 예상되며, 핵종휘발과 동시에 제조되는 다공성 그래놀 입자의 전해환원효율은 99% 이상이었다. 휘발된 주요 핵종인 Cs, Tc, I의 공학규모 선택적 포집 장치가 현재 설계 중이다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Leel, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.
- [2] 박장진, 신진명, 이재원, 박근일, 이정원, "파이로 전처리공정의 배기체처리기술", 한국방사성 폐기물학회, 2010년 춘계 학술발표회 논문요약집, pp. 73-74, 2010.

Table 1. Various voloxidation process

Process	Development company	Function	Operation condition	Characteristics	Remarks
Standard voloxidation process	-ORNL -JAEA -KAERI -etc	-Declassing -Pulverization -H-3 removal	-Air -500°C	-Not considering removal of semi-volatile nuclides	-for Wet Process
PULDOX (Pulverization and Declassing technology of the spent oxide fuel by the dry pyrochemical process)	-NDC & MHI (Japan)	-Declassing -Pulverization -Fission product removal	-Air, vacuum -Heating up to 1000°C	-Cutting claddings axially -Vibratory screen	
KRI (Khlopin Radium Institute) process	-KRI (Russia)	-Pulverization -Fission product removal	-Air, O ₂ , N ₂ , Inert gas -Heating up to 1000°C		
PRESENT process	-MIL & KAERI	-Declassing -Pulverization -Fission product removal -Particle property control -Selective off-gas treatment	-O ₂ , vacuum, Inert gas, 4% H ₂ -Heating up to 1200°C -Multi-step heating	-Particle size control concept -Multi-step heating -Rotary kiln	-for Pyro-process

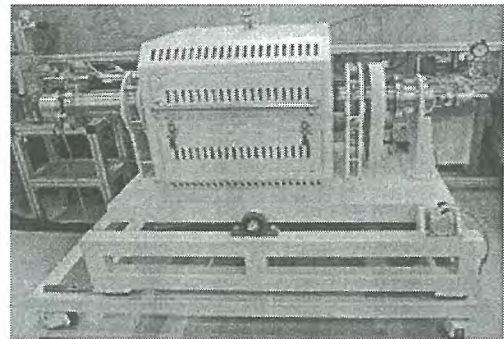


Fig. 1. Rotary voloxidizer

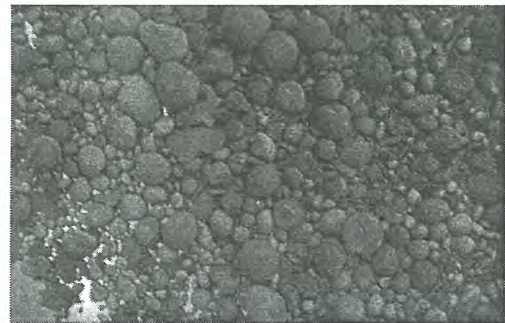


Fig. 2. Particles after thermal treatment

물을 이용한 방사성 폐유 세정

신제신, 김우섭, 허창열, 이화준, 배지수, 오영희

한국수력원자력(주), 경북 경주시 양남면 나아리 260 월성원자력 제2발전소

s2s@khnp.co.kr

1. 서론

국내 원전에서는 폐윤활유 등의 방사성 폐유가 매년 200드럼 가량 발생하고 있다. 특히 월성원전에서는 삼중수소에 의한 오염으로 매년 120드럼 가량의 방사성 폐유가 발생하고 있다.

한국수력원자력(주)는 2~3년마다 한번씩 용역을 발주하여 방사성 폐유를 정제하고 있다. 폐유 정제에는 여과, 유수분리, 가열증발, 화학약품을 이용한 침전 등의 방법이 이용되고 있으며 이런 방법을 이용한 정제작업은 프로세스가 복잡하고 인력이 많이 소요되며 필터, 슬러지 등의 부산물이 발생한다. 정제된 폐유는 자체처분할 수 있지만 정제되지 않는 폐유나 정제 부산물인 폐유 슬러지는 고화하여 방사성 폐기물 드럼으로 처리해야 하는데 고화과정에서 부피가 배로 증가하며 고화 처리와 최종적인 처분과정에서 많은 비용이 발생하게 된다.

그러하여 보다 간단하며 부산물이 발생되지 않는 새로운 방식의 방사성 폐유 정제 방법을 연구할 필요가 있다.

2. 본론

2.1 물을 이용한 폐유 세정 원리

중수로 원전인 월성원자력발전소에서 발생하는 방사성 폐유의 70%는 삼중수소에 의해서만 오염된 폐유이며 30%는 삼중수소와 다른 핵종에 함께 오염된 폐유이다. 그러므로 월성원자력발전소에서 발생하는 방사성 폐유는 모두 삼중수소에 의해 오염되어 있다.

중수로 원전에서 삼중수소는 물 또는 수증기의 형태로 존재하므로 폐유에 포함된 삼중수소를 제거하는 방법은 기름에 포함된 물을 제거하는 방법과 같다. 그러나 폐유 속에 수분이 극미량 있을 경우에는 통상적인 유수분리 방법으로는 삼중수소를 제거하기 어려워진다. 이런 경우에는 폐유에 인위적으로 물을 주입한 후 물을 제거하는 방법이 효과적이다.

기준에 폐유에 물을 섞은 후 가열하거나 오랫동안 그대로 두었다가 물을 따로 배수하는 정제 방법이 사용되기도 하였으나 저자들은 다량의 물을 이용하여 폐유를 씻어내리는 방식을 처음 시도하였다.

2.2 월성원전 폐유의 삼중수소 오염 특성

방사성 폐유를 세정하기에 앞서 세정효과를 예측하기 위하여 폐유를 물과 혼합한 후 층분리하는 실험을 하였다. 시료는 월성원전에 보유 중인 방사성 폐유 드럼 중에서 37드럼을 무작위로 선정하여 각각의 드럼에서 100mL씩 채취하였다. 실험 방법은 물과 폐유를 1:1로 섞어 1분간 손으로 흔든 후 그대로 두어 층분리가 되게 한 다음 폐유의 삼중수소 농도 변화를 관찰한 뒤 물을 뽑아 내어 버린 다음 남은 폐유를 다시 물과 1:1로 섞어 같은 과정을 반복하는 것이었다.

폐유의 최초 삼중수소 농도는 200~15,000 Bq/g 이었으며 두 차례의 층분리 후 삼중수소 제거율은 20~99%로 다양하게 나타났다. 최초농도 대비 층분리후 삼중수소 제거율을 분산형 그래프로 나타내면 「자 형태로 분포하며 최초 농도가 특히 높았던 두 시료를 제외하면 아래가 좁고 위가 넓은 역삼각형 분포가 나타난다.

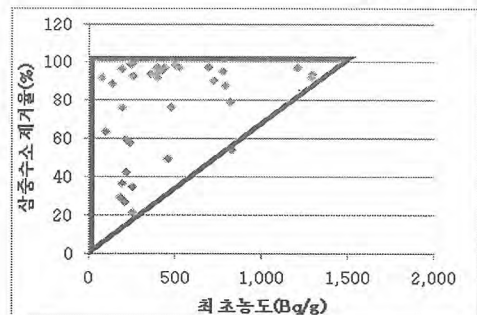


Fig. 1. Tritium Removal Efficiency of Oil-Water Separation vs Original Tritium Concentration

이런 역삼각형 분포는 최초 농도가 높은 폐유는 삼중수소 제거율이 모두 높은 반면 최초 농도

가 낮은 폐유는 삼중수소 제거율이 다양하기 때문인데 이러한 사실은 폐유를 물과 섞은 후 분리하는 방법으로 제거가 잘 되는 삼중수소와 제거가 잘 되지않는 소량(200 Bq/g 이하)의 삼중수소가 폐유 안에 다양한 비율로 존재함을 시사한다.

2.3 폐유 세정 효과

저자들은 Fig. 2에 나타난 것과 같이 폐유드럼에 물을 주입하면서 한동안 순환시킨 다음 물을 유수분리하여 배수하는 방식의 폐유세정장치를 제작하였다.

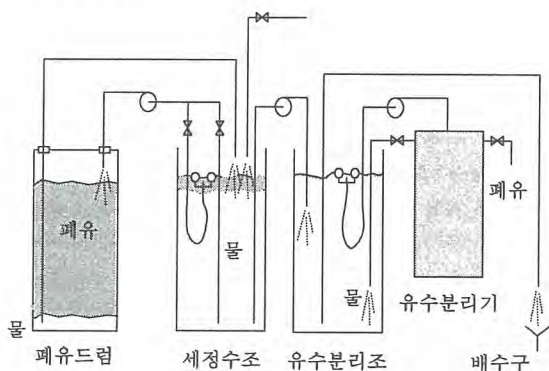


Fig. 2. Radioactive Spent Oil Washing System

이 폐유세정장치를 이용하여 증분리 실험을 했던 37드럼 중에서 무작위로 선정된 폐유 20드럼을 정제한 후 삼중수소 제거 성능을 평가하였다. 1회 세정에 약 150L의 세정수를 약 30mL/s의 유량으로 20분간 순환시켰으며 폐유를 세정한 물은 기름 성분을 제거한 다음 액체폐기물관리계통으로 배수하였다. 방사성 폐유에 포함된 방사성 핵종의 양은 액체폐기물로 배출하는 데 문제가 되지 않는 양이었다.

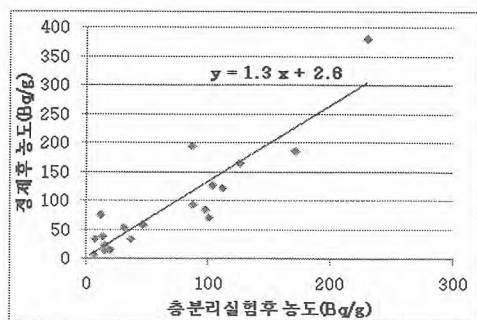


Fig. 3. Tritium Concentration after Washing vs after Oil-Water Separation

정제실험 후 삼중수소 농도는 증분리실험 후 삼중수소 농도와 대략적으로 비례하였다(Fig. 3). 20드럼 중 13드럼(65%)이 자체처분할 수 있는 수준인 100 Bq/g 미만으로 정제되었으나 세정운전시간이나 횟수를 늘리면 더 많은 폐유를 자체처분할 수 있다.

최초 삼중수소 농도에 대한 세정후 삼중수소 제거율의 분포는 증분리실험에서와 같이 역삼각형으로 나타났다(Fig. 4). 이는 삼중수소 농도가 매우 높은 폐유라도 정제하는 데에 큰 어려움이 없으며 그 안에 제거하기 어려운 삼중수소가 얼마나 포함되어 있는지가 자체처분이 가능한 수준까지 정제할 수 있는지 여부를 결정하게 됨을 의미한다.

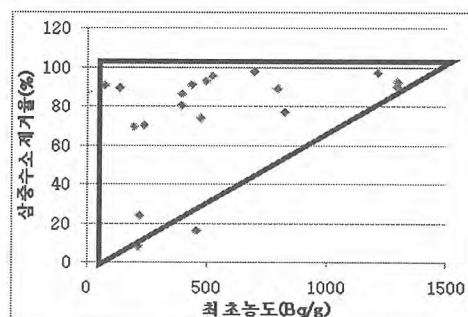


Fig. 4. Tritium Removal Efficiency of Washing vs Original Tritium Concentration

3. 결론

물을 이용하여 방사성 폐유를 세정하는 방법이 효과가 있음을 입증하였다. 이 방법은 액체폐기물을 통해 방사성 물질이 배출되기는 하나 그 방사능의 양이 미미하여 환경에 미치는 영향을 무시할 수 있으며 정제 부산물이 발생하지 않으므로 친환경적이다. 또한 증분리 실험의 삼중수소 제거율과 세정의 삼중수소 제거율이 비례하므로 먼저 시료를 채취하여 증분리 실험을 함으로써 폐유세정장치로 정제하기에 적합한 폐유를 미리 알 수 있으며, 프로세스가 간단하여 인력이 적게 소요되는 장점이 있다.

4. 참고문헌

- [1] 방사성 함유 폐유허유 정제처리 용역 준공보고서, 2009년, KNDT&i(주).

인산화물 침전제를 이용한 LiCl-KCl 공용염내 희토류 분리공정

이태교, 조용준*, 이한수*, 황택성

충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

tklee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 파이로공정 중 전해환원공정은 핵비확산성, 환경친화성 및 compactness 등이 부과된 기술로 물을 사용하지 않고 NaCl-KCl 이나 LiCl-KCl 공용염을 사용하여 용융염내에서 사용후핵연료 내에 존재하는 U, Pu와 함께 장수명핵종인 마이너악티나이드(Np, Am, Cm)를 회수할 수 있다. 그러나 파이로 공정에서 발생하는 LiCl-KCl 공용염폐기물내에는 방사능 또는 고방열성의 희토류와 소량의 악티나이드 등의 염화물을 포함하고 있어 이를 처리하는 기술개발이 반드시 필요하다. 따라서 파이로 프로세싱에서 발생하는 공용염폐기물 내에 포함되어 있는 핵종들만을 분리/회수하여 최종처분하고 정제된 염을 재활용한다면 전체적인 파이로 프로세싱 공정의 운전성을 크게 향상시킬 수 있게 된다. 회수한 공용염을 재사용하기 위해서는 공용염내 불순물이 없어야 하고, 일정한 공용조성을 유지하고 있어야 한다. 사용후핵연료의 파이로 프로세싱에서 발생하는 공용염폐기물내에 희토류핵종은 염화물 형태로 공용염내 용해되어 있으며 이러한 희토류핵종의 분리를 위해서 희토류핵종을 공용염에 불용성인 화합물로 침전/분리하는 기술에 대한 연구가 수행되고 있다. 일반적으로 화학적 첨가제 주입법이 사용되고 있는데 이 방법의 경우 높은 전환효율을 얻기 위해 첨가제를 반응당량 이상으로 주입하게 되며, 이 때 미반응 상태로 존재하는 첨가제가 공용염내 잔류하게 되고 이들로 인해 발생하는 부반응으로 LiCl 및 KCl이 형성되어 공용염조성이 변하게 됨으로써 공용염 재사용에 부가적인 2차공정이 필요로 하게 된다. 그러나 산소분산을 이용하는 기술은 첨가된 화합물질이 없어 부반응이 발생하지 않아 희토류 원소의 침전/분리 및 공용염의 재사용성에 매우 효과적인 기술로 보고되고 있다. 하지만 높은 운전온도(750-800℃)와 10시간이상의 긴 운전시간으로 공용염의 휘발

과 같은 문제점을 보유하고 있다.

따라서 본 연구에서는 공정온도를 낮추고, 운전시간의 단축하기 위한 방안을 마련하고자 인산화물을 사용하여 비교적 낮은 온도에서 공용염내 희토류를 침전시키고, 잔여의 희토류를 산소분산법을 이용하여 침전시켜 침전층과 순수염층을 분리하는 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 결과

본 연구에 사용한 lab-scale RE침전 장치는 인산화물과 산소를 주입하여 희토류핵종과 순수한 염층으로 분리하는 층분리장치와 층분리된 고체공용염을 분리하기 위한 분리장치, 분리된 고체공용염을 순수염층과 침전층으로 기계적으로 분리하는 장치로 구성되어 있다(Fig. 1). 실험은 LiCl-KCl 공용염 2000g, 희토류염화물 8가지(Y/La/Ce/Pr/Nd/Sm/Eu/GdCl₃)를 각각 13g씩 104g을 사용하였다. 인산화물은 Li₃PO₄와 K₃PO₄를 사용하였으며 초기 희토류 양의 70%를 투입하였다. 이때 공용염 조성을 유지하기 위하여 투입한 Li₃PO₄와 K₃PO₄의 몰비를 0.583:0.417로 하였으며 이는 LiCl-KCl 공용염의 몰비와 같다. 인산화물과 희토류염화물과의 반응속도를 촉진하기 위하여 수직분산관을 이용하여 Ar(1.5 L/min×3)을 분산시켰으며 반응온도를 400-550℃로 변화시켜 수행되었다. 이 후 잔여의 희토류 염화물을 침전시키기 위하여 온도를 650℃로 상승시킨 후 산소(1.5 L/min×3)를 수직분산관을 통하여 주입하였다. 반응시간에 따른 희토류염화물의 침전 정도를 측정하기 위하여 일정시간 간격으로 석영관을 이용하여 침전반응 중 공용염을 약 9g정도 채취하였다. 채취한 염은 증류수에 용해하여 여과 후 ICP-AES를 이용하여 수용액내 존재하는 희토류이온의 농도를 분석하였다. 인산화물 침전반응 후 희토류침전물과 이 후 산소분산반응까지 종결된

침전물에 대한 XRD 분석을 수행하였으며, 그 결과를 Fig. 2에 나타내었다. 인산화물 침전반응 후 침전물은 $REPO_4$ 형태를 보였으며, 산소분산반응 후 침전물에서는 산소분산반응으로 희토류산화물이 침전되어 $REPO_4$ 와 REO_2 또는 RE_2O_3 형태가 함께 존재함을 확인할 수 있었다. 또한 미반응 phosphate입자가 존재하지 않음을 알 수 있었다. 반응종결 후에는 완전한 층분리 (순수염층, 침전물층)가 이루어지도록 하는 것은 매우 중요하며 완전침강을 위하여 용융상태에서 7시간 정도의 침강시간이 소요되었다. 반응기내 냉각된 염은 반응용기에서 분리하기 위하여 Fig. 3과 같이 반응기를 뒤집어 놓은 상태에서 weight balance 장치로 상하이동이 가능한 전기히터로 좌우 및 상부에 열을 가할 수 있는 장치를 이용하여 반응용기에서 고체상태의 공용염을 용이하게 탈착시킬 수 있었고 탈착된 공용염은 Fig. 4에 나타낸 기계적 절단장치를 이용하여 상부의 순수 공용염층과 하층의 희토류 침전층으로 분리하였다.

3. 결론

본 연구에서는 희토류 산화침전공정의 높은 운전온도와 긴 운전시간 등의 운전조건을 개선하고자 복합침전법(인산화물 첨가법 + 산소분산법)을 이용한 LiCl-KCl 공용염내 희토류 염화물의 분리특성을 살펴보았다. 그 결과 인산화물을 사용함으로써 반응온도를 낮출 수 있었으며 반응시간 또한 줄일 수 있었다. 이 후 층분리된 냉각염을 고체염 분리 장치를 이용하여 용이하게 반응기내에서 분리할 수 있었으며 기계적인 방법을 이용하여 순수염층과 침전층으로 효과적으로 분리하여 회수할 수 있었다.

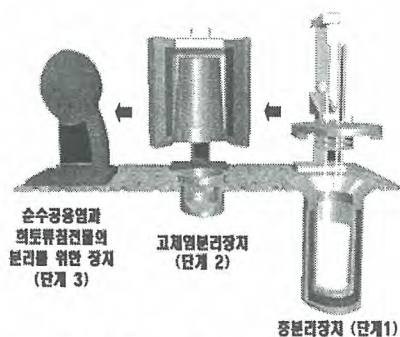


Fig. 1. Rare-earth separation apparatus

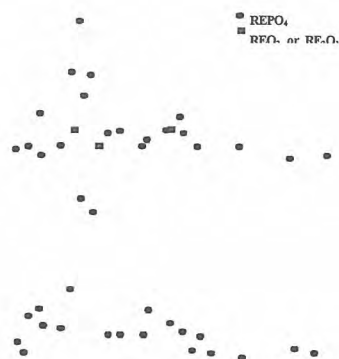


Fig. 2. X-ray diffraction analysis. upper: after phosphate and oxygen process, lower: after phosphate process

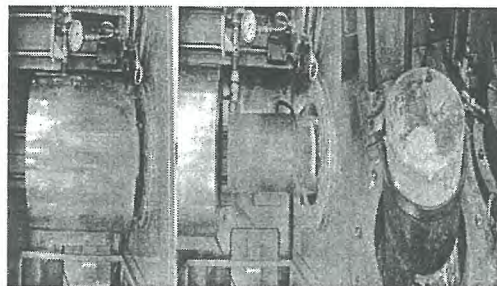


Fig. 3. Cooled salt separation apparatus

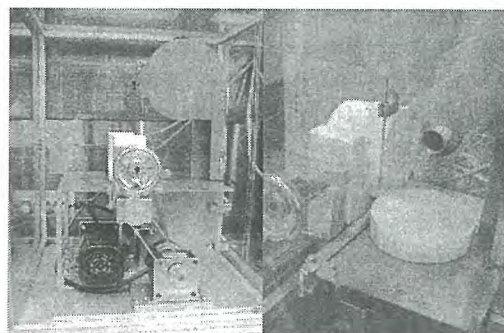


Fig. 4. Separation of pure salt and precipitation layer

계면활성제를 이용한 구형의 메조다공성 실리카 모폴로지 제어 및 합성공정 연구

지선경, 김종윤, 최용석, 박용준, 송규석, 이범재*
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 *충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

kiv@kaeri.re.kr

1. 서론

실리카(SiO_2)는 지구 지표의 약 60% 정도를 차지하고 있고, 주변에서 흔히 볼 수 있는 대표적 물질로서 산업적 활용 측면에서 매우 중요한 물질이다. 따라서, 현재까지 다양한 크기, 구조 및 물성을 가지는 실리카 물질을 인공적으로 합성하는 많은 기술들이 널리 알려져 있다. 또한, 실리카는 인체 독성이 없는 것으로 알려져 있기 때문에 그동안 치약 등 생활용품에서부터 식품,약품, 화장품 등의 첨가제로 사용되어 왔다.

계면활성제는 하나의 분자 내에 친수성기와 소수성기를 동시에 가지고 있어 두 상의 계면에 선택적으로 흡착하는 성질을 가지고 있는 분자이다. 전통적으로 계면활성제는 주로 고체표면을 깨끗이 하기 위한 세정제로 이용되거나 에멀션, 거품, 현탁액을 안정화시키기 위해 활용되어 왔다. 또한, 계면활성제의 자기조립(self-assembly)의 가장 기본적 단위체인 마이셀(micelle) 뿐만 아니라 육방(hexagonal) 상, 입방(cubic) 상 등 순수히 계면활성제 자체로만 이루어진 고차 구조에 대한 연구도 이미 많이 보고되었다.

1990년대 초, 미국 모빌(Mobil)사의 연구진들에 의해 계면활성제를 이용한 메조다공성 실리카 입자 합성에 관한 연구가 발표된 이래, 계면활성제를 이용한 주형합성법(template synthesis)은 계면활성제의 자기조립 특성을 활용한 첨단 나노기술의 첨병 역할을 하며, 이후 관련 연구를 비약적으로 증가시켰다. 다양한 종류의 계면활성제의 서로 다른 자기조립 특성을 이용함으로써 다공성 실리카 입자의 내부 기공 모폴로지를 제어할 수 있는 연구가 발표되었다. 하지만, 주형합성법을 이용하여 합성한 메조다공성 실리카 입자의 형태는 대부분 불규칙한 경우가 많다. 구형태의 메조다공성 실리카 입자는 다양한 측면에서 유리한 점이 많지만, 계면활성제를 이용한 구형의 메조다공성 실리카 입자합성에 관한 연구는 많지 않고, 1마이크로미터 이하의 나노입자에 관한 합성이 대부분이

다. 마이크로미터 수준의 입자합성은 더욱 제한적이었고, 10 마이크로미터 이상 크기의 대형 메조다공성 실리카 마이크로스피어 합성에 관한 연구는 거의 없다. 본 연구에서는 대형 메조다공성 실리카 마이크로스피어 합성과 계면활성제의 종류, 반응물 조성, 혼합 방법 등 다양한 합성조건을 변화시키기에 따라 다공성 실리카 모폴로지를 제어할 수 있는 연구를 수행하였다. 또한, 산업적 활용을 위한 선행연구로서 대량 합성 공정에 의해 합성한 입자를 대한 연구를 하였다. 본 연구에서 합성한 대형 크기의 다공성 실리카 나노구조체는 방사성 물질 분리, 방사성 폐기물 처분 등 다양한 분야에 활용도가 높을 것으로 기대된다.

2. 본론

2.1 메조 다공성 실리카 마이크로스피어 합성

실리카 전구체로서 테트라에톡시실란(tetraethyl orthosilicate: TEOS)을 사용하였고, 주형물질로서 계면활성제인 도데실아민(dodecylamine)을 사용하였고, 보조계면활성제로서 bis(2-ethylhexyl)-phosphate 외에 다양한 계면활성제를 도입하여 산촉매하에서 반응시키고, 필터 여과, 오븐 건조 후, 550°C의 퍼니스에서 5시간 소성시켜 다공성 실리카 입자를 제조하였다. Fig. 1에 나타난 바와 같이 구형의 균일한 다공성 실리카 입자가 성공적으로 합성되었다.

반응물의 조성에 따라 실리카의 입자 및 기공 모폴로지에 큰 영향을 미칠 수 있기 때문에 본 연구에서는 실리카 전구체인 TEOS와 산촉매로 사용한 염산의 상대적 양의 변화에 따른 영향성을 평가하였고, 입자 강도에 미치는 효과를 조사하였다. 그리고, 반응시간에 따른 입자 수율과 입자 강도에 미치는 영향도 조사하였다. 또한, 교반기의 종류를 자석젓개(magnetic stirrer)와 카프라모형(Caframo-type)의 혼합기를 사용하여 실험하였다. 자석젓개의 경우에는 교반속도를 100 ~ 300rpm 범위에서 변화시키면서 실험하였고, 카프

라모형의 혼합기는 200~400rpm 범위에서 실험하였다.

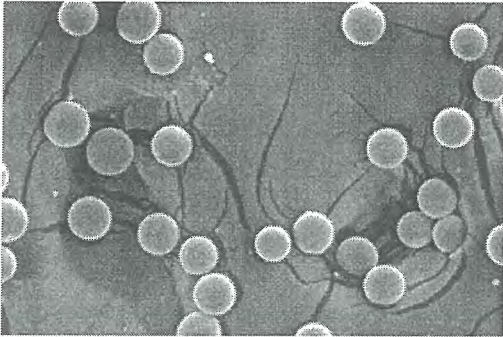


Fig. 1. A representative scanning electron microscopy Mesoporous silica microspheres prepared by using a surfactant-templated synthesis method.

2.2 실리카 대량합성

대량합성을 위해 20L 대형 폴리프로필렌 용기에 카프라마형의 혼합기를 설치하여 합성하였다. 170rpm의 속도에서 합성하였고 후처리 방법은 소형 반응기에서의 실험방법과 같은 조건에서 처리하였다.

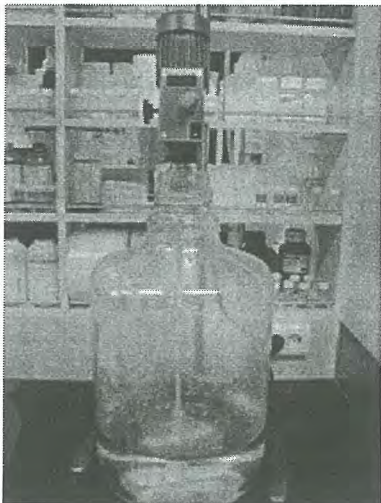


Fig. 2. Scale-up synthesis of mesoporous silica microspheres by using a 20L reactor.

3. 결론

본 연구에서 입자 합성 조건에 따라 평균입자 크기가 수십 마이크로미터에서 수백 마이크로미터 크기의 범위를 가지는 메조다공성 실리카 마이크로스피어를 제조하였다. 메조기공의 크기는 평균 4nm 정도였고, 균일한 기공크기분포를 가지는 다공성 실리카를 제조하였다. 산축매의 농도, TEOS의 농도, 20L 반응기를 이용한 스케일업 실험 결과, 동일조건 하에서 소형 비이커에서 합성한 실리카 입자와 비교하여 입자형태와 기공구조가 차이가 거의 없이 성공적으로 합성되었다. 하지만, 스케일업에서도 여전히 응집 현상이 발견되었고, 초음파 처리 등 외부의 기계적 에너지를 도입하는 경우에는 입자간 결집이 파괴되면서 입자 표면에 흠집을 내게 되고, 결국 균일한 입자를 제조하기 어렵기 때문에 보다 균일한 고품질의 입자를 요구하는 응용분야에 활용하기 위해서는 다양한 노력이 필요할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력기술개발사업과 방사선기술개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] The Colloid Chemistry of Silica and Silicates, R.K. Iler, Cornell University Press, Ithaca, New York, 1955.
- [2] American Chemical Society, Vol.13, pp. 2476-2482. 2001.
- [3] American Chemical Society, Vol.15, pp. 3184-3189. 2003.
- [4] American Chemical Society, Vol. 16, pp. 4181-4186. 2004.
- [5] Journal of Nanoscience and Nanotechnology, Vol. 7, pp. 3862-3866. 2007.
- [6] Journal of Nanoscience and Nanotechnology, Vol. 8, pp. 5261-5265. 2008.

ASTM D 3803 침착활성탄 시험법에 의한 신품 활성탄 성능시험 판정기준 고찰

성기방, 이지훈, 양호연

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 장동 25-1

kbsung@khnp.co.kr

1. 서 론

국내 원전에 적용되는 침착활성탄 흡착성능검사는 관련 기준에 따라 ASTM D 3803 에 제시된 방사성 유기요오드 동위원소를 이용하는 방법에 의하여 실시한다. 그런데 활성탄의 실험실 시험의 성능기준과 만족기준이 계통에 충전된 침착활성탄 베드 깊이(2", 4" 이상)에 따라 구분되어 있다. 원전 계통에 충전된 침착활성탄의 경우 관련 규정에서 베드 깊이에 맞게 침착활성탄의 시험을 요구하지만 신품 침착활성탄의 경우에는 품질검사기준으로 어느 깊이가 엄격한 조건인지 고찰해 볼 필요가 있다. 이에 침착활성탄의 성능시험 기준을 시료량의 차이에 따른 보상법인 ASTM D 3803 방법[1]의 계산값과 실제 신품 침착활성탄의 측정결과를 비교하였다.

2. 본 론

2.1 원자력급 침착활성탄 성능 규제 및 기술기준

원자력 산업시설에서 사용되는 침착활성탄은 사용하기 전에 성능검사를 실시하여 그 성능이 입증된 후에 공기정화계통에 사용한다. 침착활성탄 흡착성능검사는 안전계통의 경우 Reg. Guide 1.52, 정상계통의 경우 Reg. Guide 1.140의 기준에 따라 실시한다. 특히 Reg. Guide 1.52는 Table 1 과 같이 R2('78)에서 R3('01)으로 개정되면서 시험방법도 ANSI N509-76 방법에서 ASME D3803-89로 변경되었다. 이 과정에서 시험조건 중 습도는 70%에서 95%로 매우 엄격해졌고 방사성옥소의 투과율(2" 시험)은 1%(DF=100)에서 2.5%(DF=40)로 완화되었다.

2.2 방사성요오드 제거용 흡착제 성능기준

침착활성탄에 대한 연구[2]에 따르면 방사성요오드의 제거서 영향을 주는 인자로서 요오드 농도, 상대습도, 흡착층 온도, 운전시간, 풍화, 방사선의 세기, 침착제의 종류 및 제조방법, 입자크기 및 필터를 통과하는 유속 등을 들 수 있다.

Table 1. Test Conditions and Acceptance Criteria of the Impregnated Charcoal by Reg. Guide 1.52

규정 기준/조건	Reg Guide 1.52 R2('78)	Reg Guide 1.52 R3('01)	국내원전 신품활성탄 품질기준
Lab Test 기술기준	ANSI N509-76	ASME D3803-91	ASME D3803-91
활성탄 성능시험 조건	CH ₃ I/I ₂ 온도 30℃, 습도 70%	CH ₃ I/I ₂ 온도 30℃, 습도 95%	CH ₃ I 온도 30℃, 습도 95%
활성탄 투과율* 만족기준	1.0%(2") 0.175%(4")	2.5%(2") 0.5%(4")	1.0%(2") 0.1%(4")

* ()는 Lab Test 시 침착활성탄 Bed Depth

계통에 설치된 침착활성탄의 경우 흡수층 두께에 따라 흡착성능 기준이 마련되어야지만, 신품활성탄의 품질을 판단할 경우에는 단위무게 혹은 단위체적당 고유 흡착능을 평가하는 것이 중요하므로 본 논문에서는 흡착제의 성능기준, 즉 제거 효율에 관한 이론적인 면과 실제 흡착실험에서 측정된 흡착효율을 비교하여 보았다.

2.3 침착활성탄 흡착 투과율식

ASTM D 3803에 따라 성능시험시 때때로 검사 의뢰용 활성탄의 양이 5.08cm(2") 층 깊이를 완전히 충전하지 못할 정도로 충분하지 않는 경우가 있는데 ASTM D-3803에는 규격이하의 시료 양을 검사할 경우에는 실제 투과율 결과값을 표준 깊이에서의 예측값으로 전환하여 평가할 수 있게 하였다.

전환식은 식(1)과 같으며 투과율에 대한 로그-선형(log-linear) 함수로 나타낸다.

$$P_s = 100 \exp[(\ln(P_a/100))(5.08/d)] \text{----- 식 (1)}$$

여기서, P_s : 표준깊이에서의 예측 투과율, % P_a : 규격이하 깊이에서 실제 투과율, % d : 규격이하 깊이, cm

식(1)의 의한 활성탄의 투과율과 활성탄의 Lab

Test 만족기준을 Table 2에 제시하였으며, 투과율에 근거한 제염계수(DF)를 비교해 본 결과는 4"인 경우 2번째 흡수층, 즉 2"와 4" 사이에서의 흡착효율이 실제로는 2" 흡수층과 거의 같아야 하지만 활성탄 Lab Test 기준은 이론값보다 1/10정도로 판정하여 매우 비보수적인 것으로 나타났다.

Table 2. Efficiency and DF Criteria of Impregnated Charcoal by the Bed Depth

기준 \ 효율	활성탄 투과율(%)		활성탄 제염계수(DF)		
	2"	4"	2"	4"	2"→4"
식 (1) 만족기준	1.0%	0.01%	100	10,000	100
신품활성탄 Lab Test 만족기준	1.0%	0.1%	100	1,000	10
R.G 1.52 R3('01) 기준	2.5%	0.5%	40	200	5.0

* 투과율(%) = Back bed 방사능(cpm)/시료방사능(cpm)×100

*제염계수(DF)= 100/투과율(%)

* 2"→4" : 2" ~ 4" 사이 흡착층을 의미

3. 실험 결과

신품 활성탄 5개 시료(A사 제품 3건, B사 제품 2건)에 대한 성능시험결과를 Table 3에 제시하였다. 시험결과, 2" 시료인 신품-A1~신품-A3 시료의 경우 제염계수(DF)로 206~406 범위를 보여서 만족기준인 DF 100을 충분히 만족하였다. 또 다른 신품-B1과 신품-B2 시료의 경우 2" 두께의 제염계수는 47~49 정도였으며, 4" 두께의 제염계수는 약 2,612와 4,051을 나타내었다. 이 값은 4" Lab Test 만족기준인 DF 1,000으로 판정했을 때 충분히 만족하지만 2" 제염계수는 65~68정도로 Lab Test 기준을 불만족하였다. 신품 A1~A3의 Back Bed용 침착활성탄은 신품 A사의 제품과 동일한 것을 사용하였으며, 이는 Back Bed 1단을 4"로 실험한 것과 동일하다. 이러한 조건을 활용하여 4" 기준으로 제염계수를 구했을 때 신품-A2는 2,073이었고, 신품-A1 및 신품-A3는 무한대(∞)를 나타내었다. 4" 기준으로 A사 및 B사의 신품침착활성탄 시험결과는 활성탄의 성능기준을 모두 만족하지만 2" 시험조건에서는 불만족한 경우가 나타났다. 즉 신품 활성탄의 시험조건은 2"의 경우가 4"보다 더 엄격한 시험조건이다.

Table 3. Test Results on the New Impregnated Charcoal Product

항목 \ 시료명	TB1	BB1	Ps(2")	Ps(4")
	TB2	BB2	DF(2")	DF(4") ⁽¹⁾
신품-A1	4,658	11.5	0.246%	(0.00%) ⁽¹⁾
	-	0.0	406.2	(∞)
신품-A2	4,856	16.2	0.381%	(0.048%)
	-	2.350	262.3	(2073)
신품-A3	6,228	20.5	0.328%	(0.000%)
	-	0.0	304.5	(∞)
신품-B1	3,130	1.2	1.566%	0.038%
	47.8	0.0	65.5	2612
신품-B2	3,394	0.85	1.481%	0.025%
	49.4	0.0	68.7	4051

* TB1, BB2 : Test Bed 1, Back Bed 2 방사능(cpm)

* Ps(2") : 2인치 시료의 방사능속소 투과율(%)

* DF(2") : 2인치 시료의 방사능속소 DF

(1) 신품-A1~A3의 2" 시험의 DF(4")는 Back Bed 활성탄 분석자료를 활용하여 구한 것으로 () 표 시험.

4. 결 론

원전에 활용되는 신품 침착활성탄의 구매기준으로 적용되는 2"와 4" 기준에 대해 어느 기준이 엄격한 조건인지 성능시험을 수행하였다. 신품 활성탄 활성탄의 시험결과, 4" 시험조건에서는 모두 기준치보다 매우 좋은 결과를 나타내었지만 2" 시험조건에서는 불만족한 경우도 나타났다.

따라서, 사용중인 침착활성탄 시험은 규정에 따라 활성탄 Bed Depth(2" 또는 4")에 따라 시험해야 하지만 신품 활성탄의 성능시험은 2" 조건으로 하는 것이 보수적이다. 보수적인 시험조건을 적용할 경우 제거능력이 우수한 활성탄 확보 및 사용 주기연장에 따른 폐기물발생저감 효과를 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

- [1] ASTM D-3803-91(2009) Standard Test Method for Nuclear-Grade Activated Carbon, pp 5.
- [2] TEDA/KI 침착활성탄 성능검사 기술개발, TRA06 NS14.S2007.29, pp19~20 2007. 7, 한수원(주).

상용 열분해/축매 산화기술을 이용한 수용성 방호복 처리 장치 개발

김진길, 김현기, 강덕원, 김효철, 이의동, 김동훈*, 허성기*

하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10

*한국수력원자력, 경상북도 경주시 양남면 나아리 260

freeflying04@naver.com

1. 서론

국내 원전에서 발생하는 폐기물 발생 동향을 2003년부터 2005년까지 분석한 결과 잡고체 폐기물 발생량이 83%를 차지하는 것으로 나타났으며, 그 중 가연성 폐기물이 차지하는 비중이 약 50% 정도 차지하는 것으로 나타났다. 이러한 가연성 폐기물 발생은 원전 운영 중 필연적으로 발생될 수 밖에 없는 상황임을 감안할 때 폐기물 발생량을 저감하기 위한 근본적인 해결책이 마련되어야 할 것이다. 이러한 측면에서 수용성방호용품 도입은 이에 대한 해답을 가지고 있다. PVA 물질은 다른 고분자 물질과는 달리 면(Cotton)에 가까운 물리·화학적 특징을 지니고 있으면서도 100℃의 물에 용해되는 장점을 가지고 있으며, 이렇게 용해된 용액은 방사성물질 제거 공정을 거친 후 축매를 이용해 500~600℃ 수준에서 쉽게 CO₂와 H₂O로 산화시킬 수 있어 원전 가연성 폐기물 저감을 위한 대안책이 될 있을 것이다. 본 연구에서는 실증 실험을 통해 상용으로 제작된 수용성방호용품 처리 장치의 성능을 평가하기 위해 수행되었으며, 이를 근거로 2010년 7월부터 3개월 동안 월성 1 발전소에 사용 후 보관 중인 약 8.8톤의 수용성방호용품 폐기물 처리 용역을 수행할 예정이다.

2. 본론

2.1 시스템 구성

본 설비는 용해농축공정, 방사성물질 제거 공정, 열분해 산화 공정, 축매산화 공정으로 구성되어 있으며, 각 공정별 특징은 다음과 같다.

- 제1단계(용해/농축공정) : PVA 방호용품에 부착된 방사성핵종 제거를 위한 고체 방호용품 용해, 펌프 반응에 의한 PVA 물질 1차 처리 및 유기물 산화공정에서 처리할 물량 저감을 위한 PVA 용액 농축.
- 제 2 단계(방사능 제거 공정) : 응집 및 여과 설비를 이용한 PVA 용액 중 감마핵종제거

공정.

- 제 3 단계(유기물 산화공정) : PVA 물질을 열분해·축매산화기술을 이용해 CO₂와 H₂O로 산화.
- 제 4 단계(배출가스 냉각공정) : 축매산화 공정을 통해 배출되는 가스 중 기체와 수분 분리
- 제 5 단계(응축수 중화공정) : 응축된 수분의 pH를 방류수 수질기준에 맞도록 중화
- 제 6 단계(응축수 여과/배출공정) : 응축수에 포함되어 있는 부유물을 제거한 후 LRS 로 배출.

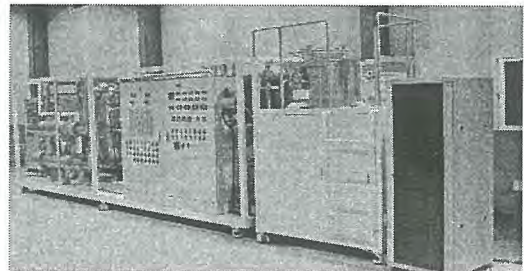


Fig. 1. Overview of a PVA treatment system

2.2 장치 설치 및 성능평가

실규모 수용성방호용품 처리 장치는 2010년 7월 28일 월성 1발전소 2호기 제염실에 설치되었으며, 장치의 성능평가는 8월 1일부터 1주일 동안 수행되었다. 특히, 본 실험에 사용된 수용성방호용품은 2009년 월성 1호기 대규모설비개선 공사에서 사용되었던 것으로, 장치 성능평가 후 용역기간 중 처리해야 할 물량은 약 8.8톤 수준으로 평가되었다.

2.3 성능평가 결과

실규모 수용성방호용품 처리설비를 이용해 월성 1호기 대규모설비개선 공사에서 사용된 작업복을 처리한 결과는 다음 표 2, 3과 같다. 실험결과 수용성방호용품의 처리량은 150벌/회로, 일 최대 처리량은 600벌로 평가되었다(표1참조).

Table 1. Specification of PVA treatment system

항 목		사양	비고
전원		380V/3상/150A	사용전력 65kWh(최대)
크기 (가로×세로×높이)	본설비	7.0m × 1.7m × 2.2m	이동형
	냉동기	2m × 1m × 1.2m	15 ~ 20 RT
처리용량	방호복	Max 600벌/일(150kg/일)	150벌/회×4회/일

Table 2. Operation results of dissolving process

점검사항	단위	적정범위	체크시간						
			0H	+1H	+2H	+3H	+4H	+5H	+5.5H
			용해(2회 분할 투입)			분해		농축	
반응조 온도	℃	40~100℃	43	96	96	96	96	47	46
반응조 압력	Torr	-	790	760	760	760	760	120	120
농축액 수위	L	-	95	102	105	132	121	86	60

Table 3. Operation results of oxidation process

점검사항	단위	적정범위	체크시간						
			0H	+3H	+6H	+9H	+12H	+15H	+18H
폐액 투입량	L/hr	9 ~ 12	10.5	11	10.8	11.2	11	10.8	11.5
공기 투입량	m ³ /hr	50 ~ 70	64	65	64	64	64	64	64
프리히터 온도	℃	600 ~ 700	627	627	627	627	627	627	627
열분해산화 반응로 운전 온도	입구	℃	450~700	483	530	520	490	479	530
	하부	℃	550~700	560	575	582	574	561	578
	출구	℃	550~600	565	575	58	578	578	583
G/G 출구온도	℃	350미만	278	260	290	275	280	288	295
배기체 중 CO 농도	ppm	30미만	15	20	10	5	20	18	22
처리수	COD	mg/L	20미만	-	-	-	10.5	-	-
	pH	-	5.8~8.6	6.7	6.8	6.2	6.8	6.7	6.7
	감마핵종	Bq/g	MDA	-	-	-	-	-	MDA

용해/농축조에서 농축된 50~60L/회의 용액을 평균 11L/hr로 열분해/축매산화 장치에 투입시 반응기 온도가 정상적으로 유지되는 것으로 나타났으며, 농축액 처리시 배출되는 가스 중 CO 농도는 15.7ppm, 처리수의 COD 및 pH는 약 11mg/L와 6.6으로 안정적으로 처리되는 것으로 나타났으며, 최종 처리수의 감마핵종 농도 또한 MDA 수준으로 나타났다(표 3참조).

3. 결론

본 실험을 통해 실규모 수용성방호용품 처리장치의 처리용량은 최대 600벌/일(150kg/day)까지 가능한 것으로 나타났다. 최종 처리수질의 COD 및 pH 값은 11mg/L와 6.6으로 안정적으로 처리되는 것으로 나타났으며, 감마핵종 농도 또한

MDA 수준으로 평가되었다. 수용성방호용품의 원전 도입을 통해 중저준위 가연성 폐기물의 획기적인 감량을 기대할 수 있으며, 이를 통해 원전운비 절감, 방사성폐기물 발생량 저감 및 작업자의 방호 및 위생 측면에서 다양한 효과를 기대할 수 있을 것으로 평가된다.

4. 참고문헌

- [1] 원자력발전백서 2003년~2005년.
- [2] 원자력발전소 방사선 관리 연보(2004).

원전에서의 중·저준위 방사성폐기물 저감 현황

안희진, 고영우

한국수력원자력(주), 서울시 강남구 영동대로 411

hiahn@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물은 핵분열 등에 의해 생성된 방사성물질이 설비를 정비하고 운영하는 과정에서 작업복이나 장비 등을 오염시켜 발생된다. 원자력발전소를 운영하면서 2009년 까지 발생한 방사성폐기물은 약 8만 6천 드럼으로 그림 1에서와 보는 바와 같이 최근 10년간 연간 호기당 방사성폐기물의 평균 발생량은 최근 감소추세를 보이고 있으나 세계최고수준의 실적을 유지하고 있는 대만 만산원전의 경우 호기당 75드럼인 것과 비교하면 발생량이 많다.

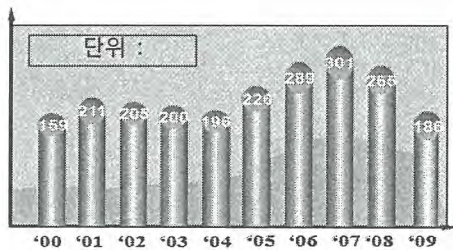


Fig. 1. 연간 호기당 방사성폐기물 발생량 변화

방사성폐기물이 증가된 원인은 원전 화재예방 조치('06~'07), 고리1호기 계속운전 O/H('07), 사용후연료 조밀저장대 설치('07~'08), 월성 1호기 압력관교체('09.~'10) 등 특별작업에 의한 것으로 파악되고 있다. 발생한 폐기물 중 잡고체 폐기물이 전체의 83%를 차지하고 있으며 종류별 발생량을 그림 2에서 보여주고 있다.



Fig. 2. 잡고체폐기물 발생 현황

잡고체 폐기물 중에서도 철재류, 비닐류, 종이류, 면류가 73%로 폐기물 발생량의 대부분을 차지하고 있어 이를 중점적인 저감 대상으로 선정하였다.

방사성폐기물을 처분하기 위한 비용이 현재 약 570만원에서 처분장 건설비 증가 등으로 인해 1,000만원 이상으로 대폭 인상될 것으로 예상되고 있어서 방사성폐기물의 발생량을 줄이는 것은 처분비용을 절감하게 되어 일거양득의 효과를 얻을 수 있다.

2. 중·저준위 방사성폐기물 저감 대책

방사성폐기물은 주로 사람의 행위에 의해서 발생된다. 방사능 오염지역에서 작업하는 과정에서 작업복, 장갑 등이 오염되어 폐기되거나, 오염된 바닥, 장비 등의 방사성물질을 제거하기 위하여 사용된 제염지, 오염확산 방지를 위해 작업장 바닥에 깔았던 비닐, 교체된 폐장비, 콘크리트 부스러기 등이 방사성폐기물로 발생된다. 또한, 발생한 방사성폐기물을 처리하는 과정도 방사성폐기물 발생에 영향을 미친다. 방사성폐기물의 방사능 오염도를 정확하게 측정하고 분류하여 적당한 지역에 저장한 후 방사능이 낮아진 다음 폐기물로 처리하고 방사능이 없는 폐기물은 일반 폐기물로 처분함으로써 발생량을 줄일 수 있다. 한수원(주)에서는 이렇게 방사성폐기물의 발생량을 줄이기 위한 방안을 찾기 위해 2009년 6월부터 8월까지 약 3개월 동안 TDR(Tear Down and Redesign) 과제를 수행하여 “방사성폐기물 발생량 50% 이상 저감”이라는 목표를 설정하고 방사선작업 방법, 제도 및 절차를 “Zero Base”에서 재검토하여 방사성폐기물 발생량을 획기적으로 저감하고자 하였다. 이 과정에서 도출된 사항 중 우선 시행할 수 있는 항목을 각 발전소 현장에 도입하였고 방사성폐기물 발생량을 줄이고자하는 일련의 과정을 표준절차서로 제정하여 운영 중이다. 방사성폐기물 발생량을 줄이기 위한 주요 추진 사항은 다

음과 같다.

- 방사성폐기물의 발생이 예상되는 작업에 대한 심의제도 도입
- 발생된 폐기물은 철저히 분류하고 방사능이 없는 폐기물은 일반폐기물로 처분
- 철재류 폐기물의 장기 저장 및 방사능 감소 후 일반폐기물로 처분 및 재활용
- 가연성 잡오כל 폐기물의 유리화 처리로 발생 폐기물 감용처리
- 작업복 재질을 개선하여 재사용률 증대
- 플라스틱을 파쇄하여 드럼내 장입량을 증가 시키기 위한 파쇄기 도입
- 자체처분 표준절차 개발
- 1회용 작업용품(제염지, 오염방지용 비닐, 덮개 등)을 재사용이 가능한 재료로 교체 등



Fig. 3. 비닐류 대체용품 관리 설비

3. 결론

절차와 제도 등을 개선하여 시행한 결과 2009년도 방사성폐기물 발생량 목표 6,500 드럼에 비해 1,500 드럼이 감소된 약 5,000드럼만 발생시키는 성과를 거두었다. 2010년에는 연간 호기당 발생량을 100드럼까지 낮추기 위한 목표를 정하고 전사차원의 TDR 과제를 수행중에 있다. 2010년도의 방사성폐기물 발생량 목표는 3,000 드럼으로 작년에 비해 3,500 드럼 낮게 설정하였으며, 올해 6월까지 방사성폐기물 발생량은 목표 1,690 드럼에서 720 드럼이 저감된 970드럼만 발생시키는 실적을 보이고 있다. 이와 같이 두 차례에 걸쳐 방사성폐기물의 발생량을 최소화하기 위한 노력을 집중한 결과로, 발생되는 방사성폐기물을 획기적으로 저감할 수 있었다.

4. 감사의 글

우리 나라에는 총 20기의 원자력발전소를 운영하고 있다. 그리고 우리 나라 전력생산의 40%를 담당하고 있을 정도로 전력산업에 기여하는 바가 매우 크며 원전 건설, 운영 분야에서 세계에서 우수한 실적을 올리고 있다. 그러나 그동안의 방사성폐기물 관리에 대한 인식은 매우 뒤져있었으며 운전, 정비에만 집중되어 있었다. 이번 방사성폐기물을 줄이고자 하는 노력은 이전의 인식을 완전히 개혁하는 수준이었으며 TDR 본래의 의미를 실천하고자하는 경영자의 의지와 적극적인 노력이 있었기 때문에 이와 같은 성과를 거둘 수 있었다. 최고경영자를 중심으로 전 직원이 한 마음으로 이루어낸 성과에 이 글을 빌어 감사의 마음을 전하고자 한다.

AMP-PAN을 이용한 방사성 핵종의 제거

이남경, 신원식, 최상준

경북대학교, 대구광역시 북구 산격동 1370번지

lnkyung@knu.ac.kr

1. 서론

원자력 산업에서는 ^{60}Co , ^{90}Sr 및 ^{137}Cs 등이 포함된 저준위 방사성 액체폐기물이 다량으로 배출된다. 이들 중·장반감기 핵종들을 선택적으로 분리함으로써 처리수를 직접 방류할 수 있고, 폐기물의 감량을 증가시킬 수 있는 방법이 필요하다. 따라서 본 연구에서는 원자력 산업 폐수의 오염으로서의 방사성 핵종(Co , Sr , Cs)을 처리할 수 있는 최적의 충전 물질을 선정하고, 개발된 충전 물질을 이용하여 현장 모사실험을 통하여 방사성 핵종으로 오염된 폐수 처리 기술을 개발하는 것으로 목표를 하였다.

2. 실험방법 및 결과

2.1. 등은 흡착 실험

본 연구에서는 AMP-PAN을 이용하여 등은 흡착실험을 수행 하였다. 적용된 AMP-PAN (Ammonium molybdophosphate-Polyacrylonitrile)은 Moon(2000)의 결과를 바탕으로 제조 하였으며 $(\text{NH}_4)_3\text{PMo}_{12}\text{O}_{40} \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ (Ammonium molybdophosphate, Wako pure chemical industries, Ltd., <98%, Japan)와 Tween-80(Fluka, USA), $(\text{C}_3\text{H}_5\text{N})_n$ (Polyacrylonitrile, Aldrich Chemical Co., USA), Dimethylsulfoxide(Junsei Chemical Co., Japan)를 이용하여 합성 하였다[1]. 방사성 핵종 용액은 pH 5로 고정하기 위해 0.05M MES buffer(2-[morpholino]ethanesulfonic acid)를 혼합하여 제조하였다. AMP-PAN 0.1g 에 1~30mM로 제조된 방사성핵종 용액을 15mL centrifuge tube에 가득 채운 후 shaker incubator에 24시간 동안 흡착 시켰다. 흡착이 완료된 시료는 0.2 μm membrane filter(Watman, Cellulose Nitrate Membrane Filter, $\phi=0.25\text{mm}$)를 이용하여 여과 한 후 ICP-OES(PerkinElmer Co. Optima 2100DV, USA)를 이용하여 방사성 핵종 농도를 분석하였다. AMP-PAN에 대한 코발트, 스트론튬, 세슘의 등은 흡착결과와 Langmuir 모델로 curve fitting한 결과와 모델 변수를 나타내었다.

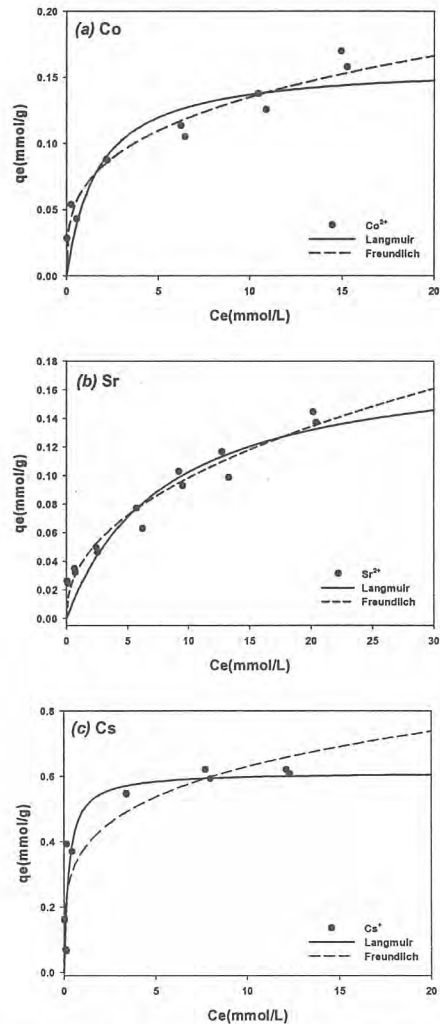


Fig. 1. Adsorption isotherm of (a) Co, (b) Sr, (c) Cs on AMP-PAN

Table 1. Single-solute isotherm model parameters of (a) Co, (b) Sr, (c) Cs adsorption onto AMP-PAN

	Freundlich			
	K_F	N	R^2	SSE
Co ²⁺	0.0677±0.0046	0.2998±0.0299	0.9917	0.0105
Sr ²⁺	0.0352±0.0040	0.4469±0.0453	0.9875	0.0102
Cs ⁺	0.3707±0.0326	0.2295±0.0414	0.9646	0.0929
	Langmuir			
	b	Q^0	R^2	SSE
Co ²⁺	0.5926±0.2641	0.1601±0.0164	0.9684	0.0206
Sr ²⁺	0.1250±0.0482	0.1845±0.0301	0.9723	0.0152
Cs ⁺	4.1162±1.5204	0.6118±0.0420	0.9659	0.0911

AMP-PAN의 단일 성분 흡착 실험 결과 최대 흡착량 (Q^0)은 세슘, 스트론튬, 코발트의 순으로 나타났다. AMP-PAN은 세슘에 대한 제거효율이 높게 나타났지만 코발트와 스트론튬에 대한 흡착량은 상대적으로 낮게 나타났다. Langmuir model과 Freundlich model을 이용하여 curve fitting 한 결과 코발트와 스트론튬의 경우 Freundlich model의 R^2 값이 높게 나타났으며, 세슘의 경우 Langmuir model의 R^2 값이 높게 나타났다.

2.2. 칼럼 실험

연속식 조건에서 AMP-PAN을 칼럼을 채운 후 실험을 진행하였다. 칼럼에 주입한 각 방사성 핵종 용액 Co, Sr, Cs의 농도는 1mM 로 제조하였다. 제조된 유입수는 일정한 유량(1ml/min)으로 정량 펌프를 이용하여 상향(upflow)으로 주입하였고, 배출된 유출수는 0.2 μ m membrane filter(Watman, Cellulose Nitrate Membrane Filter, $\phi=0.25$ mm)를 이용하여 여과 한 후 ICP-OES(PerkinElmer Co. Optima 2100DV, USA)를 이용하여 분석하였다.

각 단일성분 방사성 핵종에 대한 AMP-PAN 충전 칼럼 실험(Fig. 2)에서 코발트, 스트론튬과 세슘의 파과 시간($C_t/C_0=0.05$)은 각 6시간, 5시간, 2시간으로 나타났다. 각 방사성 핵종의 50% 제거($C_t/C_0=0.5$)는 코발트, 스트론튬, 세슘 각 17시간, 11시간, 76시간으로 나타났다.

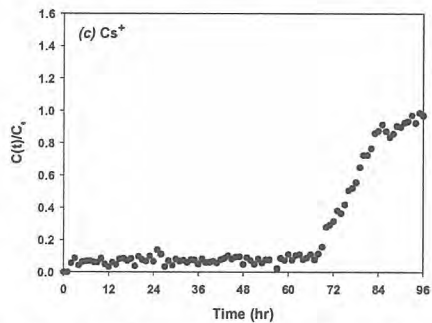
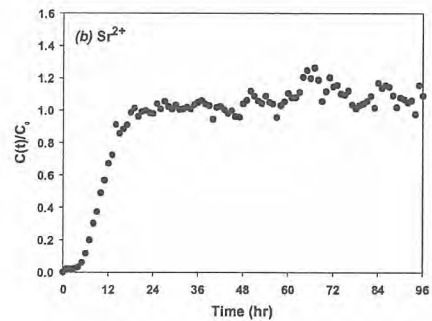
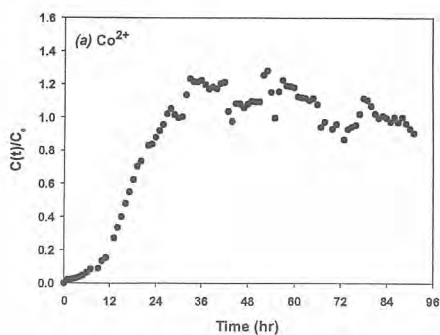


Fig. 2. Breakthrough curves of single-solute adsorption on AMP-PAN column (a) cobalt, (b) strontium, (c) cesium

3. 결론

단일 성분 흡착 실험에서 세슘에 대한 제거효율이 높게 나타났지만 코발트와 스트론튬에 대한 흡착량은 상대적으로 낮게 나타났다. 단일 성분 방사성 핵종 제거 칼럼 실험에서는 스트론튬, 코발트, 세슘 순으로 포화되었다. 따라서 본 연구를 통해 방사성 액체 폐기물 처리에 있어서 AMP-PAN을 적용하는 것이 적합하다고 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] J. K. Moon, K. w. Kim, C. H. Jung, Y. G. Shul, E. H. Lee, Preparation of organic-inorganic composite adsorbent beads for removal of radionuclides and heavy metal ions, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 246, 299-307, 2000.

5. 감사의 글

본 연구는 한국연구재단(교육과학기술부)의 우너자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다(과제번호: M20706000036-07M0600-03610).

제2분과

방사성폐기물 처리 (Poster)

전해환원 공정에서의 LiCl 용융염에 대한 Li₂O 용해도 변화 측정 연구

김대현, 배상은, 박용준, 송규석

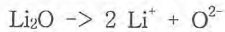
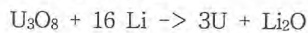
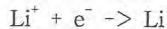
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

iparkv@kaeri.re.kr

1. 서론

고온 용융염 전해환원 공정은 650 °C, LiCl- Li₂O 용융염을 전해질로 사용하여, 환원전극 바스켓에 담겨 있는 산화물 사용후핵연료(U₃O₈)가 전해반응의 진행에 의해 금속 우라늄 인곳(Ingot)으로 변환시키는 공정이며, 이 때 생성된 금속우라늄이 전해정련공정으로 넘어가게 된다 [1-3]. 또한 고온 용융염 전해 환원 공정에서 세슘(Cs)과 스트론튬(Sr)과 같은 고방열 핵종이 용융염에 용해되어 사용후 핵연료로부터 분리됨으로써 사용후핵연료의 체적 및 방사선 준위를 감소시키는 효과가 있다.

전해환원 반응은 Fig. 1에 나타낸 바와 같이 환원반응이 진행되는 음극에 산화우라늄 분말을 충전한 다음, 전위를 가해주면 용융염에 존재하는 리튬이온의 환원 및 이 때 발생하는 금속 리튬과 산화우라늄의 화학반응이 아래와 같이 일어나며, 반응생성물인 산화리튬(Li₂O)은 LiCl 용융염에 용해된다.



Li₂O의 전해반응과 U₃O₈ 분말의 환원반응은 음극에서 동시에 발생되지만, 반응초기에 일정 Li₂O 농도를 유지시키는 것은 안정적인 전해환원 운전 을 위해 필요하다. 낮은 Li₂O 농도는 양극 전위 상승의 원인이 되며, 따라서 백금 전극의 손상으로 이어질 수 있다. 또한, 높은 Li₂O의 농도는 백금전극의 부식을 유발시키기 때문에, 공정 중에 Li₂O의 분석은 안정적인 공정을 위해 필수적이다.

전해환원 공정이 진행됨에 따라 용융염 내에서는 Cs 및 Sr과 같은 고방열 핵종이 증가하게 된다. Simfuel을 이용한 실험에서 100시간의 공정시간 후에 용융염 내에 발생하는 Cs의 양은 약 400ppm 정도로 증가되었다 [4]. 이와같이 용융염 내에 Cs 또는 Sr의 농도가 증가하게 되면 Li₂O의

용해도의 변화가 예상된다. 650 °C에서 LiCl에 대한 CsCl, SrCl₂의 용해도는 각각 47.1 및 37.8로 나타났으며, Li₂O의 용해도는 8.7 wt%로 알려져 있다 [5]. 본 연구에는 LiCl 용융염 매질에서의 Li₂O의 용해도 측정에 관련된 연구를 수행하였으며, 용융염 내 Cs 농도의 증가에 따른 Li₂O의 용해도를 측정하였다.

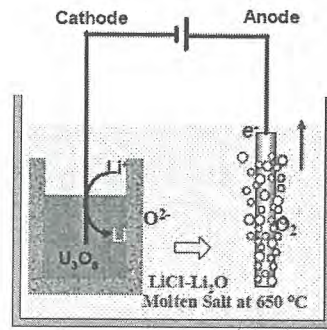


Fig. 1. Concept of an electrolytic reduction process of uranium oxide in a LiCl-Li₂O molten salt medium.

2. 실험

LiCl 및 Li₂O를 다루는 모든 실험은 수분과 산소가 1% 이하로 유지되는 글로브박스에서 수행하였다. 글로브박스 하단부에는 온도를 650 °C로 유지할 수 있는 전기로를 부착하여 Li₂O 용해도 실험을 수행하였다. Li₂O의 용해도는 Fig. 2에 나타낸 바와 같이 glassy carbon 용기와 튜브형태의 magnesia 필터를 이용하였으며, 산염기적정법을 이용하여 측정하였다.

Glassy carbon 용기에 LiCl 30g을 넣고 650 °C 까지 온도를 올린 후에 과량의 Li₂O를 4g 가하였다. 이 후 magnesia 필터를 용기 안에 넣고 온도가 650 °C까지 올라갈 때까지 기다리고 추가로 30분 이후부터 30분마다 magnesia 필터 안에 있는 용융염 시료를 주사기를 이용하여 포집하였다. 시료의 온도를 일정하게 유지시키기 위해서 위에

언급한 장치를 크기가 크고 LiCl 용융염이 담겨있는 glassy carbon 용기 안에 장착함으로써 중탕 개념을 도입하여 온도 유지를 향상시켰다.

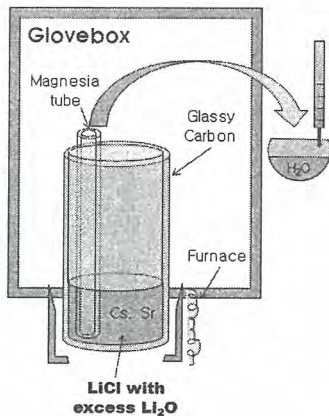


Fig. 2. Schematic drawing of experimental apparatus for measuring Li_2O solubility

3. 결과

Magnesia 필터 속에 있는 용융염 시료를 일정 시간에 따라 주사기로 포집한 시료의 사진을 Fig. 3에 나타내었다.

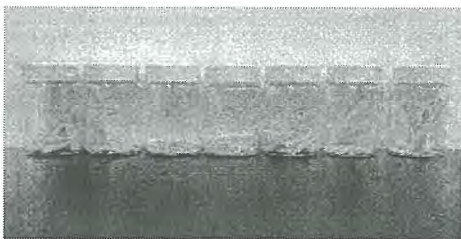


Fig. 3. Photo of Li_2O extracted from magnetite tube

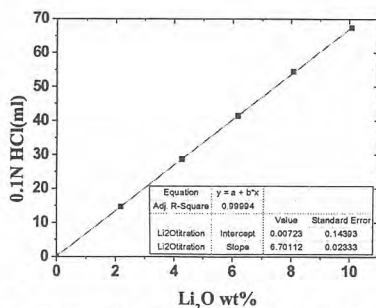


Fig. 4. Calibration curve for acid-base titration

용융염 시료 중 존재하는 Li_2O 의 양을 측정하기 위하여 산염기적정법을 이용한 검정곡선을

Fig. 4에 나타내었다. 시료 중에 존재하는 Li_2O 의 무게에 대한 HCl 모용액의 부피를 plot한 결과 $R = 0.99994$ 로 직선성이 양호한 것으로 나타났다.

Fig. 5에 나타낸 바와 같이 magnesia 필터를 담근 후, 최소한 약 3시간 이후에 시료를 채취해야 정확한 Li_2O 의 용해도를 측정할 수 있다는 사실을 확인하였다. 또한, 본 논문에서는 Cs의 양에 따른 Li_2O 의 용해도 변화를 논의한다.

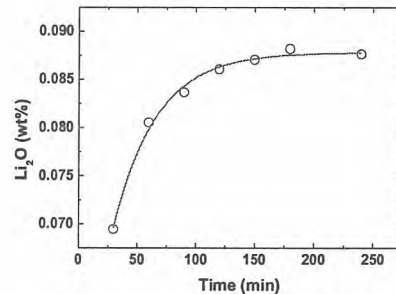


Fig. 5. Solubility changes of Li_2O as a function of time

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] B. H. Park, I. W. Lee, C. S. Seo, "Electrolytic reduction behavior of U_3O_8 in a molten $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ salt", Chem. Eng. Sci., 63, 3485-3492, 2008.
- [2] S. M. Jeong, H. Shin, S. Hong, J. Hur, J. B. Do, H. S. Lee, "Electrochemical reduction behavior of U_3O_8 powder in a LiCl molten salt", Electrochim. Acta, 55, 1749-1755, 2010.
- [3] S. Park, C. Seo, D. Kang, S. Kwon, S. Park, "Study of the electrolytic reduction of uranium oxide in $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ molten salts with an integrated cathode assembly", J. Kor. Radioact. Wast. Soc., 3(2), 105-112, 2005.
- [4] B. Park et. al., "Development of head-end pyrochemical reduction process for advanced oxide fuels", KAERI/RR-2939/2007, 2007.
- [5] H. S. Lee et. al., "Development of volume reduction technology for PWR by pyroprocessing" KAERI/RR-3132/2009, 2009.
- [6] Y. Kado, T. Goto, R. Hagiwara, "Dissolution behavior of lithium oxide in molten LiCl-KCl systems", J. Chem. Eng. Data, 53, 2816-2819, 2008.

ITER B형 방사성폐기물 절단장치의 예비연구

홍권표, 오완호, 김성균, 안상복, 류우석, 이현곤*, 정기정*, 나병찬**

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 어은동 52

**ITER Organization, 13067 St Paul lez Durance Cedex, France

kphong@kaeri.re.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER)의 핵심설비인 핵융합장치(Tokamak)에서는 그 운전과정에서 중성자에 의한 방사화와 삼중수소에 의한 오염으로 인한 방사성폐기물(중준위 B형 방사성폐기물)이 발생하게 된다. 이 방사성폐기물은 주로 핵융합장치의 내벽을 구성하는 스테인레스 계통 장치들이며 주기적인 수리, 교체 등에 의해 발생된다. 높은 방사능으로 인하여 핫셀 내에서 원격으로 처리한 후 중간저장 용기에 담겨 ITER 운전기간중인 20년간 핫셀 내에서 임시보관되다가, ITER 운전이 끝나고 시설을 해제할 때 유치국인 프랑스가 최종처분하는 것으로 되어 있다.[1]

핫셀 내에서의 처리과정은 폐기물의 크기 및 부피 감축을 위한 절단과정, 오염된 삼중수소를 제거하기 위한 삼중수소 제거공정이 있고 폐기물특성조사, 포장단계를 거치게 된다.

본 논문에서는 B형 방사성폐기물의 크기 감축에 적절한 절단장치에 관해 예비연구한 결과를 보여주고 향후의 후속 업무에 관해서 기술하였다.[2]

2. 본론

2.1 B형 방사성폐기물의 특성

ITER B형 방사성폐기물은 Tokamak 운전과정에서 발생하는 것으로 다이버터(Divertor Cassette), 블랭킷 모듈(Blanket module, BM), 테스트 블랭킷 모듈(Test Blanket Module, TBM), 극저온냉각펌프(Cryopump) 등이 있다.[1] 이들 장치 폐기물은 주로 스테인레스 강으로 되어 있으며, 추후 프랑스 내 방사성폐기물 처분장에 보내기 위해서 운반용기의 용적 제한에 맞추어야 하므로 크기의 감축이 필수적이다.

2.2 적합한 절단장치 비교검토

스테인레스강이 주재질인 B형 폐기물은 형태 및 재질의 다양성으로 인하여 적합한 절단장치가 필요

하다. 워터젯 절단(Water jet cutting) 방식과 와이어 절단(Wire cutting) 방식은 삼중수소 존재에 따른 물 사용의 제한, 절단효율의 문제로 배제되었으며, 현재로서는 밴드쏘우(Band saw) 방식과 레이저절단 방식, 혹은 이들 두가지의 혼용방안이 유력하게 검토되고 있다. 이들 장치는 각각 장단점이 있어 어떤 장치를 선정할 지는 추후에 결정될 예정이다.

이들의 장단점을 비교한 결과는 Table 1.과 같다.

Table 1. Technical comparison of laser cutting and band saw cutting

	Laser cutting	Band saw cutting
Cutting thickness	about 100 mm for stainless steel	about 1 m (1000 mm) for stainless steel
Cutting difficulties	difficulties in complicate structure	difficulties in cutting material (Tungsten)
Cutting shape	can be controlled easily	only straight line
Cut surface of slices	very clean	less clean than laser
Cutting speed	fast	slow
Maintenance aspect	difficulties in laser beam setting	difficulties in exchange of band saw by power manipulator
Waste (chip)	produced less than band saw	produced more but can be collected
Waste (dust)	produced more than band saw	produced less than laser
Waste (liquid)	no liquid (possible to use air or gas for laser head cooling)	coolant oil should be used
Contamination inside room	almost same	almost same
Decontamination convenience	difficult to collect debris	chips are collected by tray and vacuum cleaner
External (out of red zone) equipment	need large equipment (generator, cooling system)	need some control cubicles

2.3 밴드쏘우(Band saw) 절단기

밴드쏘우 절단기는 장치폐기물 장착유닛, 밴드쏘우, 절단물 이송유닛, 청소 및 제염 유닛 등으로 나누어진다. 장치폐기물의 폭과 높이를 고려하여 밴드쏘우 절단기 전체크기는 4m(W) x 6m(L) x 4.5m(H) 로 예측된다. 또한 절단된 폐기물을 취급, 운반할 수 있는 5톤 용량의 지브(Jib) 크레인이 추가로 필요하며, 절단과정에서 발생하는 부산물

(chip and dust)를 수집할 수 있도록 원심분리기형 청소기가 필요하다. 이들을 공간에 배치해보면 그림 1과 같다.

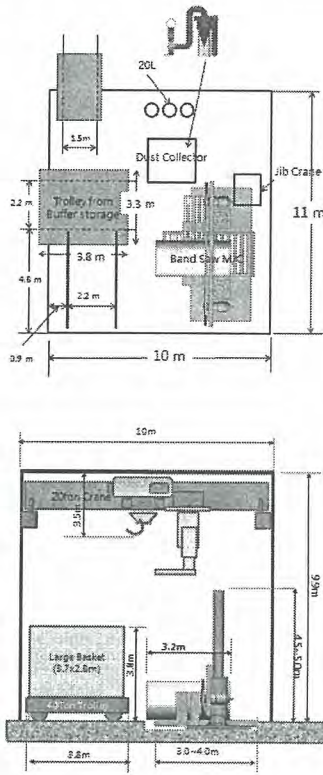


Fig. 1. 밴드쏘우 절단기의 평면배치도(위) 및 입면배치도(아래)

2.4 레이저 절단기

레이저 절단기는 밴드쏘우 절단기와 비교하여, 크기가 작고, 작업성이 우수하며, 절단속도가 크다. 또한 원격 유지관리 측면에서 밴드쏘우 절단기보다 유리하다. 단지 현재까지 개발된 레이저 절단기로는 장치폐기물 절단에 미흡한 점이 있는데, 좋은 절단능력을 갖는 장치가 속속 개발되고 있어 2020년 이후에 사용되는 ITER 장치폐기물 절단에는 활용이 가능할 것으로 판단된다.

레이저 절단기는 절단과정에서 연기(Fume)가 발생되므로 이의 제거가 중요한 과제이다. 이의 해결 방안으로는 레이저 절단기를 개폐형 밀폐박스에 넣고, 핫셀 내부에 국부적 환기장치를 설치하는 것이 좋은 방안이 될 수 있다.

레이저 절단기를 공간에 배치해 본 그림은 그림 2와 같다.

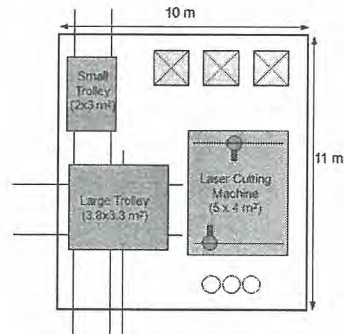


Fig. 2. 레이저 절단기의 배치도

2.5. 향후의 연구방향 및 내용

레이저절단 방식이 절단기를 원격으로 취급하기 쉽고 장치 자체의 크기가 비교적 작으므로 유력한 절단방식으로 부각되고 있다. 절단 시에 발생하는 연기(fume)와 용융찌꺼기(dross)의 원격제거 방안이 숙제로 남아 있지만 적절한 가변형 밀폐박스과 청소기가 개발되면 가능하리라 본다. 레이저 절단의 또 하나의 문제점은 절단능력인데, 절단능력이 증가된 높은 출력의 레이저가 계속 개발되고 있어 향후에 적용할 수 있을 것으로 기대된다.

3. 결론

ITER B형 방사성폐기물을 조사, 분석함으로써 적합한 절단장치를 선정하기 위한 예비연구를 수행하였다. 밴드쏘우 및 레이저 절단기가 ITER B형 폐기물 절단에 적합한 절단장치 후보로 분석되었으며, 향후의 개념설계 등을 위한 기초자료를 도출하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 ITER 기구 및 국가핵융합연구소 ITER 한국사업단의 지원을 받아 수행된 것입니다.

5. 참고문헌

- [1] Summary report: Type B waste amount estimate revision (ITER_D_2LKT6H).
- [2] Final report: Preliminary Study on RH Feasibility of ITER Type B Radwaste Treatment and Storage Equipment and Its Cost Assessment (ITER_D_32JCPD).

압력과 온도변화에 따른 LiCl의 휘발특성

은희철, 조용준, 이태교, 양희철, 김인태, 이한수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ehc2004@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원(KAERI)에서 연구되고 있는 사용후핵연료 건식처리공정(Pyroprocess)은 전처리시스템(pretreatment), 전해환원시스템(electroreduction), 전해정련시스템(electrorefining), 전해제련시스템(electrowinning) 등으로 구성되어 있다[1]. 그 중에서 전해환원시스템은 고온의 용융염에서 전기화학적 방법을 이용하여 산화물 형태의 사용후핵연료를 금속형태로 전환하는 공정으로서 Sr 및 Ba와 같은 열을 발생시키는 방사성 2족 핵종을 함유한 LiCl 염폐기물을 배출한다[2]. 이러한 LiCl 염내 존재하는 2족 핵종은 염화물 형태로 염내 용해되어 있고 LiCl과 비슷한 물리적 특성을 가지고 있어 그 분리가 쉽지 않다. 따라서 2족 핵종의 효과적인 분리를 위해 2족 핵종을 안정한 형태로 전환시키고 전환된 2족 핵종을 LiCl염에서 분리하기 위한 방법이 연구되어야 할 것이다. LiCl은 비교적 휘발성이 큰 물질로서 후자를 위한 방법으로 부산물 발생없이 효과적으로 LiCl염을 분리할 수 있는 방법이 증류이다[3].

따라서 본 연구에서는 감압조건에서 LiCl의 휘발특성을 분석하고자 감압조건에서 LiCl의 열적무게감량을 측정하였으며, 이를 통해 LiCl 증류를 위한 운전범위 결정자료로 제시하고자 한다.

2. 실험 및 결과

감압조건에서 LiCl의 열적무게감량 측정은 감압조건에서 운전이 가능한 열중량분석장치에서 실시하였으며, 그 개략도는 Fig. 1에 나타내었다. 이 장치는 크게 무게측정, 전기로, 냉각기, 필터, 진공펌프 등으로 구성되어 있으며, 1,100 °C까지 가열할 수 있고, 0.1 Torr까지 감압할 수 있다[4]. LiCl 휘발시험은 등온조건으로 600 oC에서 900 oC까지 실시하였고, 압력은 0.5 Torr와 5 Torr로 조절하였으며, 시료량은 약 40 g으로 고정하였다. 장치 내부를 비활성 분위기로 유지하기 위해 고순도

Ar 가스를 주입하였으며, 그 세부조건은 Table 1에 나타내었다. 휘발용기는 직경 3.7 cm의 알루미늄 도가니를 사용하였고 높이에 따른 단면적 변화가 없도록 하기 위해 실린더 타입으로 제작하였다.

휘발특성은 조건에 따라 산출된 휘발속도를 이용하여 분석할 수 있으며, 휘발속도를 계산하기 위한 식은 다음과 같다.

$$V_{EXP} = \frac{1}{A} \frac{dW}{dt} \quad [5,6]$$

여기서 V는 휘발속도(g/cm²-min), A는 휘발단면적(cm²), dt는 변화된 시간(min), dW는 변화된 무게(g)를 의미한다[5]. Fig. 2는 위 식과 각 운전조건에서 얻어진 무게감량결과를 이용하여 산출된 휘발속도를 나타낸 그래프이며, 온도가 증가할수록 압력이 감소할수록 휘발속도가 크게 증가함을 알 수 있다. 특히 0.5 Torr의 조건에서는 750 °C에서도 5 Torr의 900 °C의 조건에서와 유사한 휘발속도를 얻을 수 있음을 알 수 있으며, 이를 통해 감압은 운전온도를 크게 낮출 수 있는 인자임을 확인할 수 있다.

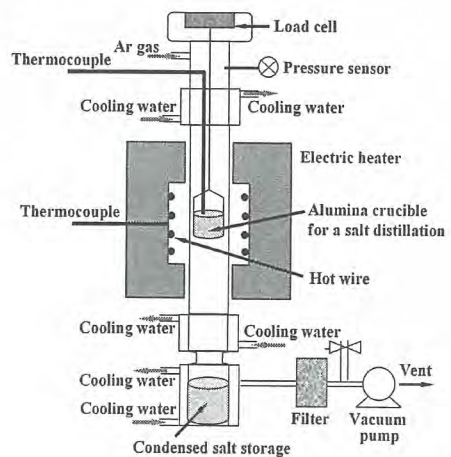


Fig. 1. A schematic diagram of salt distillation system for a thermo-gravimetric analysis

Table 1. Experimental conditions for a LiCl vaporization test

Temperature (°C)	600, 650, 700, 750, 800, 850, 900
Pressure (Torr)	0.5, 5
Sample weight (g)	40±0.5
Injection gas	Ar (High purity >99.999%)

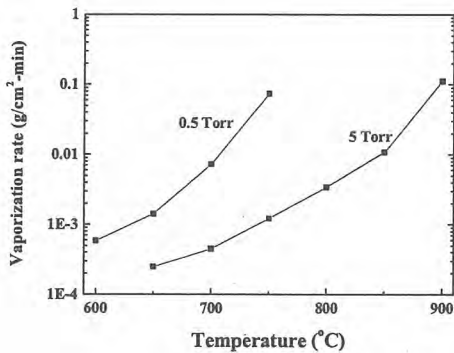


Fig. 2. LiCl vaporization rate

3. 결론

다른 물질에 비해 증기압이 큰 LiCl염에서 안정한 형태로 전환된 방사성 핵종을 분리하기 위한 방법으로 감압증류법이 효과적일 수 있다. 이를 적용하기 위해 감압조건에서 LiCl의 특성을 살펴 보았으며, 0.5 Torr의 압력과 750 °C의 온도에서 약 0.075 g/cm²·min의 휘발속도를 얻을 수 있어 감압을 통해 운전온도를 크게 감소시킬 수 있음을 확인하였다. 그러나 장치용량 증가에 따른 용이한 운전조건으로서 5 Torr이하의 압력과 850~900 °C의 온도가 적절할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] K. C. Song, H. S. Lee, J. M. Hur, J. G. Kim, D. H. Ahn, Y. Z. Cho, Nucl. Engin. Technol., 42(2), 131-144, 2010.
- [2] Y. Z. Cho, S. K. Byun, H. S. Lee and I. T. Kim, Concentration of Cs and Sr Elements Invaloved in a LiCl Waste Salt by Melt Crystallization Process, Proc. IPRC 2008, 121 (2008).
- [3] Garicia E., Dole V. R., Griego W. J., Lovato J. J., Axler K., Distillation separation of actinides from waste salts, Nuclear Materials Technology 1994 report, 61, (1994).
- [4] 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.
- [5] R. H. Lamoreaux, D. L. Hildenbrand, J. Phys. Chem., 13,151-173, 1984.
- [6] R. H. Lamoreaux, D. L. Hildenbrand, L. Brewer, J. Phys. Chem. Ref. Data, 16,419-445, 1987.
- [1] K. C. Song, H. S. Lee, J. M. Hur, J. G. Kim, D. H. Ahn, Y. Z. Cho, Nucl. Engin.

폴리머시멘트고화체물성에서의 '폴리머'의 영향

곽경길, 김태국, 지영용, 류우석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nkklkwak@kaeri.re.kr

요약

방사성농축폐액처리를 위한 Polymer-Modified-portlandcement 고화체는 Polymer 및 시멘트, 물 등을 혼합매질로 제조되며 농축폐액처리를 위하여 Emulsion Polymer를 사용하여 PMC 고화체를 제조하였으며 폴리머시멘트고화체의 물성을 평가하기 위하여 폴리머첨가에 따른 압축강도 및 밀도, 공극률변화와 폴리머와시멘트의 결합상태를 확인하기 위해 SEM사진을 통한 미세구조를 관찰하였다. 고화체의 시편제조에서 이들 매질의 최적혼합비를 찾기위해 Polymer 및 물, 시멘트의 혼합비를 1/1/2, 1/2/4, 1/3/9 등 혼합비에 따른 시편을 제조하였으며 경화시간별 압축강도를 측정하였으며 시편의 크기는 직경50, 높이100mm(L/D=2)인 시편을 제조하여 압축강도 및 암석의 공극률 및 밀도측정 표준시험법을 적용하여 Density 및 porosity를 측정하였다. 또한 폴리머와 시멘트의 결합상태를 확인하기 위해 SEM사진을 통한 미세구조를 관찰하였으며 시험결과, 폴리머의 함유량을 달리한 시험에서는 7%, 15%, 20% 폴리머의 함유량별 시험결과에 따르면 폴리머의 투입양이 증가할수록 압축강도가 감소하였으며 밀도 및 공극률시험에서는 폴리머의 투입양비율이 증가할수록 밀도 및 공극률이 감소하였다.

1. 서론

방사성농축폐액처리를 위한 Polymer-Modified-portlandcement 고화체는 포틀랜드시멘트 모르타르에 물성개질을 위해 Emulsion Polymer(열가소성수지)를 혼합하여 제조한 것으로 시멘트재료의 개질을 통해 내수성(물흡수 및 침투속도의 감소), 인성(Toughness) 및 침출특성을 증진시키며 시멘트의 결합강도를 향상시킨다.

2. 시험방법

Emulsion Polymer(열가소성수지)와 물, 시멘트를 사용하여 PMC고화체를 제조하여 압축강도측정 및 밀도, 공극률 등을 측정하여 폴리머 첨가에 따른 영향을 관찰하였다.

2.1 압축강도 측정시험

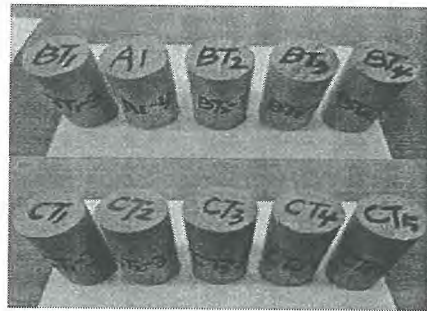


Fig. 1. 압축강도측정용시편 사진

2.1.1 혼합비에 따른 압축강도측정

Table 1. 혼합비에 따른 시편제조

Type	W/C(%)	혼합 무게비(Mixing Ratio)		
		Polymer	Water	Cement
A	50	1	1	2
A1	50	0.6	1	2
B	50	1	2	4
C	33.33	1	3	9

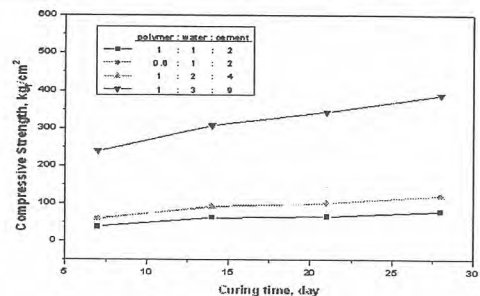


Fig. 2. 혼합비에 따른 압축강도

2.1.2 Polymer 함유량증가에 따른 압축강도측정

Table 2. 폴리머증가에 따른 시편제조

Type	W/C(%)	P/T(%)	혼합 무게비(Mixing Ratio)		
			Polymer	Water	Cement
CT1	33.33	7.7	1	3	9
CT2	33.33	11.11	1.5	3	9
CT3	33.33	14.28	2	3	9
CT4	33.33	17.24	2.5	3	9
CT5	33.33	20	3	3	9

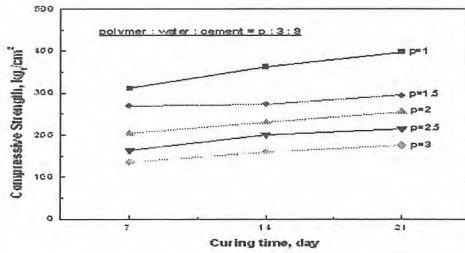


Fig. 3. 폴리머증가에 따른 압축강도

2.2 밀도 및 공극률 측정시험

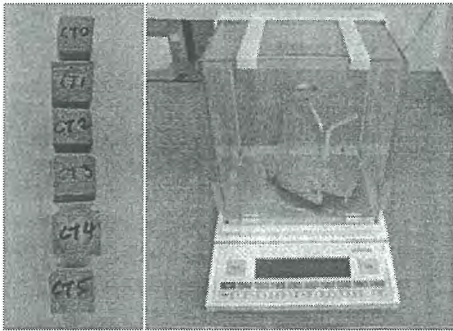


Fig. 4. 밀도 및 공극률 측정시험 및 저울

3. 시험결과 및 평가

3.1 밀도 측정결과

Table 3. Density 측정결과

Emulsion	Cement		
1.08	3.15		
	Polymer	Cement	Density
A	1	2	2.46
B	1	4	2.74
C	1	9	2.94
CT0	0	9	3.15
CT2	1.5	9	2.85
CT3	2	9	2.77
CT4	2.5	9	2.7
CT5	3	9	2.63

3.2 기공도 측정결과

Table 4. 기공도 측정결과표

기호	평균소결 밀도	편차	평균이론 밀도	편차	기공도
A	1.40	0.00	56.72	0.18	43.28
B	1.46	0.01	53.20	0.24	46.80
C	1.78	0.01	60.39	0.23	39.61
CT0	1.76		55.93		44.07
CT2	1.73	0.02	60.59	0.65	39.41
CT3	1.69	0.01	61.01	0.35	38.99
CT4	1.64	0.01	60.91	0.27	39.09
CT5	1.66	0.00	63.00	0.18	37.00

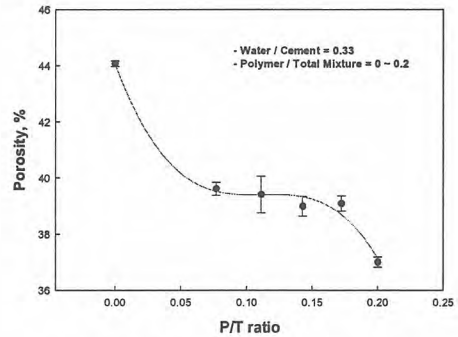


Fig. 5. 폴리머증가에 따른 기공도 변화

4. 결론

본 시험에서는 방사성농축폐액처리를 위한 Poly mer-Modified-portlandcement 고화체의 제조를 통해 폴리머의 첨가에 따른 밀도 및 공극률, 압축강도에 미치는 영향을 평가하여 아래와 같은 결론을 얻었다.

1. 최적혼합비도출시험에서는 P/W/C의 비가1/3/9인혼합비시편의 압축강도가 343.36 Kg/cm²로 가장 높았으며 폴리머의 함유량을 달리한 시험에서는 폴리머의 함유량이 7~15%이내의 폴리머함유고화체가 적합한 것으로 판단되었으며
2. 폴리머증가에 따른 압축강도측정은 폴리머의 투입양이 증가할수록 압축강도가 감소하였으며
3. 밀도 및 공극률 측정시험에서는 폴리머의 첨가량이 증가할수록 밀도 및 기공도가 감소하는것을 알수있었으며 이는 Emulsion Polymer의 밀도는 1.08이고 시멘트의 밀도는 3.15이므로 폴리머의 첨가로 인해 입자사이의 공극이 감소되나 밀도가 증가되지 않는 것은 저밀도 물질의 증가로 전체 밀도가 감소되는 것으로 판단되었다.

5. 참고문헌

- [1] 박헌희외, "고화체 특성규명연구", KAERI-NEMMAC/RR-65/92.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Low-Level Waste Licensing Branch Technical Position on Waste Form", Rev. 0. May 1983.

경막 용융결정화 공정에서 온도제어변경에 의한 LiCl 염 재생을 및 핵종분리 효율특성

정진석, 조용준, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

js305@kaeri.re.kr

1. 서론

금속 또는 산화물 사용 후 핵연료의 건식처리(pyroprocessing)를 통한 에너지 자원으로서의 이용성 또는 관리 안전성을 제고하는 연구가 전 세계적으로 활발하게 진행되고 있고, 이 과정에서 발생이 예상되는 폐기물 중 가장 문제가 되는 폐기물은 고준위 폐기물로 처리/처분 되어야하는 염 폐기물이다. 그 중 고온 전해환원공정(electrolytic reduction)은 사용 후 핵연료를 고온용융 LiCl계에서 Li_2O 를 이용하여 산화물 핵연료를 금속으로 전환시키게 된다. 이때 I/II족 핵종들은 염화물형태로 LiCl 염내에 존재하게 된다. 전해환원공정이 진행됨에 따라 LiCl 염내에는 고방열성 핵종인 Cs 및 Sr이 축적되어 이로 인한 발열로 더 이상 LiCl 사용이 불가능해지므로 LiCl 을 교체해야하고 고방열성 핵종을 포함하고 있는 LiCl염이 폐기물로 발생된다. LiCl 염 폐기물은 고방열성 핵종들을 포함하고 있기 때문에 모두 안정한 형태로 고화처리 되어야 하므로 최종 폐기물의 양이 크게 증가하게 된다. 따라서 I/II족 고방열성 핵종을 분리한 후 분리된 고방열성 핵종만을 고화처리하고 나머지 정제된 LiCl염은 전해환원 공정에 재사용하는 방법을 사용한다면 폐기물의 양을 획기적으로 줄일 수 있다. 따라서 본 연구에서는 경막형 용융결정화 방법을 이용하여 결정화 공정에 있어서 초기 염층 온도 설정에 있어 용융된 염층의 온도고정 방법과 히터 온도고정 방법으로 LiCl 염 폐기물 정제와 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 I/II족 핵종의 분리효율을 최적화하기위해 연구를 수행하였다.

2. 실험 및 결과

본 연구에 사용한 lab-scale 경막결정화 장치를 나타내고 있다(Fig. 1). 장치는 크게 결정판 외부에 결정을 생성시키는 결정화로, 결정판 외부에 형성되어 있는 결정을 용융시켜 분리하는 용융로,

결정판 및 이동장치, 냉각공기 투입장치, 온도변화 display계, 그리고 결정화기로 구성되어 있다.

본 실험에서는 경막결정화 장치를 통해 LiCl 염 폐기물 정제와 LiCl 염 폐기물 내 포함되어 있는 Sr, Cs 분리 효율을 최적화하기 위해 초기 염층 온도 제어에 있어서 히터 온도고정 방법과 염층 온도고정 방법을 비교 실험을 하였다. 초기 염층 고정온도 제어는 히터가 염층의 온도를 제어 할 수 있는 스위치를 추가 장착 하였고, 이것으로 결정화공정 이전에 염층 온도고정을 위해 결정화기 있는 염층 온도측정계를 히터로 연결하여 일정 온도를 유지 할 수 있게 개조하였다. 이전의 히터 온도고정과 달리 결정이 생성되는 원리는 같으나, 염층 온도고정 시스템에서는 히터의 제어 속도의 오차가 생기게 되므로 히터에서 온도보정을 위해 온도가 오르고 내리고를 일정구간을 반복하여 용융점 부근에 온도를 고정하고 결정화 공정을 수행하였을 시 Fig. 3 과 같이 히터 온도고정과 다른 온도분포로 실험이 진행되었다. 이와 같이 염층 온도고정 시스템에서는 결정을 형성시킬 때 이러한 온도 변화에 따라 생성된 결정의 용융점과 결정형성을 반복하여 sweating 현상이 일어나게 된다.(Fig. 4) 염층 온도고정과 히터 온도고정 실험의 비교를 위해 각각의 조건 및 결과는 Table. 1 에 나타내었다.

결과적으로 이전의 히터 온도고정 시스템은 80% 이상의 핵종분리 효율과 60% 이상의 염회수율을 나타내었지만, 염층 온도고정 시스템은 99% 이상의 핵종분리 효율을 나타내었고, 염회수율에 있어서는 2회 실시하여 30% 미만의 염회수율 결과를 보였다.(Fig. 4)

3. 결론

본 연구에서는 경막결정화 장치를 이용한 결정화 공정에서 초기 염층 온도고정에 있어 용융된 염층의 온도 고정 방법과 히터 온도고정 방법으로 LiCl 염 폐기물 정제와 LiCl 염 폐기물 내

포함되어 있는 Sr, Cs 의 분리효율을 최적화하는 연구를 수행하였다. 온도고정 시스템은 용융점에 근접하게 설정하고 약 30℃ 의 오차범위를 갖으며 온도가 오르고 내림을 반복하며 시간이 지날수록 서서히 증가하는 것을 알 수 있다. 이것은 염층 온도고정 후 냉각 공기가 흐름에 따라 염층 온도가 낮아지면서 히터가 설정값을 보정하기 위해 과전압이 걸려 꾸준한 온도 상승이 일어난다고 볼 수 있다. 이로 인해 염 회수율은 높은 온도로 인해 낮아지게 되었고, 핵종분리효율의 경우 결정화기에 성형된 결정이 용융되고 고화되는 과정을 반복함으로써 순도 높은 결정이 형성이 되어 99% 이상의 핵종분율을 나타내었다. 이와 반대로 히터 온도고정의 시스템에서는 염층온도의 변화가 염층 온도고정시스템과 달리 서서히 떨어져 염 회수율은 높으나 염층 온도고정시스템과 같은 sweating 요소가 없기 때문에 핵종분리효율은 염층 온도고정시스템보다 떨어짐을 알 수가 있다.

Table 1. Detailed experimental conditions

	method	유량	시간
#1	히터 고정	10min--25 l/min	120min
		110min--45 l/min	
#2	고정	10min--25 l/min	180min
		170min--45 l/min	
#3	염층 고정	60min--45 l/min	60min
#4	고정	120min--45 l/min	120min

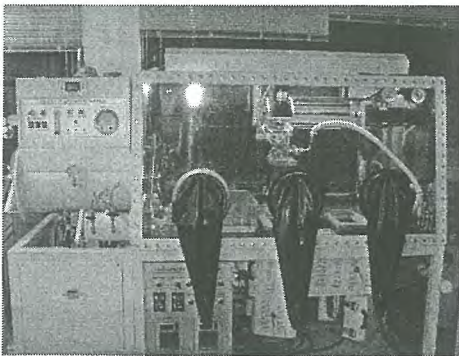


Fig. 1. Experimental apparatus(layer crystallizer)

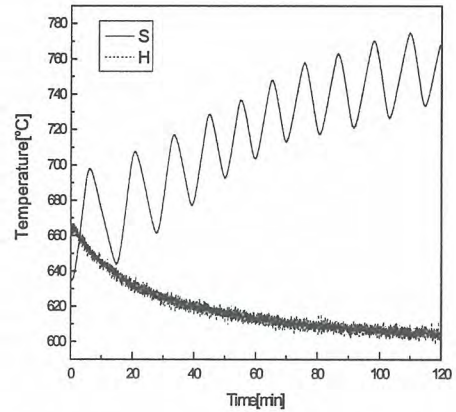


Fig. 2. Change of the molten salt temperature



Fig. 3. The effect of the sweating factor

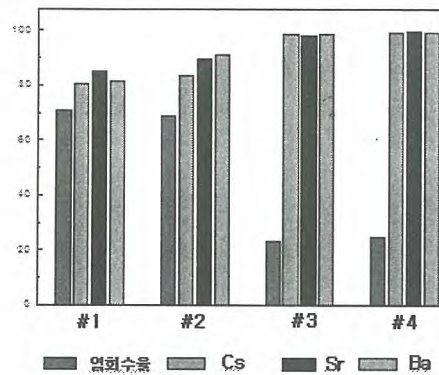


Fig. 4. Cs, Sr and Ba separation and salt recovery factor efficiency by using two method

이동형 불활성기체 제거장치의 성능 및 경제성 평가

이동우, 송중순*, 윤영호

한국수력원자력(주), 전남 영광군 홍농읍 계마리 영광원자력본부

*조선대학교, 광주광역시 동구 서석동

ily78@khnp.co.kr

1. 서론

핵연료에서 원자핵분열을 통해서 생성된 핵분열생성물은 기체, 액체, 고체 상태로 핵연료봉 안에 안전하게 존재하여 원자로냉각재는 높은 방사능을 갖고 있진 않다. 그러나 핵연료봉에 손상이 있을 경우 핵분열생성물은 원자로냉각재로 누출되고 원자로냉각재는 높은 방사능을 띄게 된다.

영광 4호기 11주기 운전 중 발생한 연료결함에 따른 방사성 기체 영향을 11차 O/H 기간 동안 최소화하기 위하여 불활성기체 제거장치를 개발하였고, 성능시험 및 실증시험을 완료하였다.

2. 본론

2.1 이동형 불활성기체 제거 설비 개발 배경

영광 4호기 11주기 운전 시 연료손상 징후가 보이며 원자로냉각재 계통의 방사능 준위가 이전 주기 대비 크게 올라갔다. 원자로냉각재는 정화필터와 탈염기 및 가스탈기기를 통하여 정화운전을 하게 된다. 또한 O/H를 하기 전 물리/화학적 탈기를 하여 원자로냉각재 내 방사성 기체를 최대한 제거한다. 그러나 O/H 시에는 계통감압에 따른 핵연료봉 내부 방사성물질의 추가 누출 및 원자로냉각재계통 기상부에 존재하는 방사성 기체로 인하여 계통 개방 시 격납건물 내부 공기오염도가 증가될 것으로 예상되었다.

원자력발전소 설계개념(10 CFR 50)에 따라 격납건물 내 공기오염도 관리를 위하여 저체적배출팬을 이용한다. 저체적배출팬은 HEPA Filter와 활성탄을 이용하여 입자 및 Iodine과 같은 방사성 물질을 제거하고 격납건물 외부로 배출한다. 그러나 Xenon과 Krypton과 같은 불활성기체는 활성탄과 잘 반응하지 않아¹⁾ 제거하기가 힘들다.

격납건물 내부의 공기오염도 관리 및 저체적배출팬의 불활성기체 방출제한치를 지키기 위하여

불활성기체 제거를 위한 추가적인 장비가 필요하게 되었다.

2.2 불활성기체 제거 원리 및 장비 구성

불활성기체는 그 물리/화학적인 안정성으로 인하여 제거가 매우 어렵다. 원자력발전소에서 사용하는 기체 방사성폐기물 처리계통(GRS)에서는 Charcoal Delay Bed에서 물리적인 흡/탈착을 반복시켜 이동속도를 지연시키고 자연붕괴를 이용하여 기체 폐기물을 처리한다. 동 계통은 핵연료결함이 없는 정상 운전 및 계획예방정비기간 동안 발생되는 불활성기체는 정상적으로 처리(정상 처리량 : 2.5 cfm)가 가능하다. 그러나 핵연료결함이 발생될 경우에는 통상적으로 정상 운전 대비 약 100배 이상의 불활성기체가 발생되는 것으로 국내·외 적으로 보고되고 있으며, 이와 같은 발생량을 처리하기 위해서는 별도의 대용량의 활성탄이 필요하다.



Fig. 1. Equipment Appearance

이번에 개발한 장비는 초저온에서 활성탄의 불활성기체 흡착률이 크게 증가하는 원리를 이용하여 소형으로 제작할 수 있다. 계통은 크게 3단계로 이루어진다. 첫번째 단계에서는 전처리 필터에서 유입된 공기 내의 수분, CO₂, NO₂ 및 입자를 제거한다. 두번째 단계에서는 냉동기를 사용하여 초저온에서 활성탄을 이용하여 불활성기체를 1차로 흡착한다. 세번째 단계에서는 액체질소를 이용하여 초저온으로 냉각시켜 활성탄에서 불활성기체를 2차로 흡착한다.

1) 불활성기체 제염계수는 1 (10 CFR 50)

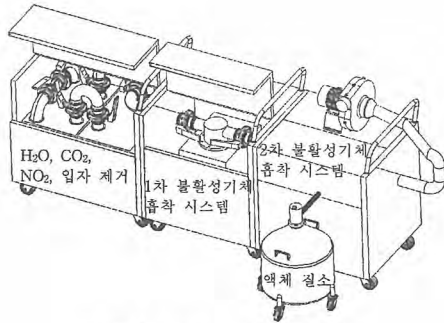


Fig. 2. Equipment Assembly

2.3 성능시험

2.3.1 1차 성능시험(RCS 기체 시료)

Table 1. The 1st Performance Examination

구 분	전 단 (Bq/cc)	후 단(Bq/cc)		
		0.5 시간	1 시간	1.5 시간
^{85m}Kr	1.74×10^0	N/D	N/D	N/D
^{87}Kr	2.00×10^0	N/D	N/D	N/D
^{88}Kr	3.50×10^0	N/D	N/D	N/D
^{89}Kr	4.97×10^{-1}	N/D	N/D	N/D
^{133}Xe	1.71×10^1	N/D	N/D	9.86×10^{-2}
^{133m}Xe	3.75×10^{-1}	N/D	N/D	N/D
^{135}Xe	8.57×10^0	1.06×10^{-2}	3.26×10^{-2}	2.98×10^{-2}
^{135m}Xe	7.03×10^{-1}	N/D	N/D	N/D
^{137}Xe	1.24×10^0	N/D	N/D	N/D
^{138}Xe	2.11×10^0	N/D	N/D	N/D

시료 분석은 시간을 두고 3회에 걸쳐 수행하였다. 분석 결과 Krypton의 제거효율은 100%이고, Xenon은 약 99.8%의 제거효율을 보였다.

2.3.2 1차 성능시험(PZR 기상부 시료)

Table 2. The 2nd Performance Examination

구 분	전 단 (Bq/cc)	후 단(Bq/cc)
		1분
^{133}Xe	2.75×10^1	1.60×10^{-3}
^{135}Xe	2.51×10^2	5.79×10^{-4}

시료 분석은 2회 실시하였으며, Xenon은 약 99.9%의 제거효율을 보였다.

2.3.3 주요 공정별 실증 시험

Table 3. The Actual Examination

공 정	성 능	공기오염도(DAC)
가압기 M/W 개방	100%	0.14
S/G M/W 개방	100%	$^{*}1.07 \rightarrow 0.2$
원자로 Head 배기	100%	0.20

* 30분 후에는 0.2 DAC로 감소됨

2.4 경제성 평가

2.4.1 경제성 평가 결과

Table 4. Economical Evaluation

평 가 대 상	연료결합 발생 경우	연료결합 미발생 경우
중사자 피폭저감 금액	34,272,000원	5,140,800원
공기오염에 따른 공정 지연 비용	5,580,000,000원	372,000,000원
정량적 효과금액	56억	3억 8천

2.4.2 경제성 평가 세부 산출 근거

중사자 피폭저감금액과 공기 오염으로 인한 마스크 착용 시 작업 효율 저하에 따른 공정 지연 비용은 다음과 같이 계산했다.

피폭저감금액 = O/H 피폭저감선량²⁾ × 피폭단가³⁾
 공정지연에 따른 손실비용 = 공기오염에 따른 공정 지연일⁴⁾ × 1일 전력 판매 금액⁵⁾

2.4.3 개발 비용 대비 예상 이득

이동형 불활성기체 제거설비의 개발에는 약 9천 만원이 소요되었으며 예상 설계수명은 15년이다. 소형으로 이동이 가능하기 때문에 하나의 설비로 2개 호기에서 약 15년간 사용 가능하다. 이후 운전주기에 대해서도 추가적인 연료결합이 있을 경우를 고려하면 설비 개발에 따른 경제적 이득은 더욱 커질 것이다.

3. 결론

이동형 불활성기체 제거설비를 개발함으로써 O/H 시 중사자피폭선량을 줄일 수 있었으며, 호흡장비 미착용에 의한 작업환경 개선으로 공기지연 방지 및 정비 품질 향상, 방사선안전관리 업무량 감소 등의 유형적인 이득을 취할 수 있었다. 그리고 방사성 기체 방출량을 저감화시킴으로써 지역주민의 신뢰도 향상 및 회사 이미지 상승 등의 무형적인 이득을 기대할 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] 한국원자력연구원, 크립톤 및 크세논 처리기술, 2003
- [2] 영광 제2발전소, 이동형 불활성가스 제거장치 운전, 2010
- [3] 영광 제2발전소, 연료결합시 O/H기간 격납건물내 공기오염도 관리, 2010

2) 집단선량 : 400명(일 출입인원) × 0.12mSv/1명(일 피폭량) × 30일(OH 공정)

3) 피폭단가 : 17\$/man-mSv(KINS Model, Alpha Value in Korea, '07)

4) 마스크 착용 기간(OH, 30일) × 20%(공정 지연비율) = 6일

5) 전력거래용계, 발전처 '09년 발전계획=930,000,000원/일

펄티에 소자를 이용한 소형 열량계 특성시험

송규민, 고병욱, 이계우, 이숙경, 손순환, 장민호*, 윤세훈*, 강현구*, 조승연*, 정기정*, 정홍석**

한전전력연구원, 대전광역시 유성구 문지로 65

*국가핵융합연구소, 대전광역시 유성구 신성로 14

**한국원자력연구원, 대전광역시 대덕대로 1045

kmsong@kepri.re.kr

1. 서론

국제핵융합실험로(ITER: International Thermo-nuclear Experimental Reactor)는 핵융합연료로 삼중수소를 사용할 예정이며, ITER로 운반된 삼중수소는 삼중수소 로딩 시스템으로 장입되기 전, 밀봉상태에서 삼중수소 열량계를 이용하여 재고량을 측정한다[1-3].

본 연구에서는 열유량 측정용 센서로 펄티에 소자를 적용한 소형 열량계를 제작하고 삼중수소 재고량 측정을 위한 열량계 특성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 펄티에 소자

본 연구의 소형 열량계에 적용한 열유량 측정 센서는 펄티에 소자이다. 펄티에 소자는 Figure 1과 같은 다양한 형태로 사용하고 있다. 펄티에 소자 양단에 직류전압을 인가하면 열이 흡열부에서 발열부로 이동하게 되어 흡열부는 온도가 떨어지고 발열부는 온도가 올라가게 된다. 이를 컴프레서 등에 이용하면 구동장치가 없는 무소음의 간편한 냉각장치를 만들 수 있으며 동시에 가열장치로도 이용할 수 있다.

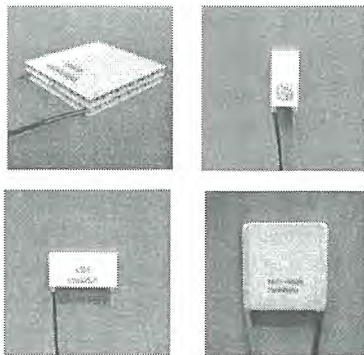


Fig. 1. Peltier elements

하지만 본 연구에 적용한 열량계의 열유량 측정 센서로서 펄티에 소자는 Figure 2에서처럼 펄티에 효과의 가역반응인 제베크효과, 즉, 열량계 내부에서 외부로 열전달 시 펄티에 소자를 통과하게 되면 기전력이 발생하는 열전대와 동일한 원리를 이용하였다. 이 원리를 이용하여 열유량을 측정하고 열량계 내부에 발생하는 삼중수소 열량을 측정하여 그 재고량을 알아내는데 이용할 수 있다.

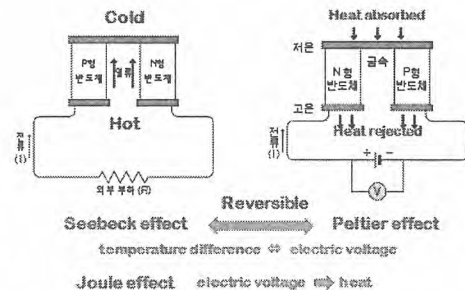


Fig. 2. Comparison of Seebeck, Peltier and Joule effects

2.2 실험방법

본 연구에서 제작한 소형 열량계는 알루미늄의 이중용기로 되어 있으며 내부 용기에는 삼중수소 붕괴열을 모사하기 위한 Kool-Pak MP850 히터가 들어가며 이중용기 사이에 펄티에 소자가 장착되어 있다. 펄티에 소자가 들어간 이중용기 사이의 빈공간은 열전달을 줄이고자 단열재로 채웠다. 열선과 펄티에 소자 전선은 피드쓰루를 통해 내부 용기와 외부용기 밖으로 나올 수 있도록 하였다. 펄티에 소자에서 감지되는 기전력은 Drake 45A 모델을 이용하여 3초 간격으로 측정하고 이를 컴퓨터 데이터취득 프로그램과 연결하여 저장하였다.

열량계는 항온기에 설치하여 외부 온도를 일정하게 유지시켰다. Figure 3은 항온기 내부에 설치된 소형열량계의 모습이다. 오른쪽 2개 포트는 내

부 알루미늄 용기의 히터로 전원을 공급하기 위한 것이며, 왼쪽 2개 포트는 이중용기 사이에 장착된 펠티에 소자의 기전력을 측정하기 위한 것이다.

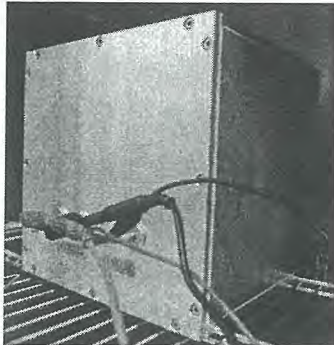


Fig. 3. A small volume calorimeter using Peltier elements as heat flow sensors

검량선 측정을 위하여 내부 히터에 공급되는 전력과 펠티에 소자로 측정된 기전력은 Table 1과 같다. 삼중수소 붕괴열 모사용 히터는 전압을 제어하며 이때 히터로 인가되는 전류를 측정하여 전력을 계산하였다.

Table 1. Power loaded and EMF of Peltier elements

No.	Voltage [V]	Current [A]	Power [W]	E.M.F [V]
1	2	0.1372	0.2744	0.0010
2	4	0.1494	0.5976	0.0040
3	6	0.23017	1.3810	0.0088
4	8	0.3091	2.4728	0.0154
5	10	0.3953	3.9530	0.0242
6	12	0.4744	5.6928	0.0348
7	14	0.5479	7.6706	0.0476

2.3 결과 및 고찰

Figure 4는 펠티에 소자를 장착한 소형 열량계에서 공급전력과 펠티에 소자로 측정된 기전력간의 상관관계 검량선을 나타낸 그림이다. 가로축은 히터에 인가된 전력 즉 삼중수소 재고량으로 환산할 수 있는 값이며, 세로축은 펠티에 소자에서 측정된 기전력 값을 나타낸 것이다. 그림에서 볼 수 있듯이 측정값과 검량선간 오차에 대한 표준편차는 0.0392%로 선형관계를 잘 유지하고 있는 것을 알 수 있다. 여기서 구한 검량선을 이용하면 미지의 삼중수소에 대해 기전력을 측정하여 붕괴열을 알아낼 수 있고 삼중수소 재고량을 계산할 수 있다.

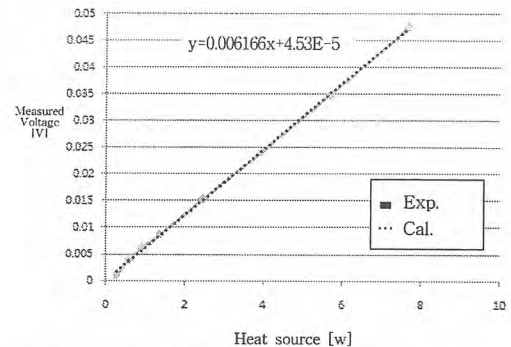


Fig. 4. Calibration curve of a small volume calorimeter

3. 결론 및 향후계획

펠티에 소자를 이용한 소형 열량계를 제작하여 검량선을 구했다. 본 열량계를 이용하면 삼중수소 밀봉선원에서 발생하는 열량에 대한 기전력 측정을 통해 삼중수소 재고량을 알아낼 수 있으며, 추가로 열량계의 측정조건 및 구조변형을 통해 정밀도를 높이고 다양한 형태로 적용할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부와 지식경제부의 국제핵융합실험로 공동개발사업으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] K.-M. Song, "Status of TLS calorimeter development", Bilateral meeting between ITER-IO and KO-DA, Feb. 2-3, 2010.
- [2] 송규민, 고병욱, 이계우, 손순환, 강현구, 윤세훈, 장민호, 조승연, 정기정, 구대서, 정홍석, "ITER 삼중수소 저장 및 공급시스템의 삼중수소 측정과 재고관리방안", 한국방사성폐기물학회, 2009년 추계학술대회 논문요약집, 5-P-19, 2009.
- [3] 송규민, 이계우, 고병욱, 손순환, 정양근, 장민호, 윤세훈, 강현구, 조승연, 정기정, 정홍석, "삼중수소 저장용기 열용량이 삼중수소 열량계 특정성능에 미치는 영향", 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술대회 논문요약집, p85-86, 2010.

무기매질(SAP 1071)을 이용한 LiCl-KCl 염폐기물 탈염화 및 고화

여선옥, 박환서, 박현혜, 조인학*, 김인태, 안병길, 조용준

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

sunokv@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염내에서 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료에서 U과 TRU 금속을 회수하는 사용후핵연료 건식처리공정(pyrochemical process)에서는 핵분열생성물을 함유한 방사성 염폐기물이 발생된다. 이 염폐기물내에 함유되어 있는 핵분열생성물들은 대부분 염화물 형태로 존재하며, 높은 휘발성과 유리매질과의 낮은 적합성 등과 같은 물리화학적 특성 때문에 기존의 고화방식을 적용하는데 어려움이 있다[1]. 본 연구에서는, 무기매질(SAP 1071)을 이용한 LiCl-KCl 염폐기물의 탈염화 및 고화특성을 살펴보았다.

2. 실험 및 결과

무기매질 ($\text{SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5$, SAP)은 졸겔공정(sol-gel process)을 이용하여 제조되었다. Si, Al, P의 전구물질로서 tetraethyl orthosilicate (TEOS, Aldrich, 98%), aluminum chloride ($\text{AlCl}_3\cdot 6\text{H}_2\text{O}$, Junsei, 98%) 그리고 phosphoric acid(H_3PO_4 , Junsei, 85%)가 사용되었다. Si/Al/P의 몰비는 1/0.75/1로 조절되었다. SAP은 90 wt%의 LiCl-KCl, 5 wt%의 CsCl 그리고 5 wt% SrCl_2 로 구성된 모의염과 혼합시켰고, 혼합비율은 SAP/모의염이 3이 되도록 하였으며 350 °C~650 °C의 온도에서 10~24시간동안 반응시켰다. 탈염화반응 후 생성물의 고화체 제조를 위한 chemical binder로서 다른 조성을 가지는 유리를 사용하였으며, 그 조성은 Table 1과 같다.

LiCl-KCl 염폐기물과 SAP 1071의 탈염화반응 후 잔류하는 생성물의 이론적 무게는 약 88.3 wt%이며, 실제 실험에서 잔류물의 무게는 약 88.8 wt%였다. 탈염화반응온도가 350 °C에서 650 °C까지 증가할 때 탈염화 반응율은 약 7%에서 100%까지 증가하였다. 반응시간을 10시간으로 고정하면서 반응온도를 단계별로 연속적으로 증가

시키면서 탈염화반응성을 살펴보았다. 550 °C까지 온도를 증가시켰을 때 최대 반응율은 약 65%였고 650 °C에서 반응이 종료되었다. 낮은 온도에서는 LiCl-KCl내 LiCl의 반응이 우선적으로 진행될 것으로 판단되며 이는 미반응 잔류염의 용융점을 증가시킬 것으로 사료된다. 이러한 이유에서 원래 LiCl-KCl 공융염의 공융점(360 °C)보다 높은 온도에서도 65%의 탈염화 반응율을 보이고 650 °C에서 그 반응이 종료되는 것으로 판단된다. 이러한 경향은 TGA 분석결과에서 확인할 수 있었다.

탈염화반응 생성물의 고화체 제조는 혼합비율(25~40wt%)과 반응온도(950~1150 °C)를 변화시키면서 수행하였다. 제조된 고화체는 대부분 bulk phase separation을 보이지 않고 매우 규질한 형태를 보였다. 그러나 고화체의 밀도와 경도를 낮추는 약간의 내부 기공이 존재하였다. 실험조건에서 AlFe_3 의 경우가 상대적으로 가장 높은 밀도를 보였다. 1050 °C보다 고화온도를 증가시키에 따른 고화체 phase의 변화는 크지 않을 것으로 판단되었다.

고화체 제조과정에서의 휘발성 물질의 휘발정도를 살펴보기 위해 고화체 제조 전후의 무게변화를 측정하였다. 그 결과 무게변화는 온도, 유리함량 그리고 유리조성에 영향을 받지 않는 것으로 확인되었으며, 무게 변화는 error range로서 무시할 만할만큼 크지 않아 고화체 제조과정에서 휘발성물질이 거의 휘발되지 않는 것으로 판단된다.

1050 °C에서 제조된 고화체를 이용하여 PCT-A 방법에 따른 침출시험을 실시하였다. 그 결과, 일반적인 무게 손실은 알칼리 금속에 대해서는 약 $10^{-1}\sim 10^{-2}$ g/m², 알칼리토 금속에 대해서는 $10^{-1}\sim 10^{-3}$ g/m² 그리고 고화체의 주요 원소에 대해서는 $10^{-1}\sim 10^{-3}$ g/m²였다. 주요 방사성핵종(Cs, Sr)에 대한 침출 저항성은 다른 방사성폐기물 고화체에 비해 매우 우수한 것으로 확인되었다.

Table 1. Glass composition used for consolidation of reaction products after a dechlorination test

	Al-Fe	Al-Fe1	Al-Fe2	Al-Fe3	Al-Fe4
Al ₂ O ₃	11.54	9.95	10.36	10.77	9.03
B ₂ O ₃	5.77	6.47	6.73	7.00	11.74
CaO	15.38	10.95	9.32	7.53	2.71
Fe ₂ O ₃	11.54	9.95	8.33	6.82	9.03
Li ₂ O		2.99	3.11	3.23	2.71
Na ₂ O	5.77	5.97	6.22	6.46	6.05
SiO ₂	50.00	53.73	55.94	58.18	58.72

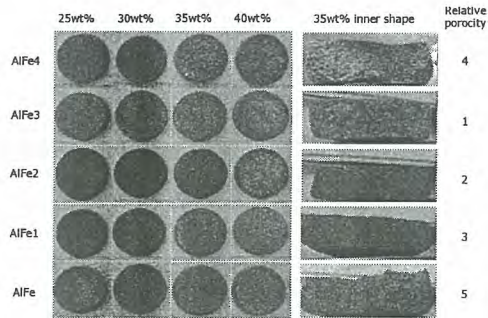


Fig. 1. Photos of consolidated products with different glasses at 950 °C.

3. 결론

본 연구에서는 무기합성매질을 이용한 LiCl-KCl 염 폐기물의 안정화 및 고화에 대한 특성이 조사되었다. 탈염화 방법은 고화체 제조과정에서 휘발성 방사성핵종 또는 화합물을 안정적으로 제어할 수 있는 좋은 방법임을 확인할 수 있었다. 기공이 없이 높은 균질성 및 밀도와 강도를 가지는 고화체를 제조하기 위해 일정 고화온도에서 유리조성과 탈염화반응 생성물 사이의 적합성에 대한 연구가 추가되어야 할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

- [1] B.L. Metcalfe, I.W. Donald, Candidate Wasteform for the Immobilization of chloride-Containing Radioactive Waste, Journal of Non-Crystalline Solids, Vol. 348, pp. 225, 2004.

표면온도 제어방식에서 무기합성매질을 이용한 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성시험 및 염소가스 회수

조인학, 박환서*, 여선옥*, 은희철*, 김인태*, 조용준*, 김동표

충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 79

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

choinhak@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염내에서 전기화학적 방법을 이용하여 사용후핵연료에서 U과 TRU 금속을 회수하는 사용후핵연료 건식처리공정(pyrochemical process)에서는 핵분열생성물을 함유한 방사성 염폐기물이 발생된다. 이러한 염화물계 방사성 폐기물은 900℃이하에서 대부분이 휘발되는 물리적 특성을 가지기 때문에, 기존의 유리고화공정에 직접 적용하기 어렵다. 특히, 90wt%이상이 비방사성 알칼리 염화물로 구성되어 있어 현존하는 고화기술로는 만족할만한 수준의 수화학적 안정성을 얻는데 어려움이 따르기 때문에 pyroprocess를 연구 또는 개발하고 있는 여러 선진국에서는 새로운 고화방법들을 개발하고자 많은 연구를 진행하고 있으며, 발표된 연구결과들에 따르면 고화체의 내구성은 우수한 반면에 안정화의 관점이 전해질인 Cl에 치우쳐 있기 때문에 최종 처분되어지는 고화체의 부피가 상대적으로 크며 공정과정이 고온에서 장시간 이루어지는 단점을 가짐을 알 수 있었다. 이러한 문제점을 해결하기 위해서는 알칼리 염화물이 가지는 열적/화학적 불안정성을 제거하는 방법으로 무기합성매질을 이용하여 탈염화한 후 고화매질을 이용하여 고화하는 공정개념이 효과적일 것이라 판단된다.

본 연구에서는 표면온도 제어방식에서 무기합성매질을 이용한 모의 LiCl 염폐기물의 탈염화 특성시험을 수행하였으며, 탈염화과정에서 발생하는 다량의 Cl₂ 가스를 회수하여 재사용하기 위해 염소가스 흡수시험을 실시하였다.

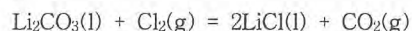
2. 본론

AlCl₃·6H₂O, H₃PO₄, FeCl₃ 및 TEOS(tetraethly orthosilicate, Aldrich, Germany) 등을 원료물질로 사용하여 Table 1과 같이 물비를 변화시켜

sol-gel법에 의한 무기합성매질(SAP)을 제조하였다. 사용된 모의 염폐기물은 LiCl이며, 무기합성매질과 LiCl의 혼합비는 이전의 기초실험결과를 바탕으로 무게비를 2:1로 수행하였다. 반응시간은 35~50 h, 반응온도는 표면온도를 기준으로 500℃ ~ 750℃까지 단계적으로 증가시켰다.

Fig. 1은 SAP125 1kg과 LiCl을 0.5kg 혼합한 시료의 온도에 따른 탈염화반응의 결과를 나타낸 것이다. 반응온도는 초기에 500℃부터 시작해서 50℃간격으로 단계적으로 700℃까지 수행하였다. 그림에서 볼 수 있듯이, 반응온도에 따라 반응점이 나타났다. 초기 500℃에서 반응속도는 급격하게 증가되었으며, 이 때 LiCl의 탈염화 반응율은 약 15wt%였다. 550℃에서 반응속도는 높았지만, 반응율은 큰 폭으로 증가되지는 않았다. 반응온도가 600℃ 이상일 때 반응율이 크게 증가되었으며, LiCl의 용융온도인 605℃ 이상인 반응온도 650℃에서는 반응속도와 반응율이 증가폭이 훨씬 크게 나타났고, 700℃에서는 반응속도와 반응율이 현저하게 낮게 나타나 650℃에서 반응이 대부분 진행되었을 것으로 판단된다. 따라서 금속염화물의 탈염화를 위해서는 용융온도 이상으로 설정할 때 반응속도와 반응율이 효과적으로 진행됨을 알 수 있다.

이상의 LiCl의 탈염화과정에서는 많게는 약 20,000ppm의 염소가스가 배기가스로 배출되기 때문에 배기가스 중 염소가스를 반드시 제거하여야 한다. 이를 위해 고온에서 용융된 알칼리탄산염을 이용한 고농도 염소가스 흡수시험을 실시하였으며, 공정장치의 개략도는 Fig. 2에 나타내었다. 본 장치의 공정개념은 다음의 반응식으로 표현할 수 있다.



이 공정을 통해 고농도의 염소가스는 LiCl 염화물 형태로 회수하여 전해공정에서 재사용이 가능하고 또한 고농도의 염소가스를 효과적으로 제어

할 수 있어 경제성과 친환경성을 동시에 얻을 수 있다. 실제 LiCl 탈염화공정에서 발생하는 고농도의 염소가스를 50L/min의 유량으로 희석(최대농도 2,500 ppm)하여 처리한 결과 배기가스에서 염소가스가 검출되지 않았으며, 이를 통해 99%이상의 염소가스를 처리 및 회수할 수 있음을 알 수 있었다.

Table 1. Composition of source materials for a inorganic agent(SAP) synthesis

	SAP125	SAP1071	SAP(Fe)-1
H ₃ PO ₄	1.25	1	1
TEOS	1	1	1
AlCl ₃ · 6H ₂ O	1	0.75	0.9
FeCl ₃	-	-	0.1

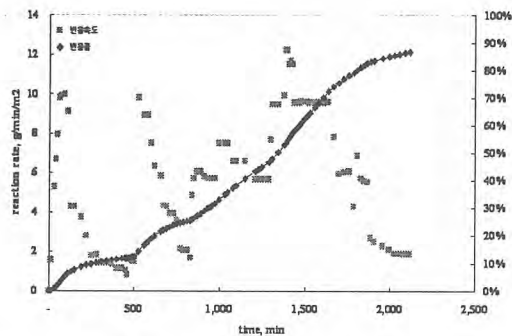


Fig. 1. Results of LiCl dechlorination by using SAP125.

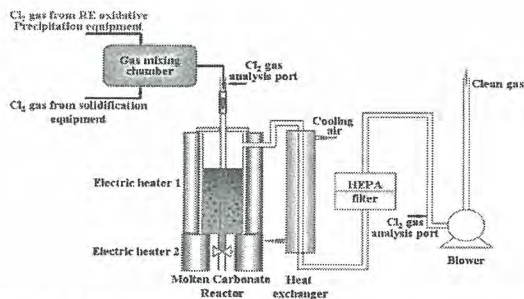


Fig. 2. A schematic diagram of chlorine gas removal apparatus.

3. 결론

금속염화물 고화체 안정성과 부피감량을 목적으로 표면온도 제어방식에서 무기합성매질(SAP)을 이용한 모의 LiCl 염폐기물의 탈염화 및 염소

가스 회수시험을 실시하였으며, 그 결과 표면온도를 금속염화물의 용융점 이상으로 운전할 때 반응율과 반응속도가 효과적으로 나타남을 알 수 있었고, 이 때 발생된 고농도 염소가스는 고온 용융된 알칼리탄산염을 이용하여 대부분 회수 및 재사용 가능함을 확인할 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] Environmental Science & Technology, "Stabilization/solidification of radioactive molten salt waste via gel-route pretreatment", 41, 1345, 2007.
- [2] Environmental Science & Technology, "Stabilization/Solidification of Radioactive Salt Waste by Using $x\text{SiO}_2-y\text{Al}_2\text{O}_3-z\text{P}_2\text{O}_5$ (SAP) Material at Molten Salt State", 42, 9357, 2008.

기체유출물의 ^{14}C 분석을 위한 Dual Label 소광보정법 적용

박경록, 이정진, 박종길

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

knpark@khnpp.co.kr

1. 서론

국내 원전에서 방출되는 기체유출물에 존재하는 ^{14}C 의 방사능을 분석하는데 액체섬광계수기를 활용하고 있다. 액체섬광계수기는 시료의 소광현상에 따라 효율이 변화하기 때문에 정량분석을 위해서는 이를 보정하여야 한다. 소광현상 보정법으로는 일반적으로 분석대상에 따라 Single Label 보정법과 Dual Label 보정법을 활용하고 있다. 현재 원전에서는 단일핵종 보정법으로 Single Label 보정법을 주로 사용하고 있으며 이는 분석하고자 하는 핵종을 타 핵종의 간섭으로부터 분리하는 전처리 과정을 거쳐 분석하는 방법으로 ^3H 의 경우에는 쉽게 분석할 수 있다. 그러나 기체유출물의 ^{14}C 를 전처리하지 않고 직접혼합할 경우 한 시료에 ^3H 와 ^{14}C 이 혼합되어 있기 때문에 Single Label 보정법으로는 과대평가될 가능성이 크다. 따라서 원전 현장에서 ^{14}C 분석시 일상분석법으로 용이하게 활용하기 위한 Dual Label 보정법의 활용 타당성에 대해 기술하고자 한다.

2. 본론

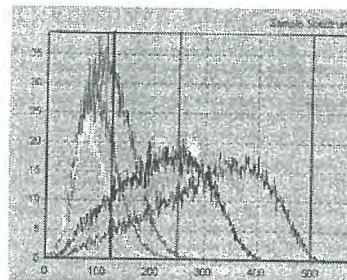
2.1 실험방법

국내의 ^{14}C 분석방법으로는 시료를 전처리하여 분말형태로 만든 후 산을 떨어뜨려 CO_2 를 발생시키고 이를 CO_2 흡수제(Carbosorb)에 흡수시킨 후 섬광체(Permarflour)와 혼합하여 측정하는 직접흡수법(Direct Absorption Method, 이하 DAM)과 포집용액(NaOH)과 섬광체(Hionic 또는 Hisafe3)를 일정비율로 직접 혼합하는 직접혼합법(Direct Mixing Method, 이하 DMM)의 전처리 방법을 이용한 후 액체섬광계수기(LSC)로 측정하는 방법이 있다[1]. 직접흡수법(DAM) 전처리 방법을 활용하는 경우에는 단일핵종인 ^{14}C 표준선원을 이용하여 소광보정을 한다. 그러나 기체유출물의 ^{14}C 분석에 있어서 DAM 방법을 활용하는 경우에는 전처리 과정이 복잡하여 원전 현장에서 일상적으로 분석하는데 어려움이 있다.

시료내에 혼합되어 있는 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 의 분리 측정을 위해 2개 ($^3\text{H}/^{14}\text{C}$)의 표준선원을 이용한 Dual Label 소광보정을 수행하였다. 표준선원으로는 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ Low Level Quenched Standard Set(PerkinElmer)를 사용하였다.

2.2 실험 및 결과

원전에서 방출되는 기체유출물 중 ^{14}C 의 경우가성소다(NaOH)에 포집한 후 섬광체와 직접 혼합하여 측정하면 Fig 1과 같이 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 이 혼합된 스펙트럼을 볼 수 있다.

Fig. 1. Sample Spectrum of $^3\text{H}/^{14}\text{C}$

이와 같이 2개 핵종 혼합시료의 경우에는 채널분리를 통해 각각의 소광정도에 따른 효율이 보정되어야 한다. Dual Label 소광을 보정하는 방법으로는 다음과 같은 식을 사용한다[2].

$$\begin{aligned} Y_1 &= E_{q1} \times A_q + E_{p1} \times A_p \\ Y_2 &= E_{q2} \times A_q + E_{p2} \times A_p \dots \dots \dots (1) \\ Y_3 &= E_{q3} \times A_q + E_{p3} \times A_p \end{aligned}$$

상기 Y_1, Y_2, Y_3 는 3개 Window에 대한 계수율이고 $E_{q1} \dots 3, E_{p1} \dots 3$ 는 사전에 측정된 각 핵종의 효율이며, A_q 및 A_p 는 측정코자 하는 2개 핵종의 방사능량이다. 상기 3개의 식을 최소자승법(Method of Least Square)으로 풀면 알고자 하는 두 핵종의 방사능 A_q 와 A_p 는 다음과 같이 정리할 수 있다.

$$A_q = (L - M) / (L^2 - M^2 K), \quad A_p = (L - K) / (L^2 - M^2 K) \dots (2)$$

여기서,

$$K = \frac{E_{g1}^2}{Y_1} + \frac{E_{g2}^2}{Y_2} + \frac{E_{g3}^2}{Y_3}, L = \frac{E_{g1} * E_{p1}}{Y_1} + \frac{E_{g2} * E_{p2}}{Y_2} + \frac{E_{g3} * E_{p3}}{Y_3},$$

$$M = \frac{E_{p1}^2}{Y_1} + \frac{E_{p2}^2}{Y_2} + \frac{E_{p3}^2}{Y_3}$$

본 실험에서는 Dual Label 소광보정을 이용하여 ^{14}C 을 정량화하기 위한 것으로 ^3H 는 제외하고 ^{14}C 에 대해서만 검증하여 직접혼합법의 ^{14}C 정량화 타당성을 검토하였다.

실험에 사용된 표준선원으로는 1set에 10개의 다른 소광정도를 갖는 표준선원이 들어있는 ^3H , ^{14}C 각각의 표준선원 중 5 개씩 사용하였다.

2개 핵종($^3\text{H}/^{14}\text{C}$)의 혼합시료를 Single Label 측정법으로 측정하려면 ^{14}C 만 별도로 추출하는 전처리과정을 거치거나 2개 핵종이 혼합된 스펙트럼 중 ^3H 를 제외하기 위한 Window 설정을 적절히 Setting하는 방법을 사용해야한다. 하지만 이런 방법은 원전에서 일상적인 분석법으로 활용하기에는 매우 어렵다. 직접혼합법(DMM)을 사용하여 측정할 경우에는 포집시료에 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 이 동시에 포집되기 때문에 Fig. 2와 같은 스펙트럼이 나타난다. 따라서 2개 핵종을 분리해서 정량화 해야한다.

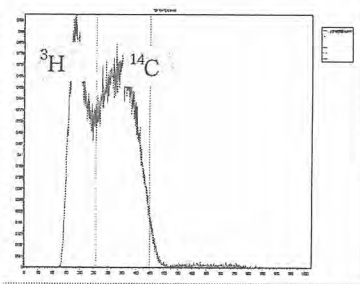


Fig. 2. Real Spectrum of $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ Mixed Sample

본 실험의 타당성 검증을 위해 Dual Label 소광보정 후 측정된 값과 Single Label(^{14}C 만 측정) 소광보정 후 미지시료 중 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 이 혼합된 시료를 Single/Dual Label 2가지 방법으로 측정하여 ^{14}C 방사능을 비교하였다. 실험에 사용된 액체섬광계수기는 Quantulus 1220(Wallac)이다. 2개의 핵종이 혼합된 미지시료 6개를 만들고 각각 측정방법에 따라 2회 측정 후 평균값을 비교하였다.

Table 1.에서 보듯이 Single Label과 Dual

Label 측정 방법에 대한 차이는 최소 2.3%에서 최대 9.5%로 나타났다.

Single Label을 기준으로 Dual Label 측정값에 대한 오차가 대부분 측정오차 이내인 것으로 보아 Dual Label 측정법도 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 혼합시료의 ^{14}C 측정에 활용이 가능한 것으로 판단된다. 향후에는 측정하는 Sample 수를 늘리고 측정시간 배분 및 측정횟수를 증가시키는 등 오차범위를 벗어난 시료의 오차를 감소시키는 방안을 강구할 필요가 있다.

Table 1. Results of Single/Dual Label Measurement

Sample	Single Label (dpm±2σ%) 95% 신뢰도, k=2	Dual Label (dpm±2σ%) 95% 신뢰도, k=2	평균값 오차 (%)
S-1	218.4±2.3	212.9±4.5	2.5
S-2	29.8±3.5	29.1±5.2	2.3
S-3	23.0±6.9	21.4±5.0	6.9
S-4	29.8±5.2	29.0±3.9	2.7
S-5	18.9±6.1	20.7±7.1	9.5
S-6	19.5±6.1	20.8±4.1	6.7

3. 결론

PWR 원전의 기체유출물 중 ^{14}C 을 분석시 원전 현장의 분석 편의성을 고려하여 쉽게 분석할 수 있는 방안을 검토하였다. 직접혼합법(DMM)을 사용했을 경우 ^3H 의 간섭사항을 배제하여 방사능이 과대평가 되지 않도록 측정하는 Dual Label 측정법에 대한 활용 가능성을 확보하였다. 사용자가 사용하고 있는 기기마다 성능이 다르기는 하나 스펙트럼을 수집하여 Window 설정을 임의로 할 수 없는 경우나 $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ 이 혼합된 시료에서 각각 분리하여 2개 핵종의 방사능 농도를 정량화 할 필요가 있을 경우에 Dual Label 소광보정 방법이 활용 가능한 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] 박경록 외 2인, 기체유출물의 ^{14}C 분석을 위한 소광보정 방법 비교 평가, 2008년 춘계 방사성 폐기물학회, P.326-326.
- [2] PerkinElmer, Spectrum analysis program for 1220 Quantulus and system 1400 DSA Liquid Scintillation Counter, P.64-67 .

LiCl-KCl 공융염 재생공정 발생 란탄계 폐기물의 세라믹 고화체 제조

안병길, 박환서, 김환영, 김인태, 조용준
한국원자력연구원, 대전시 유성구덕진동 150번지
bgan@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료의 재활용 및 처분 부피 절감을 위해서 용융염을 사용하는 건식공정(pyrochemical process 혹은 pyroprocessing)은 2차 방사성폐기물의 발생량이 적고 공정이 간단할 뿐만 아니라, 핵 확산에 대한 저항성이 매우 크다는 장점이 있기 때문에 미래의 핵주기 기술로서 주목받고 있다. 건식 공정 중 전해 정련 공정에서 발생되는 폐 용융염 내에는 방사성 희토류(Nd, Ce, Y 및 La) 염화물이 존재하며, 이를 제거함으로써 재사용이 가능하다. 재생 공정은 LiCl-KCl 공융염에 Li_3PO_4 및 K_3PO_4 를 폐용융염에 투입하여 희토류 염화물을 Rare earth(RE)-phosphate로 침전 회수(약 90%)하고, 잔존 희토류 염화물(약 10%)은 산소 분산 방법에 의해 RE oxide/ oxychloride 혼합물로 침전 회수 된다. 이들 분말상의 방사성 희토류 혼합물은 최종 처분을 위해 안정한 고화체로 제조되어야 한다.

본 연구에서는 희토류 산화물 대상으로 개발된 ZIT 고화매질을 상기 폐기물 고화에 적합하도록 구성 성분비를 조절하여 제조공정이 단순한 분말 소결 공정에 의해 고화체를 제조하는 연구를 수행하였으며, 이들 고화체에 대한 XRD 및 PCT-A 침출 실험[1]을 통해 적정 ZIT 세라믹 고화매질을 도출하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

monazite계 세라믹 고화체 제조를 위해서 phosphate 화합물 원료는 CaHPO_4 를 합성하여 사용하였다. Binding matrix의 제조는 ZnO와 TiO_2 를 기본물질로 하여 내구성이 우수한 zinc titanite 세라믹을 제조하였으며 XRD 분석으로 확인 하였다. 부가적 binding matrix로는 SiO_2 및 B_2O_3 를 사용하였다. 고화대상 희토류 혼합물 중 RE phosphate는 안정한 monazite계 물질이며, 약 10% 존재하는 RE earth oxide/ oxychloride를 RE monazite화 하기 위한 CaHPO_4 함량은 반응

당량비로부터 5-13 wt%, zinc titanate는 64.5-72.5 wt%, SiO_2 10 wt%, B_2O_3 12.5 wt% 범위의 고화 매질 조성을 선정하였다(표 1). 폐기물 함량은 50wt%의 고 함량의 조건에서 제조하였다. 고화체 제조 공정은 상기의 조성으로 혼합 후 graphite 도가니에 넣은 후 N_2 분위기에서 분말 소결하였다. 소결 조건은 승온속도를 $10^\circ\text{C}/\text{min}$ 로 하여 1100°C 에서 4시간 동안 소결한 후 전원을 차단하고 전기로 내에서 자연 냉각시켜 고화체를 제조하였다.

Table 1. Manufacturing composition of ZIT ceramic wastefoms.

	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	No. 5
ZnTiO ₃ (Zn ₂ TiO ₄)	72.5	70.5	68.5	66.5	64.5
CaHPO ₄	5	7	9	11	13
SiO ₂	10	10	10	10	10
B ₂ O ₃	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5
	100	100	100	100	100
RE ₂ PO ₅	90	90	90	90	90
RE ₂ Ox/Ocl	10	10	10	10	10
	100	100	100	100	100

2.2 실험 결과

제조된 ZIT 고화체 사진(그림 1)을 보면 고 함량인 50wt%의 희토류가 포함되어도 dense한 고화체를 형성함을 알 수 있고 밀도는 약 $3.7 \text{ g}/\text{cm}^3$ 으로 양호한 고화체를 형성하였다. 제조된 고화에 대한 XRD 분석 결과를 나타낸 그림 2를 보면 주 구성물이 monazite 임을 알 수 있으며 RE oxide/oxy chloride가 안정한 RE monazite로 형성되었음을 알 수 있다. 고화체에 대한 내침출성(PCT-A) 실험 결과 침출액에 존재하는 원소들에 대한 ICP-MS 분석 결과를 표 2에 나타내었다. 이 표를 보면 희토류 원소와 고화체를 구성하는 주요 원소인 Zn, Ti, P는 검출되지 않았으며, Si, Ca, B 원소는 유리 고화체와 비교시 매우 소량 침출됨을 알 수 있다. 따라서 제조된 ZIT 세라믹 고화체는 방사성 물질과 고화체를 구성하는 주요

매질 원소의 침출이 없는 안정한 고화체 임을 알 수 있다. 침출액에 존재하는 Si, Ca 및 B 원소에 대한 침출속도를 그림 3에 나타내었다. 이 그림을 보면 시료 4번 조성으로 제조된 고화체의 내침출성이 좋으며 대체로 $10^{-1} \sim 10^{-3} \text{ g/m}^2 \text{ day}$ 침출속도를 나타내고 있다.



Fig. 1. Photograph of ZIT ceramic wasteforms

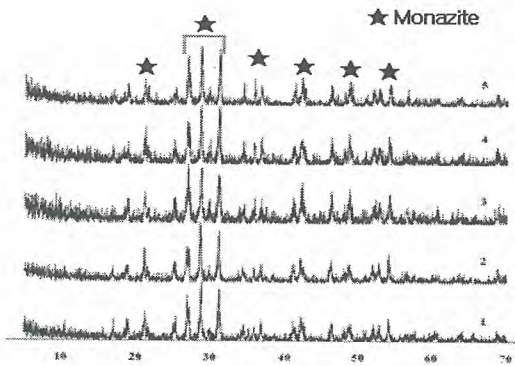


Fig. 2. XRD patterns of ZIT ceramic wastform

Table 2. Elements concentration of PCT-A leachate by ICP-MS analysis

No.	Si	B	Ca	Zn	Ti	P	Nd	Ce	La	Y
	mg/L	mg/L	mg/L	(mg/L)						
1	0.286	49.370	12.270	0	0	0	0	0	0	0
2	0.267	34.920	11.017	0	0	0	0	0	0	0
3	0.267	64.890	24.812	0	0	0	0	0	0	0
4	2.506	25.610	7.933	0	0	0	0	0	0	0
5	0.247	109.100	11.475	0	0	0	0	0	0	0

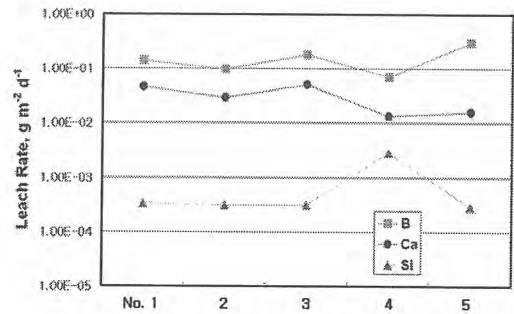


Fig. 3. Leach rate of ZIT ceramic wasteforms

3. 결 론

전해정련 공정에서 발생하는 폐 용융염의 재활용을 위해 분리 회수된 미 분말상의 RE phosphate 및 RE oxide/oxy chloride 혼합물을 처분 환경에 적합한 고화체로 제조하기 위한 연구를 수행하였다. 그 결과 방사성 핵종의 휘발이 낮으며 공정을 단순화 할 수 있는 저온(1100°C) 조건에서 고상반응에 의해 고화체를 제조할 수 있는 in-drum 분말 소결방법에 적합한 고화매질을 개발하였다. 유리 매질 자체의 문제점을 해결하기 위해서 zinc titanate를 주성분으로 하는 ZIT 세라믹 고화매질을 개발하여 단일 공정에 의해 1100°C 저온 조건에서 약 50 wt%의 폐기물 함량이 큰 안정한 세라믹 고화체를 제조하였다. ZIT 세라믹 고화체의 희토류 원소와 고화체 주요 구성물의 침출 농도는 분석한계치 이하로 검출되지 않았으며 Si, Ca, B 원소만 미량 침출되었다. 따라서 기 개발된 희토류 산화물 대상 고화매질 뿐만 아니라 새로운 재생 공정 발생 폐기물에 대한 세라믹 고화매질을 개발할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] ASTM C 1285-94, Standard Test Methods for Determining Chemical Durability of Nuclear Waste Glasses: The Product Consistency Test(PCT), Annual Book of ASTM Standards, AS for Testing and Materials, WestConshohoken, PA, 1995.

TBP 폐기물의 열분해 가스 성분 분석

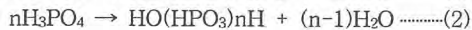
홍순재, 양희철, 김계남, 최왕규, 이근우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕신동 150-1번지

hsj@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원의 우라늄변환시설에서 발생된 TBP 유기용제는 Dodecane, TBP 그리고 우라늄, 질산 등의 화학적 복합체($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_3 \cdot 2(\text{TBP})_2$)가 혼합되어 있는 액체 폐기물이다. 이의 소각 처리시에는 이온상태의 우라늄이 미세한 입자로 환경으로 유출될 수 있으며, 산성가스인 NO_x 와 PO_x 도 발생한다. PO_x 의 경우 아래 (1)반응에 의해 탄화수소와 인산으로 분리된다. 이 때 발생된 인산은 배기체 처리과정에서 (2)반응에 의해 응축되어 강한 부식성을 갖는 인산으로 변화하여 여과장치 및 관내부식 등을 발생시켜 공정의 안전성을 저하시키는 것으로 보고되고 있다[1].



따라서, 수증기개질 및 열분해 등의 소각대체기술 개발이 필요할 것으로 판단된다[2]. 본 연구에서는 폐 TBP 유기용제 폐기물을 대상으로 열분해시 발생되는 배기가스의 조성을 규명하여 수증기개질 공정시험 및 장치 개발에 필요한 자료를 확보하고자 하였다.

2. 실험 및 결과

Py-GC/MS를 이용하여 우라늄 함유 TBP 유기용제의 열분해 발생가스 분석하였다. 시료는 순수 TBP와 한국원자력연구원의 변환시설 발생 라늄 함유 TBP 유기용제 2종 (T-1, T-2)를 사용하였으며, 사용된 시료의 조성을 표 1에 나타내었다.

Table 1. 유기폐액 시료의 조성

	조성(Mol%)		
	Dodecane	TBP	$[(\text{UO}_2)(\text{NO}_3)_2(\text{TBP})_2]$
TBP	.	100	.
T-1	44.19	45.64	10.17
T-2	79.68	14.61	5.71

T-1 및 T-2 시료는 변환시설에서 고온 진공증류를 통해 Dodecane이 상당량 감소된 상태로써 TBP가 주성분이며, 우라늄 복합체($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_3 \cdot 2(\text{TBP})_2$)를 함유하고 있다. 조성은 순수 TBP의 화학중 1 mol을 기준으로 T-1은 Dodecane 1.52, TBP 1.52, $(\text{UO}_2)(\text{NO}_3)_2(\text{TBP})_2$ 0.35 mol 이며, T-2는 Dodecane 3.49, TBP 0.64, $(\text{UO}_2)(\text{NO}_3)_2(\text{TBP})_2$ 0.25 였다. JAI Portable Pyrolyzer JCI-21, HP6890N Series GC/MSD system (GC/MS) 를 사용하여 시료의 열분해 발생가스를 분석하였으며 표 2에 나타내었다.

315℃에서 세 시료 모두 열분해가 일어나지 않았으며, 590℃와 764℃에서 순수 TBP는 C_4H_8 , $\text{C}_4\text{H}_8\text{O}$, $\text{C}_4\text{H}_9\text{OH}$, $\text{C}_{12}\text{H}_{26}\text{O}_4\text{P}$ 발생가스를 생성하였고, T-1과 T-2에서는 TBP 열분해시 나오는 발생가스와 Dodecane($\text{C}_{12}\text{H}_{26}$)이 가스로 발생되었다. 다음 그림 1에 순수 TBP의 열분해시 초기 발생가스의 조성을 HSC-Chemistry 를 이용하여 열역학적 평형 농도 계산방법으로 구한 결과를 나타내었다. Py-GC/MS의 열분해 가스 분석시에 수 msec 이내에 해당온도 까지 상승하므로 이를 모사하기 위하여 C4이상의 가스성분은 분해되지 않는 조건으로 계산하였는데 앞의 Py-GC/MS의 열분해 가스에서 발생된 Butene, Butanal, Butanol 등의 성분이 존재하고 온도의 증가에 따라 Butene은 증가하였다 감소하고 Butanal 감소하였다.

본 연구에서 규명된 TBP 폐기물 열분해 시 발생하는 배기가스의 조성은 열분해 및 steam reforming 공정 시험 및 장치 개발에 필요한 Kinetic Model 연구의 기초자료로 활용될 것이다.

3. 참고문헌

- [1] Toshiki Sasaki et al, Steam-Assisted Pyrolysis System for Decontamination and Volume Reduction of Radiative Organic Waste, J. Nucl. Sci. Technol. 46(3) p. 232-239 (2009).

- [2] Hee-Chul Yang, et al., Korean Chemical Engineering Research, On the Alternative Incineration Technologies for the Treatment of Hazardous Waste 45(4) 319-327 (2007).

Table 2. Py-GC/MS 발생가스 분석 결과

Temp.(°C)	Compound	GC Area(%)
315°C	TBP	C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(100)
	T-1	C ₁₂ H ₂₆ (7.77), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(92.23)
	T-2	C ₁₂ H ₂₆ (19.84), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(80.16)
590°C	TBP	C ₄ H ₈ (30.22), C ₄ H ₈ O(0.81), C ₄ H ₉ OH(1.93), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(67.03)
	T-1	C ₄ H ₈ (21.58), C ₄ H ₈ O(0.29), C ₄ H ₉ OH(0.42), C ₁₂ H ₂₆ (20.59), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(57.13)
	T-2	C ₄ H ₈ (28.24), C ₄ H ₈ O(1.34), C ₄ H ₉ OH(1.36), C ₁₂ H ₂₆ (6.91), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(62.15)
764°C	TBP	C ₄ H ₈ (18.22), C ₄ H ₈ O(2.64), C ₄ H ₉ OH(2.41), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(76.73)
	T-1	C ₄ H ₈ (23.21), C ₄ H ₈ O(1.20), C ₄ H ₉ OH(6.60), C ₁₂ H ₂₆ (3.98), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(65.01)
	T-2	C ₄ H ₈ (38.47), C ₄ H ₈ O(3.32), C ₄ H ₉ OH(6.22), C ₁₂ H ₂₆ (8.48), C ₁₂ H ₂₇ O ₄ P(43.51)

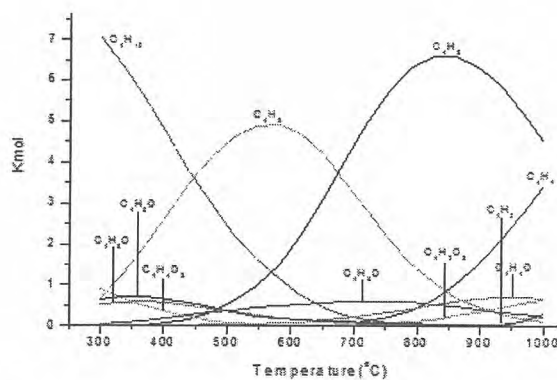


Fig. 1. 온도에 따라 TBP의 초기 열분해 가스 조성 분석

유리화설비 유리용탕 감시카메라 성능 향상

박윤규, 최석모, 김천우

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

pyka@khnp.co.kr

1. 서론

유리화설비에서 저온용융로의 유리용탕을 감시하기 위하여 저온용융로 상단에 감시카메라를 부착하여 사용하고 있다[1]. 그러나 유리화설비 차폐셀내 주변기기들에 의해 설치된 감시카메라에 잡음이 발생하며, 1,000℃ 이상의 저온용융로 내에서 이루어지는 폐기물 유리화 때 발생한 분진이 지속적으로 부착되어 용이하게 제거하기가 어려운 상태이다.

저온용융로 내에서 이루어지고 있는 폐기물 유리화 현상과 유리용탕의 지속적 감시 및 양질의 화면제공을 위하여 잡음발생 원인분석과 개선을 수행하였다. 또한 폐기물 유리화시 발생한 분진부착 현상을 분석하여 감시카메라 주변에 분진 부착을 최소화할 수 있도록 카메라를 개선하였다.

2. 잡음발생 원인분석 및 개선

저온용융로 운전 중 수직관 모터 및 배출밸브 기동시에는 모터에서 발생하는 잡음이 카메라에 유입되어, 유리용탕 감시 화면에 잡음이 많이 발생하여, 유리용탕 상태를 올바르게 확인할 수가 없었다. 이는 특히 직경이 수 십mm 이하인 소형 카메라가 요구되는 저온용융로 감시카메라에는 잡음 신호가 더욱 민감하게 반응하여 화면에 잡음이 많이 유입된다.

저온용융로 감시카메라 개선을 위하여 기존의 해외에서 도입한 PAL (Phase-Alternating Line) 방식 카메라 대신 원활한 유지보수를 위하여 국내에서 용이하게 구입할 수 있는 범용 카메라인 NTSC (National Television System Committee) 로 설치하였으며, 카메라 크기는 직경이 수 십mm 인 Bullet type으로 선정하였다[2].

저온용융로 감시카메라에는 주변 모터 기동이 있을 시는 잡음이 유입되어 유리용탕을 관찰할 수 없었다. 감시카메라 주변의 모터 기동전 신호와 기동후의 카메라 출력신호를 분석하기 위하여 Fig.1에 보는 바와 같이 오실로스코프로 파형을 관찰하였다.

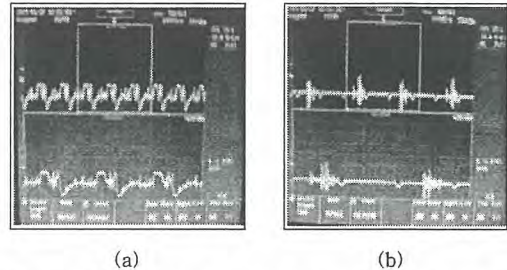


Fig. 1. Comparison of output signal waveforms of monitoring camera; (a) Before starting a motor, (b) After starting a motor

Fig. 1에서 보면 정상적인 카메라는 모터 기동 후에도 신호크기가 유지되어야 하나, 저온용융로 감시 카메라는 주변 모터 기동 후에는 잡음으로 인하여 정상적인 신호가 감쇠되어 전송됨을 알 수 있다.

카메라 화상에 잡음 유입의 원인을 분석한 결과 저온용융로 감시카메라의 접지와 유리화설비 저온용융로 전원의 접지가 동일하여 유리화설비의 잡음이 저온용융로 감시용 카메라로 유입되어 카메라에 잡음이 발생하였다. 따라서 전원 접지 분리가 필요하여 1,350W UPS를 설치하여 전원을 분리하였다. 또한 잡음이 유입되는 경로를 분석한 결과 그 원인이 카메라 케이블에 있음을 파악하여 카메라 케이블을 동축케이블로 바꾸었다. 그 결과 화면의 상태는 개선되었으며 개선전후의 화면 결과를 Fig. 2에 나타내었다.

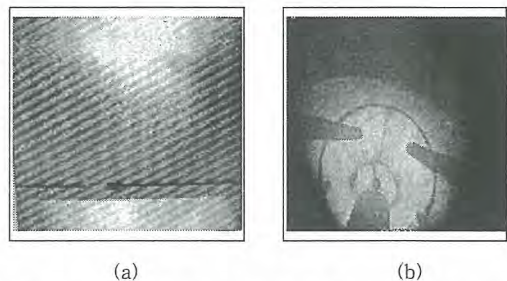


Fig. 2. Comparison of pictures of monitoring camera; (a) Before improvement, (b) After improvement

3. 분진부착 현상 분석 및 개선

저온용융로 운전시간이 경과됨에 따라 카메라 돌출부 및 렌즈 주변에 분진 부착현상이 발생되어 관찰할 수 있는 화면이 점차 축소되었다(Fig. 3 참조).

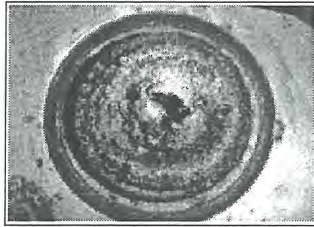


Fig. 3. Dust accumulation at the front side of camera

감시 카메라 돌출부 부근에 분진부착을 최소화할 수 있도록 원인을 분석하고 카메라의 설계를 개선하였다.

분진 발생 메커니즘은 카메라 돌출부 외곽에서 공기가 공급되고, 공기가 공급되는 부위 외부에서 분진이 조금씩 부착되어 성장되었다. 시간이 경과함에 따라 공기가 배출되는 카메라의 중앙부분을 제외하고, 화상각이 점점 좁혀졌다. 특히 분진채순환설비를 가동하면 분진에 함유된 습분으로 인하여, 분진이 카메라 하부로 더욱 부착되었다. 부착된 분진 덩어리는 굳어 있는 상태가 아니고, 쉽게 부스러지는 형태로써, 분진 덩어리는 약한 힘으로 누르면 쉽게 카메라 하우징 하부 몸체로부터 떨어져 나갔고, 분진 모양은 카메라 돌출부 주변으로 큰 모양으로 형성되어 있었다.

카메라의 분진 부착을 최소화하기 위하여 분진 형성 메커니즘을 분석하여, 카메라 돌출부 경사도, 카메라 하부 돌출부위의 공기분사 방식, 카메라 화각 확보를 위한 렌즈 노즐 크기를 개선하였다. 카메라 돌출부 경사도 개선은 카메라 돌출부 경사도를 32도에서 증가시켜 분진이 부착되어 형성 되더라도 카메라 화각에 미치는 영향이 최소화 되도록 하였다.

카메라 하부 돌출부위의 공기분사 방식 개선은 렌즈 중심위치에서 일정 거리 외부에 직경 1mm의 구멍을 여러 개 추가로 뚫어 분진 부착 가능성을 최소화 하였다. 카메라 화각 확보를 위한 렌즈 노즐은 기존 크기(깊이 0.9mm 내경 3mm)에서 변경하여 렌즈 노즐 입구 크기를 증가시키고 노

즐 길이도 더 길게 하였다. 이렇게 함으로써 카메라 돌출부 경사도를 증가시키면서도 카메라의 설계 화각을 유지하였다. 따라서 카메라 돌출부 경사도, 카메라 하부 돌출부위의 공기분사 방식, 카메라 화각 확보를 위한 렌즈 노즐 크기를 개선하여, 분진부착을 최소화하였다.

4. 결론

유리화설비 저온용융로 카메라의 잡음 형성 원인을 분석하여 케이블 변경, 독립전원을 위한 무정전전원장치 사용을 통하여 잡음을 제거하였다. 또한 분진 부착 메커니즘을 분석하여 카메라 돌출부 경사도, 공기분사 방식, 렌즈 노즐 크기 개선을 통하여 분진부착을 최소화하여, 유리화설비 운전 시 필수적인 유리용탕 감시를 안정적으로 할 수 있었다.

분진 부착현상은 카메라 개선 전 보다는 향상이 되었지만 장시간 운전에는 분진 부착현상이 발생되어 중장기적으로 성능을 더 향상시킬 필요가 있다.

5. 참고문헌

- [1] 한국수력원자력(주), “중·저준위 방사성폐기물 유리화 원형플랜트 개발”, 2008.
- [2] “VB-21CH Spec & Catalogue”, 비전하이텍, 경기(2008)

레늄을 흡착한 칼슘 필터의 휘발에 따른 활성화 에너지 계산

양재환, 나상호, 이정원, 강권호

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

yjh98@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 전해정련 및 전해환원 공정을 거쳐 재활용하는 파이로프로세스가 원활히 진행되기 위해서는 전처리 단계로서 핵연료집합체의 절단, 피복판 제거, 그리고 핵연료에 포함된 다량의 핵분열 생성물을 휘발시키는 일련의 공정을 거쳐야만 한다. 이 중 고온 voloxidation 공정은 UO_2 를 U_3O_8 으로 산화시키고 핵분열생성물을 기체로 휘발시키는 공정으로서 핵연료 속에 포함된 세슘, 테크네튬, 아이오딘 등의 다양한 핵종들이 휘발된다[1]. 여기서 발생하는 배기체는 다양한 재질의 필터에 선택적으로 흡수되며, 배기체를 포집한 폐 필터는 적절한 고화 공정을 거쳐 건전성이 확보된 고화체로 제작되어 처분장으로 보내진다. 배기체 포집 필터 중 칼슘 필터는 테크네튬을 주로 포집하며, 안정하게 포집된 기체는 칼슘 필터 속에서 칼슘 테크네튬 산화물 ($Ca(TcO_4)_2$)을 형성한다. 일반적으로 고화체 제작을 위해서 수백 도 이상의 온도 조건을 필요로 하므로 특정 온도에서의 배기체의 휘발 정도를 파악하는 것은 고화체 연구에 필수적이라 할 수 있다. 본 논문에서는 테크네튬을 포집한 칼슘필터를 모사한 레늄 흡착 칼슘 필터의 휘발실험을 통해 온도에 따른 레늄의 휘발 정도를 분석하였고, 이로부터 레늄기체의 활성화 에너지를 계산하였다.

2. 본론

2.1 레늄 포집 칼슘 필터의 휘발 실험

테크네튬 (Tc-99)은 인공 방사성 원소로서 실험재료로 사용하기가 어렵기 때문에 대체물질로서 물리적, 화학적 성질이 유사한 레늄 (rhenium; Re) 원소를 실험에 사용하였다[2]. 칼슘필터의 제조 및 핵종 흡착실험에 대한 설명은 참고문헌[3]에 상세히 기술되어 있다. 레늄을 흡착한 칼슘필터에 대하여 TGA 장비를 이용하여 1023 K에서 1223 K까지 50 K의 온도 간격으로 7시간 동안 등온을 유지하며 레늄 기체의 휘발에 따른 질량 감소를 관찰하였다. 그림 1은 시간에 따른 칼슘필터

의 질량 변화를 온도별로 나타낸 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 실험 온도가 올라갈수록 질량감소가 커지는 것을 볼 수 있는데, 이는 온도가 높을수록 칼슘필터에 결합된 레늄화합물의 탈착에 필요한 에너지를 쉽게 공급받기 때문이다. 칼슘필터에 흡착된 레늄에 대한 휘발된 레늄기체의 비율은 온도 증가에 따라 2.4 wt%에서 19 wt% 정도인 것으로 나타났다. 이를 통해 판단할 때 테크네튬을 포집한 칼슘필터를 이용해 고화체를 제작할 경우 대략 1000 K 이하에서 운영되는 고화 공정을 채택해야 테크네튬 휘발로 인한 이차 폐기물의 발생을 방지할 수 있을 것이다.

2.2 레늄 산화물의 활성화 에너지 계산

레늄 휘발 실험 결과를 이용하여 레늄 산화물의 활성화 에너지를 계산하였다. 일반적으로 레늄은 상온에서 Re_2O_7 , ReO_3 , ReO_2 의 세 가지의 고체 상태로 존재하는 것으로 알려져 있다[4]. 고체 상태의 레늄 산화물은 흡열반응을 통해 기체상태로 휘발하며 그에 따르는 반응식은 아래와 같다.

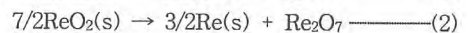
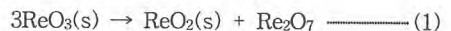


그림 1로부터 각 온도별 시간에 따른 레늄휘발식을 구하면 다음과 같다.

$$w = 0.00194 t + 0.0022 \text{ (1023 K) ——— (3)}$$

$$w = 0.00293 t - 0.0715 \text{ (1073 K) ——— (4)}$$

$$w = 0.00492 t - 0.1683 \text{ (1123 K) ——— (5)}$$

$$w = 0.00832 t - 0.2658 \text{ (1173 K) ——— (6)}$$

$$w = 0.01548 t + 0.0709 \text{ (1223 K) ——— (7)}$$

여기서 w , t 는 각각 휘발된 레늄의 양(mg)과 시간(분)을 의미한다. 이로부터 각 온도별 레늄휘발률 (dw/dt)이 계산되며, 이를 통해 얻어진 Arrhenius 그래프는 그림 2와 같다. 반응양론적인 관점에서 레늄 휘발률을 고찰했을 때 일반적으로 다음의 수식이 성립한다.

$$dw/dt = k(1-x)^n \quad (8)$$

여기서 n , k 는 각각 반응차수와 Arrhenius 상수를 의미한다. 또한 Arrhenius 관계식은 아래의 식으로 주어진다.

$$k = Z \cdot \exp^{-E_a/RT} \quad (9)$$

여기서 Z , E_a , R , T 는 각각 pre-exponential 상수, 활성화 에너지, 기체상수, 절대온도를 의미한다. 식 (8)과 (9)로부터 아래의 관계식을 얻을 수 있다.

$$\ln(dw/dt) = \ln(Z) - E_a/RT + n \ln(1-w) \quad (10)$$

그림 2의 Arrhenius 그래프로부터 다음의 방정식을 얻을 수 있다.

$$\ln(dw/dt) = 6.30 - 12939.27/T \quad (11)$$

$R = 5.86 \text{ cal}/(\text{mol} \cdot \text{K})$ 과 식 (10)과 (11)로부터 레늄산화물 휘발에 필요한 활성화 에너지는 다음의 값으로 계산된다.

$$E_a = 76.85 \text{ kcal/mol}, \quad (1023 \leq T(\text{K}) \leq 1223) \quad (12)$$

Battles는 질량분광계를 이용한 실험으로부터 고체상태의 ReO_2 로부터 기체상태의 ReO_7 으로 변하는 반응에 소요되는 활성화에너지를 961-1087 K 영역에서 $(93.5 \pm 0.7) \text{ kcal/mol}$ 으로 제시하였다[4].

3. 결론

레늄을 포집한 칼슘필터의 휘발 실험을 통해 테크네튬을 포집한 필터를 고화 처리할 경우 테크네튬의 휘발을 최소화하기 위해서는 대략 1000 K 이하의 고화공정을 적용해야 함을 알 수 있었다. 휘발 실험을 통해 얻어진 결과로부터 온도 1023-1223 K에서 레늄 산화물의 휘발에 필요한 활성화에너지는 76.85 kcal/mol로 계산되었으며, 이는 Battles가 961-1087 K 영역에서 계산한 $(93.5 \pm 0.7) \text{ kcal/mol}$ 보다 대략 17 kcal/mol 정도 작은 값이다.

4. 참고문헌

- [1] Kee Chan Song, G. I. Park, J. W. Lee, J. J. Park, and M. S. Yang, "Fractional Release Behavior of Volatile and Semivolatile Fission Products During a Voloxidation and OREOX Treatment of Spent PWR Fuel", Nuclear Technology, 162, pp. 158-168 (2008).
- [2] N. M. Boag and H. D. Kaesz, "Technetium and Rhenium", Oxford, pp. 161-242, (1982).
- [3] 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 Thermophysical Properties, 2(2), pp. 70-78, (2008).
- [4] J. E. Battles, G. E. Gundersen, and R. K. Edwards, "A Mass Spectrometric Study of the Rhenium-Oxygen System", The Journal of Physical Chemistry, 72(12), (1968).

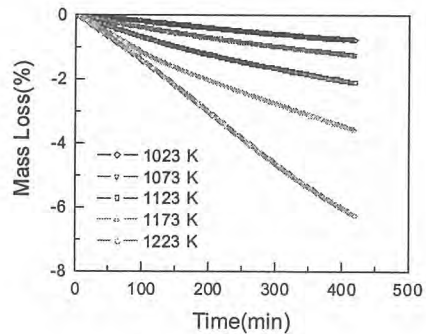


Fig. 1. Mass loss curves of rhenium trapping filters

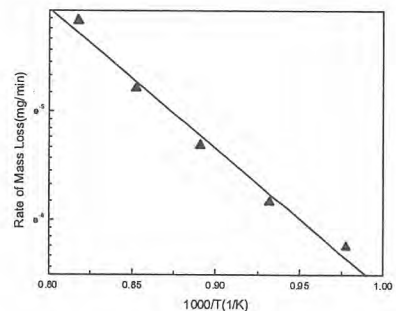


Fig. 2. Rate of mass loss versus $1000/T$

원전 폐순환냉각수계통 방식제의 이온교환설비 성능 영향 평가

이지훈, 양호연, 이정진

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

jihoon@khnp.co.kr

1. 서론

영광 및 울진 5, 6호기 액체방사성폐기물처리계통의 전처리설비에서 제거되지 않은 화학성분은 후단의 이온교환설비 성능과 수명 저하의 원인이 된다. 즉 고전도도 폐액의 유입은 폐액내 화학성분으로 인해 이온교환 탈염기를 조기에 포화시키기 때문이다.

특히, 폐순환냉각계통의 방식제로 사용중인 아질산나트륨(NaNO_2)은 고농도(700~1,000ppm)의 화학물질로, O/H 기간 중 폐순환냉각계통의 점검 및 관련기기 보수작업을 위한 계통수 배수시 액체폐기물처리계통에 유입되어 단기간에 이온교환수지를 포화시킴으로써 폐수지 발생 및 이온교환수지 교체작업으로 인한 작업자 피폭의 주원인이 되고 있다. 이와 같은 문제 해결을 위해 이온교환수지에 영향이 적으며, 저농도로도 방식효과를 가지는 대체약품으로 방식제의 개선이 필요하다.

본 연구에서는 방식제로 국내외에서 널리 사용되고 있는 아질산나트륨과 하이드라진(N_2H_4) 방식제를 대상으로, Lab-scale 실험을 통해 실제 영광 5,6호기에서 사용되고 있는 양이온교환수지(Rohm and Haas, Amberjet 1600H)에 미치는 영향을 비교 분석하였다.

2. 실험방법

방식제별 이온교환설비의 효율 및 수명분석을 통하여 방식제 개선에 따른 영향을 평가하였다. 이온교환수지는 Amberjet 1600H(양이온교환수지)를 이용하였으며, 방식제는 아질산나트륨과 하이드라진 방식제를 사용하였다. Lab-scale 이온교환설비는 원전 액체폐기물처리계통의 이온교환설비를 고려하여 축소 제작하였다.(Fig.1) Lab-scale 이온교환수지탑 크기는 내경 1cm, 높이 20cm로 10cm까지 이온교환수지를 충전하였다. 실험조건은 Table 1과 같이 이온교환수지 수명평가 실험의 경우 방식제별 포화시점을 비교하였으며, 방식제 유입에 따른 코발트 제거능 평가 실험의 경우 코발트 이온을 방식제와 혼합하여 이온교환설비에 유입시 방식제별 코발트 제거능에 미치는 영향을 평가하였다. 분석방법은 아질산나트륨일 경우 나트륨 이온(Na^+)은 이온 분석기(ORION 940model)로 분석하였으며, 하이드라진인 경우는 Iodine 적정

법으로 분석하였다.

Table 1. Experimental Conditions of Ion Exchange Column for Corrosion Inhibitors.

항 목	방식제별 이온교환수지 수명 평가	방식제유입에 따른 코발트 제거능 평가
방식제 농도	NaNO_2 100 ppm, N_2H_4 100 ppm	NaNO_2 800 ppm, N_2H_4 100 ppm
유량	24 ml/min (60gpm)	
코발트 농도	-	50 ppm

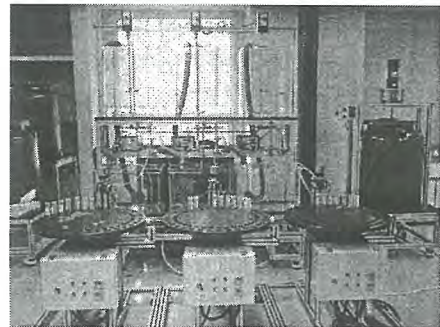
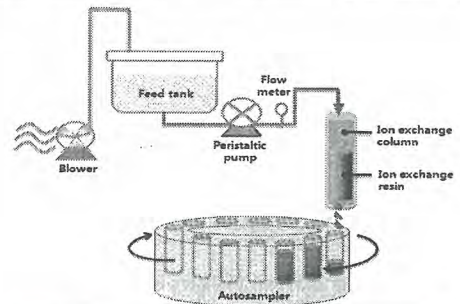


Fig. 1. Lab-scale ion exchange facility.

3. 결과 및 고찰

3.1 이온교환수지 수명 평가

이온교환수지 수명평가는 유입용액의 100%가 유출되는 시점(포화시점)으로, 방식제별로 이온교환수지의 제거능이 완전히 상실된 시점으로 평가하였다. Fig. 2는 아질산나트륨 방식제와 하이드라진 방식제 모두 100 ppm을 적용시 이온교환수지탑의 파과곡선을 나타낸 것이다. 아질산나트륨 방식제의 경우는 5,760ml에서 유입농도의 10%가 유출되기 시작하였으며 그 시

점부터 급격히 올라가 360분인 8,640ml에서 유입농도의 80%까지, 420분인 10,080ml에서 유입용액이 100%가 유출되었다. 이에 반해 하이드라진 방식제의 경우는 660분인 15,840ml에서 포화되었다. 같은 농도의 방식제 조건에서도 아질산나트륨에 비해 하이드라진 방식제가 유입된 경우 이온교환수지의 수명이 길고 처리용량이 큰 것을 확인 할 수 있다. 이는 아질산나트륨 방식제가 하이드라진에 비해 이온선택도가 높아서 양이온교환수지와 반응하는 Na양이 많기 때문이다. 따라서 하이드라진 방식제를 적용할 경우 아질산나트륨 방식제를 적용할 때 보다 양이온교환수지를 1.6배 더 활용할 수 있음을 알 수 있었다.

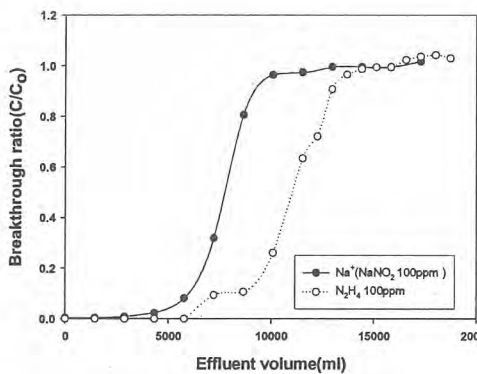


Fig. 2. Effect of corrosion inhibitors on ion exchange capacity.

3.2 방식제 유입에 따른 코발트 제거능 영향평가

아질산나트륨과 하이드라진 방식제에 모의 방사성 핵종인 코발트 이온을 혼합하여 이온교환탑에 유입시켰을 때 발전소의 이온교환수지 교환조건인 $C/C_0=0.1$ ($DF=10$)인 시점을 확인하여 방식제별 유입에 따른 코발트 제거능을 비교 평가하였다.

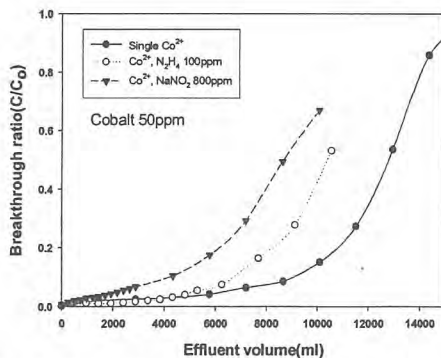


Fig. 3. Effect of corrosion inhibitors on cobalt removal efficiency.

50ppm의 코발트 농도가 $C/C_0=0.1$ 에 도달하는 시점을 비교했을 때 아질산나트륨 방식제의 경우 180분인 4,320ml이었으나, 하이드라진 방식제의 경우 280분인 6,670ml으로 1.5배 더 길었다.(Fig. 3). 이는 하이드라진에 비해 아질산나트륨이 양이온교환수지와 더욱 반응력이 우수하여 코발트가 이온교환될 반응기와 경쟁적으로 이온교환이 되기 때문에 코발트가 제거되지 않고 조기에 누출되는 것으로 해석된다, 따라서 본 연구결과에서는 하이드라진 방식제가 유입된 경우 아질산나트륨 방식제가 유입된 경우보다 코발트 제거능에 미치는 영향이 1.5배 이상 개선된 것으로 확인되었다.

4. 결론

폐순환냉각수 계통의 방식제가 액체폐기물처리계통의 이온교환설비의 운전성능에 미치는 영향을 평가하기 위해 방식제별 이온교환수지의 수명 평가와 방식제별 유입에 따라 코발트 제거능에 미치는 영향을 비교 분석하였다. 방식제별 양이온교환수지탑 수명분석 결과, 같은 농도의 방식제 조건에서도 아질산나트륨에 비해 하이드라진 방식제가 유입된 경우 이온교환수지탑의 수명이 길게 유지할 수 있음을 확인 할 수 있었다. 또한 방식제 유입에 따른 코발트 제거능을 비교 분석한 결과, 코발트 농도 50 ppm에서 하이드라진 방식제가 유입된 경우 아질산나트륨 방식제가 유입된 경우보다 코발트 제거능에 미치는 영향이 1.5배 이상 개선되었다. 따라서 원전 폐순환냉각계통의 방식제로서 하이드라진 방식제를 사용할 경우 아질산나트륨을 방식제로 사용하는 것보다 액체폐기물처리계통의 이온교환수지 수명을 연장하여 사용할 수 있을 것이다.

5. 참고문헌

- [1] Helena Lindgren et al., "Comparison of amine-selective properties of weak and strong cation-exchangers", Journal of Chromatography A, (1128) 73-78, (2006).
- [2] Sang-woon Shin, Hoyeon Yang, "Application of Silica-based Inorganic Ion Exchange Resin and its immobilization for the Treatment of Radioactive Liquid Waste", TR00NC04,C2002.7 in KHNP Report, (2002).
- [3] W. Conard Fernelius et al., "Ion exchange", McGraw-Hill Book company, pp624, (1962).

농축·열분해 산화촉매기술을 이용한 기사용 PVA 방호복의 감용화 연구

이의동, 김효철, 홍성준, 김현기, 이진화, 강덕원, 허성기*, 김동훈*

하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10

*한국수력원자력, 경상북도 경주시 양남면 나아리 260

world2is@naver.com

1. 서론

국내 원전의 경우 보유하고 있는 방사성 폐기물 저장 공간이 포화수준인 상태에서, 경주 중·저준위 방사성폐기물 처분장 가동 예정일이 당초 계획보다 2년 정도 순연된 2012년 말에 준공될 예정이기 때문에 원전에서 발생하는 폐기물 발생량의 저감화는 당면 과제로 부상하고 있는 실정이다. 원전 운영 중 발생한 폐기물 처분비용 또한 드럼 당 800 만원을 상회할 것으로 예상됨에 따라 이들 폐기물의 처분비용 지불은 원전 사업자에게 상당한 부담으로 작용할 것으로 판단된다. 최근 국내 원전에서 발생하는 폐기물 발생 동향을 1999년부터 2008년까지 분석한 결과, 잡고체 폐기물 발생량이 85% 이상을 차지하는 것으로 나타났다. 그 중 가연성 폐기물이 차지하는 비중이 50% 이상을 차지하는 것으로 나타났다. 미국 원전의 경우, 방사성폐기물 감용효과와 처분비용의 절감을 위해 90% 이상의 원전(104기)에서 물에 녹는 수용성 방호복(Poly Vinyl Alcohol., 이하 PVA라 함) 채택 사용 중이고 국내 원전도 주요 작업시 이 방호복을 채택하여 사용한다. 미국은 그간 대부분의 가연성폐기물은 주로 소의 방사성폐기물 전문 처리업체에 의뢰해 소각함으로써 방사성폐기물 처분비용을 최소화 하고 있으며, 최근에는 PVA(Poly Vinyl Alcohol)로 제조된 수용성 방호용품의 사용을 통해 세탁실 운영비 절감과 폐기물 발생량을 최소화 하고 있으며 실제로 대다수의 원전에서 동참, 사용하고 있는 것으로 조사 되었다. 일반적으로 가연성 폐기물을 가장 효과적으로 처리할 수 있는 기술은 소각 및 유리화기술이라 할 수 있다. 하지만 방사성폐기물을 소내에서 소각/유리화시켜 처분장으로 이송시키는 방법은 지역 주민의 정서상 많은 어려움이 뒤따르고 있다. 따라서 방사성폐기물 발생량을 근원적으로 저감할 수 있는 방안은 가능한 한 가연성 폐기물 발생의 선원향에서 차단하는 것이라 할 수 있다. PVA 재질의 방호용품은 100℃의 물

에 용해되는 특징을 지니고 있으며 일반적인 가연성폐기물과는 달리 제염(Decontamination)이 용이하며, 폴리머 응집기술을 이용해 방사성 핵종을 먼저 제거한 후 최소측정 허용농도(MDA) 미만으로 만든 후 농축, 열분해 산화처리 기술을 적용하여 CO₂와 물로 전환되며 소량의 잔유 불용성 물질만 분리, 수거하여 처리가 가능하다. 본 연구에서는 이러한 PVA 재질로 제조된 방호용품의 효과적인 감용 및 제염처리를 위해 Lab 규모의 장비를 이용한 공정실험 내용과 최적 운전조건의 도출을 통해 개발한 실 규모 PVA 방호용품 제염 장치의 원전 현장 실적용 운전경험을 바탕으로 기술하고자 한다.

2. 본론

2.1 15% PVA 용액제조를 위한 용해실험

2.1.1. 소요약품/투입량 결정 및 용해공정

○ 첨가약품: Iron sol : 0.031 mL/g, 34.5% H₂O₂ 0.659 mL/g

○ 용해공정: 제조하고자 하는 용액용량 중 약 80%의 물에 Iron Sol.을 첨가한 후 약 93℃ 까지 가열 후 PVA 원단이 약 80%정도 용해되었을 때 H₂O₂(순도 34.5%)를 투입하며 일정 높이까지 물을 채운 후 35% NaOH를 투입하여 pH를 7로 조정해 15%로 농축된 PVA 용액을 제조함.

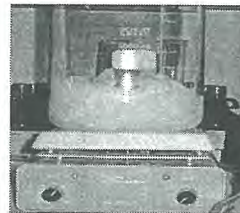


Fig. 1. Before dissolve of PVA Fabrics

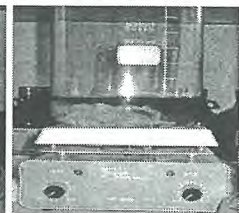


Fig.2. After dissolve of PVA Fabrics

2.1.2. 실험결과

○ 수온이 90℃가 되는 시점으로부터 PVA 원단이 약 80% 정도 용해되는데 약 30분 정도 소요되었으며 100%까지의 용해는 1시간 정도 걸림.

○ 비커 내부에 스크린을 설치하여 고온용착 현상 확인결과, 용착 현상이 발생되지 않아 Pilot 규모 장치 운전시 교반기능 없이도 15% PVA 용액제료가 가능할 것으로 판단됨.

2.2 PVA방호복의 각 공정별 방사능 제거실험

2.2.1. 폴리머 주입 및 여과

○ 제조된 15% PVA 용액을 160 μ m, 0.2 μ m 까지 여과한 후 0.2ml/l Ferriflock, 0.2 ml/l Praestol 187KH, 0.2 ml/l Praestol A 3040 LTR 응집제를 투입하여 금속물질 및 기타 핵종을 응집시킨 후 다시 160 μ m, 1 μ m, 0.2 μ m의 여과지로 160 Torr의 압력으로 감압여과 시킴.

○ Cs-137 selective media(Model : CT-30)에 반복 통과시켜 Cs 핵종 제거 수행.

2.2.2. 각 공정별 실험결과(표 1 참조)

○ 초기 13개 핵종 중 61.5%(8개 핵종)가 MDA 미만으로 나타났으며, 최종 잔류해 있는 핵종은 Co-60, Nb-95, Ag-110m, Sb-124 및 Cs-137인 것으로 나타남, 세척 후의 방사능 제거효율은 99.3%(DF 133.7)로 나타남

○ PVA 방호복에 부착되어 있던 입자성 핵종들이 용해 과정에서 다양한 입자들과 응집되어 160 μ m 필터 사용시 높은 제거효율을 얻음.

○ 선택적 세척매디아를 통과한 결과 Sb-124는 MDA 미만으로 제거되었으며, Co-60, Ag-110m 및 Cs-137의 총 방사능은 0.127Bq/g으로 처리 전보다 32.5% 감소하는 것으로 평가됨(표2참조).

○ 폴리머를 주입해 160~0.2 μ m를 이용해 단계적으로 여과한 후 방사능을 분석한 결과 최종단의 방사능은 0.0245Bq/g으로 이전 공정보다는 80.7% 감소하였으며 세척 전의 초기방사능(175Bq/g)에 비해서는 99.9%가 제거됨.

2.2.3. 최적 운전 조건 도출

● PVA 방호용품 제염 설비 운전 단계는 초음파 세척(4회) → 용해 → 필터링 → 농축 → 배출 단계로 결정하였으며 최적 PVA 용액 및 농축 농도는 15 ~ 17%와 농축농도는 30~35%가 적합함.

● 최적의과산화수소 투입량은 659mL/OREX-kg

이고 Iron sol. 투입량은 124mL/OREX-kg로 정함

● 필터/흡착 시스템의 구축 단계는 80 μ m → 10 μ m → 1 μ m → 0.2 μ m → Cs-media 통과순으로 결정하였고 필터 시스템 순환 회수는 15회 정도가 적정회수이며 흡착탑의 Hydro Retention Time은 30 ~ 60초로 정함.

Table 1. Evolution of γ -nuclides removal efficiency for each process step

핵종		Co-60	Ag-110m	Sb-124	Cs-137	총방사능 / 효율
세척 공정	오염된 PVA 용품	2.82 E+01	6.38 E-01	1.30 E+00	2.03 E+00	1.75 E+02 Bq/g
	세척후	6.41 E+00	1.15 E-01	2.78E-01	3.88E-01	3.93 E+01 Bq/g
	효율(%)	77.3	82.0	78.6	80.9	77.6
가 운전 단계별 처리 효율	PVA 용액(160 μ m 여과)	3.40 E-02	6.07 E-02	1.03 E-02	1.36 E-01	2.94 E-01 Bq/g
	효율 (%)	99.9	99.5	99.9	99.8	99.3
	0.2 μ m 여과후	1.56 E-02	5.61 E-02	7.28 E-03	1.09 E-01	1.88 E-01 Bq/g
	효율 (%)	54.1	7.6	32.6	19.9	36.0
	여과후순 Cs-매질	1.65 E-02	1.64 E-02	-	6.07 E-02	1.27 E-01 Bq/g
	효율 (%)	-5.8	70.8	100.0	44.3	32.5
	여과후순 폴리머순 Cs-매질	1.05 E-02	-	6.58 E-03	7.41 E-03	2.45 E-02 Bq/g
	효율 (%)	36.11	100	-	87.79	80.7

3. 결론

○ 사용한 PVA 용품 중 방호복에 대한 제염실험을 수행한 결과 초기 13종의 감마핵종(총 방사능 농도 : 175.3Bq/g)은 최종 처리 공정 완료 후 Co-60, Cs-137 및 Sb-124를 제외한 모든 핵종이 MDA 미만으로 처리 되었으며, 최종단의 방사능 농도는 0.024Bq/g로 99.9%의 제거율을 나타냄.

○ 최종 처리된 핵종의 농도를 MDA 농도와 비교해본 결과 Co-60은 3.75배, Cs-137는 1.73배 및 Sb-124는 1.68배 높게 나타났으나, Pilot 규모 설비 운영시 연속적인 여과공정을 통해 MDA 미만으로 처리가 가능할 것으로 판단됨.

4. 참고문헌

- [1] 이의동 외 3인, "PVA방호용품 자체처분 기술개발" 하나-개발-PJ-04 하나검사기술(주), 08.13 2009.
- [2] S. Bushart PM "Emerging LLW Tech. Dissolvable Clothing" EPRI T.R 1003435 08. 2000.

원전에서 발생하는 ^{14}C 폐기물의 관리 방안에 대한 고찰

강덕원, 이의동, 김효철, 이진화, 홍성준
 하나검사기술(주), 경기도 하남시 초이동 337-10
world2is@naver.com

1. 서론

^{14}C 는 원자로형에 따라 생성량이 크게 차이가 있으며 운전 형태 및 사용되는 계통수의 물성에 따라서도 생성되는 화학형 또한 크게 달라진다. 현재까지의 분석 결과 및 문헌상에 알려진 바에 의하면 경수로로는 60~80Ci/GWey, 비등수로형은 80~100Ci/GWey, 중수로로는 450Ci/GWey 정도가 원자로에서 생성되며 경수로로는 배기구를 통해서 4~10Ci, 중수로로는 7~15Ci, 비등수로로는 8~17Ci 정도로 환경으로 방출되고 있다. 원자로로부터 방출되는 ^{14}C 의 화학형을 살펴보면 경수로로는 주로 유기형탄소가 58~95%로 존재하며 비등수로형은 52~87% 중수로로는 85~95가 무기형탄소로 존재하는 것으로 알려져 있다.[Vance, Cline, and Robertson, 1995]. 경수로에서의 ^{14}C 는 주로 methanol, methyl alcohol, acetaldehyde, ethyl alcohol 혹은 계통 내에 복합화합물로 존재하고 있다. [Matsumoto, et al., 1995] 계통수 중에 존재하는 ^{14}C 중 일부는 기체상으로 체적제어탱크(VCT)나 기체폐기물 처리계통(GRS)을 통해 배출되나 대부분은 계통수 정화용 이온교환수지나 필터에 의해 이온형태($\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$, $^{14}\text{CO}_2$)나 elemental C의 불용성 환원형인 무기형태로 제거된다. 중수로 및 비등수로로는 약 96% 이상의 ^{14}C 가 이온형태로 감속계통 및 냉각재 정화계통의 수지에서 제거되며 경수로로는 9~10% 정도가 냉각재 정화계통의 수지에서 제거된다. 발생된 폐수지나 폐필터는 고형화 물질로 안정화시키거나 고건전성 용기에 담아 처분장으로 보내어지거나 최근 들어서는 원자로 계통의 방사선량을 낮추기 위해 미세여과 필터의 사용으로 상당량의 ^{14}C 가 필터에 포집되는 것으로 확인되면서 일부 필터에 함유된 ^{14}C 는 Class C 보다 10배 정도 높아 처분장으로 반입하는데 제약을 받고 있다. 국내의 경우는 처분장 운영의 지연으로 아직까지는 처분장에 반입되는 총 방사능량의 산정 및 핵종별 방사능량의 제한 등이 결정되어 있지 않아 ^{14}C 를 함유한 폐기물에 대한 반입량 제한이라든지 핵종별 추가 처분비가 산정되어 있지는 않으나 외국은 장주기 핵종에 대해서는 핵종별 방사능량에 따라 처분비용을 산정하고 있다. 따라서 원전 운영자는 폐기물 드럼 처분시 드럼

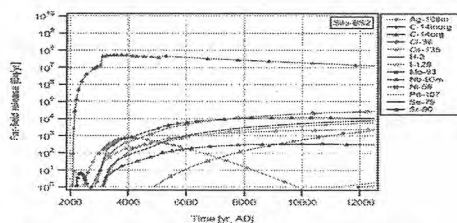
내에 함유되어 있는 ^{14}C 량에 매우 민감하다. 이에 따라 발전사업자는 별도의 ^{14}C 관리전략을 수립하여 운영해 오고 있다. 원전에서 발생하는 방사성폐기물 중 상당량을 차지하는 폐수지 및 폐필터의 최적 처리와 처분을 위해서는 방사성 핵종의 종류와 함량을 반드시 평가해야 할 필요가 있다. ^{14}C 는 긴 반감기, 잠재적인 농도 및 환경으로의 이동성 때문에 정량화하는데 특별한 관심을 가져야 하는 방사성핵종($T_{1/2}=5730\text{years}$) 중의 하나이다. 처분된 방사성폐기물에서 ^{14}C 의 환경적인 거동은 계통 환경변화에 민감한 온도나 redox potential에 따라 상당히 다르게 평가되기 때문에 총 ^{14}C 의 방사능뿐 만 아니라 화학형 또한 매우 중요하다. 본 논문에서는 원전에서 발생하는 방사성폐기물 중 관리가 요구되는 계통 stream 에 대한 검토와 효율적인 C-14 관리방안에 대해 고찰해 보고자 한다.

2. 본론

2.1 처분관점의 폐수지/폐필터의 ^{14}C 관리

^{14}C 는 장기적 안전성 분석결과 보고서에 의하면 ^{14}C 는 자체의 높은 이동성으로 인해 공중에 방사선피폭을 주는 주요 방사성핵종이며 처분장에 보내진 ^{14}C 는 30,000년 동안 존재한다고 본다. 통상적으로 200ℓ 드럼 당 $2.3 \times 10^8 \text{Bq}$ 의 ^{14}C 를 함유해서는 안되며 더 높은 ^{14}C 함량이 포함될 경우에는 폐기물 용기 및 처리조건들의 견고성에 대한 기준을 더 엄격히 요구하고 있다. 발전소에서 발생하는 폐수지는 미국의 경우는 대부분 고건전성용기(HIC)에 담아 탈수 후 처분장으로 보내며 유럽은 시멘트나 석회 등으로 고화시켜 보내거나 발전소 내에 장기 저장 관리해 오고 있다. 일본을 포함한 일부 원전 운영국은 폐수지를 처분장으로 보내지 않고 산분해 처리하는 방안을 강구하고 있다. 해외의 처분장 운영현황을 살펴보면, 처분장에 반입되는 ^{14}C 를 포함한 7종의 핵종에 대해서는 폐기물 용기 내에 함유된 방사능량에 따라 처분비용을 산정하고 있으며 ^{14}C 는 Rd-226/Th-232 핵종과 동일하게 $1\text{MBq}(2.7 \times 10^{-5} \text{uCi/cc})$ 당 107,000원으로 처분장에 반입되는 핵종 중 가장 비싼 핵종 중의 하나이다. 스웨덴의 경우는 2007년 5월 이후로는 발생하는 모든 폐수지에 대해 처분장(SFR)으로 이송하는 것을 중단시켰다 주된 이유로는 현재

사용하고 있는 척도인자(Scaling Factor, SF)값에 대한 전면 검토와 신뢰성있는 분석값임을 상호 비교를 통해 입증하라는 것이었다. 이와 같은 이유로 유럽에서는 적극적으로 ^{14}C 를 수지나 필터 등에 포집시켜 제거하는데 관심이 덜하다. 이는 불잡아둔 ^{14}C 가 안정된 화합물로 변화할지라도 이것이 최종 처분장에 저장될 수 있을지 혹은 그 상태로 유지되고 있을지가 확신이 서지 않기 때문이다. 최근의 EPRI보고서에서는, 경수로 정화계통에서 사용된 폐 필터 중의 ^{14}C 가 주요 이슈로 대두되고 있다. 왜냐하면 계통 방사선량의 저감 목적으로 미세여과필터를 사용하면서부터 일부 필터카트리지는 ^{14}C 의 농도가 예전의 필터보다 약 10배 이상 높은 Class C를 상회하고 있어 처분장에서 수납하기 위해서는 예전과는 달리 시멘트나 폴리머등의 고형화 물질로 고화시키거나 필터에 함유된 ^{14}C 농도를 희석 등의 방법으로 일정 농도 이하로 낮추어 처분장으로 보내야 된다고 기술하고 있다. 잡오체 폐기물은 대부분 원전 부지 밖의 별도의 소각장으로 보내어 소각처리를 해오고 있으며 처분장으로 반입 전 IAEA에서 권고하는 장주기 핵종(H-3, C-14, I-129, Fe-55, 등)들에 대한 Inventory 평가 명세서를 함께 처분장으로 제출하고 있다.



스케일 제어를 통한 방사성폐액 역삼투(RO) 처리 공정 효율 제고

조항래, 박경록, 박종길

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

hang@khnp.co.kr

1. 서론

역삼투(RO)막을 이용한 방사성폐액 처리기술은 일부 가동원전에 적용되어 운영 중이며, 특히 신규 원전의 경우 액체방사성폐기물 처리시스템의 주 처리 공정으로 반영되었다. 역삼투 공정의 처리성능을 확보하기 위해서는 수화학적 관리기술을 포함한 운영 측면의 개선 및 기술개발 노력이 동반되어야 한다. 따라서 본 논문에서는 선행호기의 전처리설비 운영 과정에서 경험한 성능 개선 사례를 토대로 역삼투 공정의 효율적 운영을 위해서 고려해야 할 사항들에 대하여 논하고자 한다.

2. 본론

2.1 방사성폐액의 특성조사

가동원전에서 발생하는 액체방사성폐기물에는 바닥폐액, 공정폐액, 화학폐액, 세탁폐액이 있으며, 각 발전소의 계획예방정비, 과도현상, 수처리 약품의 종류 등의 운전상황에 따라 폐액의 특성이 다양하다(Fig. 1).

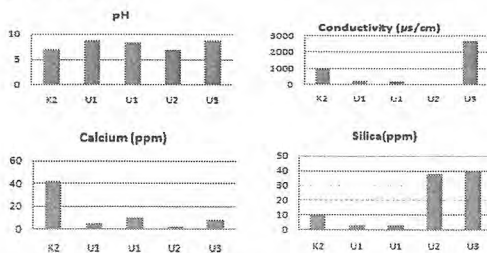


Fig. 1. Comparison of Important Control Factors for Reverse Osmosis Process among some NPPs

따라서 원전 폐액의 물리·화학 및 방사능적 특성에 대한 세밀한 조사가 필요하며, 이러한 조사 결과를 근거로 역삼투막의 특성을 확인하고 막에 영향을 미칠 수 있는 주요인자가 무엇인지 면밀하게 검토해야 한다. 이러한 과정을 통해, 주요 영향인자를 효과적 제어하기 위한 회수율, 농축수 유로 등의 주요 설계인자의 결정과 pH 조절, 스

케일 제어 등의 수화학적 관리기술의 적용성 평가가 가능하다. 선행호기 전처리설비의 운영과정에서 역삼투막의 스케일 형성에 의한 투과수 유량의 조기 저하와 빈번한 화학세정을 경험하였다. 이 같은 문제의 해결을 위해 수행한 폐액특성 조사 결과, 역삼투막 스케일의 주요 요인이 되는 칼슘(Ca^{2+}), 황산이온(SO_4^{2-}), 실리카 성분이 바닥폐액과 세탁폐액에 다소 높은 농도로 존재하였다. 따라서 역삼투 분리과정에서 농축 및 재순환되는 스케일 유발 성분들을 효과적으로 제어할 수 있는 스케일 제어 기술의 적용이 요구되었다.

2.2 역삼투(RO)막의 스케일 제어

2.2.1 스케일 형성 및 제어 메커니즘

액체방사성폐기물 처리의 특성상 분리된 물질의 재 확산을 방지하고 농축수의 발생량을 최소화하기 위해 역삼투 공정의 분리과정에서 발생하는 농축수(배제수)는 공급수조로 재순환된다. 따라서 공급수조의 염 농도가 단 기간에 수십에서 수백 배 증가하여 과포화 상태가 되며, 분자화와 응결 과정을 거쳐 생성된 결정이 성장하여 입자가 된다. 이러한 입자가 역삼투막 표면에 지속적으로 침적되어 막의 투과유량(Flux)이 감소한다. 특히 폐액 중에 가장 많이 존재하는 탄산칼슘(CaCO_3)의 농도가 용해도를 초과하면 급속도로 석출되어 막 표면에 침적되므로 역삼투막의 스케일 형성에 가장 크게 기여한다[1]. 탄산칼슘은 폐액의 pH를 약산성으로 조절함으로써 침적을 효과적으로 억제할 수 있으며, 별도의 화학세정제나 산을 이용한 저 pH 세정을 통해 대체로 쉽게 제거된다[2]. 반면에 실리카나 황산염(MSO_4)에 의한 스케일은 pH 조절에 의한 억제 효과가 낮고 스케일 형성이 어느 정도 진행된다면 세정도 어렵게 된다[2]. 따라서 역삼투막의 성능을 유지하고 수명을 연장하기 위해서는 폐액의 pH와 온도 조절을 통해 난용성 염의 용해도를 가능한 한 높이고, 과포화에 의해 생성되는 결정의 성장을 억제할 수 있는 수화학적 스케일 제어가 매우 중요하다[1]. 스케일방지제는 역삼투막의 중

류와 특성에 가장 적절하고 동시에 각 폐액에 대한 스케일 제어 성능이 우수하며 주입 및 관리가 용이한 제품을 선정해야한다. 또한 단위 막 모듈의 회수율 조절과 스케일 제어의 상호 보완성을 감안해야 하며, 시스템 회수율, 즉 공급수조의 농축수 배수 시까지 폐액 유입량 대비 투과량의 비를 높이기 위해서는 더욱 세밀한 스케일 제어기술이 필요하다.

2.2.2 스케일방지제 적용

선행호기 전처리설비의 처리성능 개선 과정에서 폐액의 특성, 주요 설계인자 및 운전변수 자료를 분석하여, 단위 막 모듈의 회수율을 가능한 한 낮추어 난용성 염의 침적 가능성을 최소화하였다. 동시에 막의 종류와 특성에 적합하고 부작용이 거의 없는 고분자 계열의 스케일방지제를 선정하여 역삼투 공정에 적용하였다. 스케일방지제의 주입 농도는 역삼투 과정의 농축률과 농축수의 재순환에 따른 스케일 유발 물질의 농도 증가를 고려하여 약 15 ppm으로 하고 필요시 추가 주입하도록 하였다. 스케일방지제는 역삼투막을 투과하지 않으므로, 농축수 배수 시까지 1~3회 공급수조로 간헐적으로 주입하도록 하였다. 폐액의 pH 조절 없이 스케일방지제만 주입하여 약 1개월 간 운전한 결과 아래 그림과 같이 역삼투 공정의 투과수 유량이 안정되어, 주입 전 대비 평균 처리유량이 약 60% 증가하였다(Fig. 2-①). 반면에 역삼투 공정의 전단에 설치된 침지형 증공사 정밀여과(MF) 공정의 유량이 완만하게 소폭 감소하는 경향을 보였는데(Fig. 2-②), 이는 스케일방지제 주입의 효과로 발생한 미세입자(0.1~0.2μm)에 의해 정밀여과 막의 공극(Pore)이 일부 폐색되면서 발생한 것으로 보인다. 종합적으로 볼 때 스케일방지제의 적용은 역삼투 공정의 처리성능 향상과 막의 수명연장 및 시스템 회수율 증가에 상당히 기여할 것으로 판단된다.

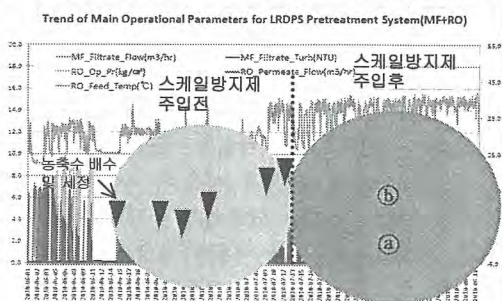


Fig. 2. Trend View of Main Flow Parameters of Pretreatment System(MF+RO)

2.3 역삼투(RO) 공정 농축폐액 저감

역삼투 공정에서 시스템 회수율은 공정의 효율을 평가할 수 있는 중요한 인자이며, 회수율이 증가할수록 농축폐액 발생량은 감소한다. 따라서 선행호기 전처리설비의 경우 스케일방지제 주입 후에 농축수 배수 및 화학세정 횟수가 약 1/5로 감소하여, 회수율이 약 90%에서 99%로 개선되었으며, 약 80%의 농축폐액 저감 효과를 보였다. 역삼투 처리 공정은 농축 또는 제거 대상 물질의 분리과정에서 농축액이 필연적으로 발생하며, 방사성폐액 처리의 경우 방사성 핵종이 다량 함유된 농축폐액을 처리하기 위해서는 증발 건조에 의한 추가 농축 및 고화에 많은 노력과 비용이 소요된다. 그러므로 역삼투 처리공정의 적절한 설계를 바탕으로 회수율, 염 제거율, 압력, 온도 등의 주요 운전변수에 대한 세밀한 관리와 스케일 제어를 통해 농축폐액을 저감시킬 수 있는 방안 강구가 필요하다.

3. 결론

원전의 방사성폐액 역삼투(RO) 처리 공정의 처리성능 향상을 위해 선행호기의 운전 경험을 토대로 기술적 고려사항들을 제시하였다. 먼저, 역삼투(RO) 막에 미치는 영향인자를 파악하고, 발생원과 발생시기에 따른 폐액의 물리화학적 특성이 세밀하게 분석되어야 한다. 둘째, 난용성 염에 의한 역삼투막의 스케일 형성을 효과적으로 억제하기 위한 스케일 제어기술의 적용 결과 처리유량이 크게 개선된 것으로 평가되었다. 셋째, 스케일 제어를 통한 역삼투(RO) 공정의 농축폐액 저감 효과가 매우 큰 것으로 나타났다. 역삼투(RO) 처리 공정은 설비는 물론, 설비를 충분히 이해하고 최적의 운영기술 확보를 통한 효율적 운영이 매우 중요하다. 따라서 역삼투 처리공정에 영향을 미치는 인자들에 대한 체계적인 관리를 통하여 처리성능 향상과 농축폐액 저감을 도모하고 후단 탈염공정의 폐수지 발생을 최소화하는 노력이 필요하다.

4. 참고문헌

- [1] Water Research 44(2672-2684), 2010.
- [2] Woongjin Chemical CSM Reverse Osmosis Technical manual, 2008.

중형가스루프용 헬륨정화계통 설계개요

김종호, 이태훈, 이기영, 김용완

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진대로 1045

ihkim5@kaeri.re.kr

1. 서론

헬륨 가스는 열전달 성질이 우수하고, 원자로 운전 온도 범위 내에서 용해되지 않으며 화학적으로도 매우 안정하며 중성자 활성화 정도가 심각하지 않으므로 고온가스로의 냉각재로 사용되고 있다. 헬륨 가스는 고온가스로의 원자로 계통을 순환하고 있으므로 원자로 운전 중에 화학적 불순물 또는 핵반응 결과 방사성 물질이 생성 내지 축적될 수 있다. 대표적인 불순물로는 삼중수소, 산소, 수분, 일산화탄소, 이산화탄소, 메탄, 질소, 산화질소, 유황성분, 오일 기타 유기화합물 등을 꼽을 수 있다.

헬륨 가스 내 존재하는 불순물은 계통의 성능을 저하시킬 뿐만 아니라 계통 내 구조물의 수명을 단축시키는 부영향을 주는 주요 인자라고 할 수 있다. 따라서 헬륨정화 계통은 고온 가스로의 경제성 및 안전성 확보를 위해서는 반드시 필요한 설비라 할 수 있다. 헬륨정화 계통은 정상 운전 시에는 물론 긴급 정지, 핵연료 교체 등 원자로 운전 전에 관련된 전 과정에서 작동 가능하도록 설계되어 있다.

본 논문은 원자력연구원에서 개발 중인 중형가스루프에 설치하여 중형가스루프의 순환재로 사용되는 헬륨 가스의 공급 및 정화 역할을 수행하고 있는 헬륨정화계통에 관하여, 각국의 기술 개발 현황을 기초로 하여 중형가스루프에 적합한 헬륨정화계통을 개발하고, 그 설계를 개괄하고자 함에 그 목적이 있다.

2. 중형가스루프용 헬륨정화계통설계

2.1 설계요건

헬륨정화계통은 원칙적으로 2계열로 설계되어, 하나의 계열이 상시 운전되고 있으며, 운전되던 계열의 유지, 보수, 기간 동안 나머지 하나의 계

열을 운전하도록 되어 있다. 본 논문에서 제시하는 중소가스루프용 헬륨정화계통은 한국원자력연구원이 개발 중인 중형가스 루프의 부속 계통으로 설치하여 운전 될 예정으로 하나의 계열로 되어 있다. 중형가스 루프용 헬륨정화 계통의 운전 조건은 온도 $\sim 400^{\circ}\text{C}$, 압력 30~40 bar 이며, 정화계통 입구와 출구에서 불순물의 농도는 Table 1. 과 같다.

Table 1. Design specification of the helium purification system for the medium scale gas loop

	입구	출구
미세입자	< 10 ppm	< 1.0 ppm
수소	< 10 ppm	< 1.0 ppm
일산화탄소	< 10 ppm	< 1.0 ppm
수증기	< 100 ppm	< 1.0 ppm

2.2 개요

중형가스루프를 순환하고 있는 헬륨 가스는 고압, 고온 상태이므로 일차적으로 감압, 냉각된 후 헬륨정화계통으로 유입된다. 중형가스루프의 경우 헬륨가스 내에 존재하는 불순물 중 미세입자, 수소, 일산화탄소, 수증기 제거를 목표로 하였다. 미세입자는 필터를 통하여 우선적으로 제거된다. 수소와 일산화탄소는 산화촉매반응을 거쳐 각각 수증기와 이산화탄소로 전환된다. 그 후 수증기는 냉각, 응축되어 분자체 충전탑에서 흡착 제거된다. 이때 이산화탄소, 질소 산화물 등도 흡착, 제거된다. 마지막으로 초저온 활성화탄 충전탑에서 질소, 산소 등 불순물들이 제거되어 최종적으로 정화된 헬륨 가스를 얻게 된다. 중형가스루프용 헬륨정화 계통도를 Fig. 1. 에 나타내었다.

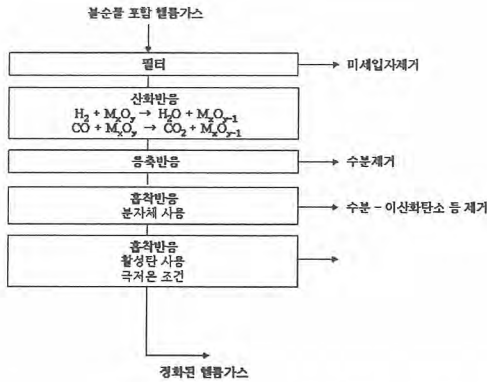


Fig. 1. Schematic diagram of helium purification system for the medium scale gas loop

3. 단위공정 개요

3.1 미세입자제거공정

헬륨정화 계통으로 유입되는 고온부에는 고온용 필터와 칼럼으로 침착된 흡착탄을 흡착제로 사용하는 충전탑을 설치하여 미세입자를 제거하도록 설계하였다.

3.2 수소 제거공정

수소는 일차적으로 300℃로 유지되어 있는, 산화구리 촉매로 충전된 흡착탑에서 산화되어, 수분을 생성하면서 제거된다. 잔존하는 수소는 수소 게터물질로 사용하는 고온의 티타늄 스폰지로 충전된 흡착탑에서 이차적으로 완전하게 제거된다. 헬륨가스의 온도를 촉매탑 운전온도까지 상승시키기 위하여 수소제거 이코노마이저를 설치하였다.

3.3 수증기제거공정

산화구리 흡착탑에서 발생된 수증기는 냉각, 응축된 후 분자체로 충전된 흡착탑에서 흡착, 제거된다.

4. 성능검증

개발 완료된 헬륨정화 계통은 한국원자력연구원에서 개발 중에 있는 중형 헬륨가스 루프에 부착하여 헬륨정화 계통의 출구 요구 조건을 만족시키는지 여부를 확인할 예정이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력 R&D 사업의 지원을 받아 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] S. Strausberg, "Helium Purification Subsystem Design Description," DOE-HTGR-86-103, GAT, 1987.
- [2] M. S. Yao, R. P. Wang, Z. Y. Liu, X. D. He and J. Li, "The Helium Purification System of the HTR-10," Nuclear Engineering and Design, Vol. 218, pp. 163-167, 2002.
- [3] N. Sakaba, T. Furusawa, T. Kawamoto, Y. Ishii and Y. Oota, "Short Design Descriptions of Other Systems of the HTTR," Nuclear Engineering and Design, Vol. 233, pp. 147-154, 2004.
- [4] Y. Inagaki, et al., "Cooling Performance of Helium-gas/water coolers in HENDEL," Nuclear Engineering and Design, Vol. 146, pp. 301-309, 1994.
- [5] A. Berjon, F. Dechelette, O. Gastaldi, "Helium Technological Loop for High Temperature Gas Cooled System Technology Development," Proceedings of ICAPP '05, Seoul, KOREA, May 15-19, paper 5413, 2005.

APR+ 방사성폐기물처리계통의 설계특성

이상섭, 문형근, 김성환

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

ssleeinkr@khnp.co.kr

1. 서론

해외 각국은 국가별 또는 원전별 방사성폐기물(방폐물) 관리정책에 따라 방폐물처리계통을 개선하고 있으나, 이러한 개선의 공통적인 내용은 작업자의 방사선 피폭저감, 방폐물 발생량 최소화, 계통 운전성, 신뢰성 및 안전성 향상 등을 목표로 하는 것이다.

본 연구는 원전 수출을 위한 한국형 고유원전을 개발 중인 APR+ 원전의 방폐물처리계통 설계 개발 현황 및 특성에 대하여 기술한다.

2. 본론

본 논문에서는 현재 건설 중인 신고리 3,4호기(APR1400)와 차별화되는 고체 및 액체 방폐물처리계통 중심으로 기술한다. 특히, APR+는 해외 경쟁노형 대비 상품성, 차별성 등을 고려, 고체 방폐물처리계통에 방폐물 발생량을 최소화시킬 수 있는 유리화설비를 적용하고, 액체 방폐물처리계통에 미래 신기술 수용성을 제고하기 위하여 이동형 설비를 적용할 예정이다[1].

2.1 고체 방폐물처리계통

APR1400 대비 APR+의 고체 방폐물처리계통의 특성은 폐수지, 농축폐액 건조물, 가연성 건조폐기물 등의 폐기물을 유리화 처리하는 것으로 Table 1과 같이 요약할 수 있다. 유리화설비의 주요 설비는 방폐물을 유리화하는 용융로, 전처리 및 폐기물공급설비, 그리고 배기체 처리설비로 크게 구성된다.

Table 1. Comparison of Solid Radioactive Waste Treatment Systems

	APR+	APR1400
주처리 설비	- 유리화설비 - 유도가열식 저온용융로 - 전처리 및 폐기물공급설비 - 배기체 처리설비	- 폐수지건조처리설비 - 폐수지폴리머고화설비 - 농축폐액폴리머고화설비 - 건조 폐기물 압축기

APR+ 유리화설비의 용융로는 기술성 및 인허가성을 고려, 올진 5,6호기에 설치, 운영 중인 유도가열식 저온용융로(Cold Crucible Induction Melter)를 적용할 예정이다. 방폐물처리계통에 유리화설비가 적용될 경우, 호기당 발생되는 방폐물 발생량은 연간 약 42% 수준으로 크게 낮아질 것으로 예상된다.

Table 2. Comparison of Radioactive Waste Arisings

(단위 : 드림/년·호기)

폐 기 물	유리화설비 운영 전	유리화설비 운영 후	비 고
가연성 잡고체	135	4	유리화 적용
비가연성 잡고체	99	99	
폐수지	15	1	유리화 적용
폐필터	1	1	
농축폐액	10	3	유리화 적용
슬러지	5	2	유리화 적용
2차 폐기물	0	1	
합 계	264	111	

2.2 액체 방폐물처리계통

올진 5,6호기 건설 이후, 국내 원전의 액체 방폐물처리계통은 표준형원전 설계개선사업을 수행하는 과정에서 일부 대형기기를 포함하는 원심분리설비에 대한 운영 편의성 향상과 국내원전 자체 방사성폐액 방출기준 강화로 액체 방폐물처리 성능 향상이 요구되어, 신고리 1,2호기 및 이후 건설원전의 액체 방폐물처리계통 주처리설비로 역삼투압(Reverse Osmosis)처리설비를 적용하는 것으로 결정되었다[2].

APR+의 액체 방폐물처리계통은 신고리 3,4호기와 유사하게 역삼투압처리설비를 주처리설비로 할 예정이다. 상이한 사항은 고체 방폐물처리계통에 유리화설비가 도입됨에 따라 농축폐액건조처리 이후의 폴리머고화설비를 배제한 점이다. 특히, 액체 방폐물처리설비는 신기술로의 대체가 활발하게 일어나고 있으므로, APR+의 액체 방폐물

처리계통은 미래 기술 도입에 대한 유연성을 확보할 수 있도록 폐액을 단순 수집하는 탱크류 등을 제외한 주처리설비를 모두 이동형으로 구성할 예정이다.

2.3 방폐물처리설비 배치 계획

APR+ 방폐물처리설비는 APR1400과 동일하게 양호기 사이에 위치한 복합건물에 배치될 예정이다. Figure 1은 신고리 3,4호기 기준, 복합건물 지상배치로 폐기물저장고, 트럭베이, 기체 방폐물처리계통(GRS; Gaseous Radwaste System), 액체 방폐물처리계통(LRS; Liquid Radwaste System) 등의 배치를 보여주고 있다. APR+에서는 이동형 액체 방폐물처리설비의 장점을 높이기 위하여 각각의 독립된 구조물에 분산, 배치되어 있는 단위 모듈들을 하나의 공간에 통합, 배치하는 방안을 검토 중이며, 향후 신규 설비로 대체되는 상황을 고려, 각 모듈들을 스킵드화 할 예정이다. 또한 필요시 설비 해체 및 반출이 용이한 구조로 설계할 예정이다.

유리화설비는 복합건물 일정구역에 수 개층으로 연결, 배치하되, 방폐물처리계통의 폐기물 이송을 고려하여 트럭베이 인접지역에 Figure 2와 같이 배치할 예정이다.

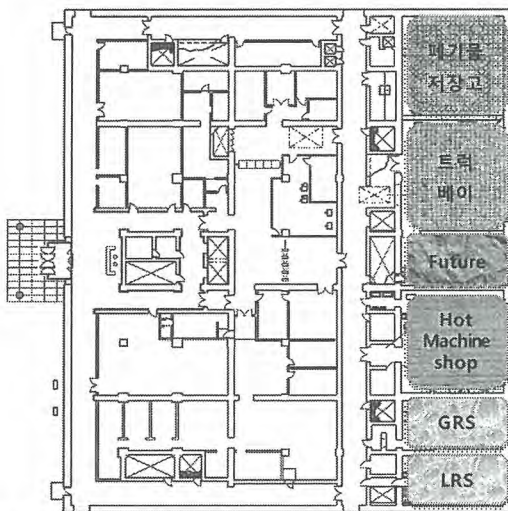


Fig. 1. Compound Building General Arrangement of Shin-Kori Unit 3&4 (EL 100')

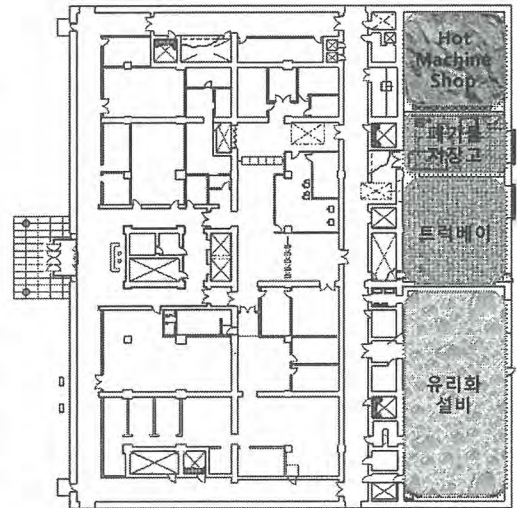


Fig. 2. Compound Building General Arrangement (Draft) of APR+ (EL 100')

3. 결론

우리나라는 1990년대 중반부터 방폐물의 유리화 기술개발과 실증설비 건설 및 시험을 거쳐 상용설비를 올린 5,6호기에 설치하여 성공적으로 운영 중인 상태이다.

한국 고유의 수출노형으로 개발 중인 APR+의 고체 방폐물처리계통 주처리설비로 유리화설비 채택은 고화체의 안전성을 제고하고 원전 방폐물 발생량을 획기적으로 저감시킬 수 있으므로, 해외 경쟁원전 대비 차별화, 특화된 시설확보로 APR+의 경쟁력 제고에 크게 기여할 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 지식경제부 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

- [1] 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, APR+ 방폐물처리계통 설계추진방안 검토 보고서, 2010.
- [2] 한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, APR+ 주요설계 추진방안 검토 보고서, 2009.

세슘포집량별 석탄회필터의 고온 안정성 분석

신진명, 박장진, 이재원, 이정원, 안은주, 김성훈
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jipark@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 pyroprocess 공정의 전처리공정으로서 기존 산화공정을 개선한 고도 휘발성 산화 공정 개발 연구가 활발히 수행되고 있다. 고도 휘발성 산화 공정 도입시 파이프 공정에 영향을 줄 수 있는 핵분열 생성물을 사전에 효율적으로 제거할 수 있는 장점이 있다. 고도 휘발성 산화 공정에서는 기존 휘발성 산화공정 채택 시 제거가 안 되는 Cs, Tc, Ru, Tc, Mo, Te, Se 등과 같은 준휘발성 핵분열 생성물이 배기체로 방출된다 [1]. 이들 핵종 중 Cs은 고방열, 고방사능 핵종으로서 이의 독성이 인체와 환경에 미치는 영향이 매우 크기 때문에 이를 환경으로 방출이 되지 않도록 열적, 수화화적으로 안정한 물질로 전환시켜 포집하는 방법이 요구된다. 현재 고도 휘발성 산화공정에서 제거된 세슘을 안전하게 포집하는 방법으로 석탄회 필터를 이용하여 이들을 고온에서 안전하게 화학흡착 하는 연구가 진행되고 있다. 향후 석탄회 필터를 고도 휘발성 산화공정의 배기체 처리에 적용하기 위해서는 열적으로 안정한 형태의 세슘화합물을 형성해야 한다. 또한 배기체 처리장치 운영 및 폐필터 저장 중 발생할 수 있는 화재 등 사고시를 대비하여 반응한 세슘의 재취발 등 세슘의 고온 안정성에 대한 검토가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 실제 배기체 처리장치 운영시 세슘이 포집된 농도구배를 모사하여 세슘이 과포화된 석탄회필터의 앞단부터 세슘이 차례로 포화된 후 저농도인 필터 끝단까지의 시료를 실험 대상으로 하였다. 이들의 고온 안정성 분석을 수행하기 위해 XRD 및 TGA를 사용하여 미세구조의 변화 및 질량변화를 측정하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

산화분위기하 석탄회필터에 포집된 세슘의 고

온 안정성 분석 실험을 수행하기 위해 먼저 세슘 포집 실험을 수행하였다. 기체상 세슘의 공급원으로 사용한 시약은 CsNO_3 (Aldrich사, 99.9%)이었고 27.414g을 실험에 이용하였다. 실험에 사용한 석탄회 필터 1개의 크기는 직경 44mm, 두께 10mm, 무게 약 8.05~9.85g 이었고 총 8단을 사용하였다. CsNO_3 의 휘발온도 및 필터의 포집온도는 모두 900℃ 이었다. 그리고 carrier gas는 공기, 포집층의 공탐속도는 20 cm/sec 이었다. 실험 후 석탄회필터에 세슘은 1단에서 7단까지 포집되었다. 석탄회 필터를 이용하여 포집된 세슘의 포집량(세슘농도구배)은 0.001~0.87 (g-Cs/g-filter) 이었다. 포집된 필터의 열적 안정성 분석을 위해 각각의 필터를 잘 분쇄한 후 이를 실험에 이용하였다. 또한 세슘 포집량 변화에 따른 시료의 화학적 구조를 분석하기 위하여 X-선 회절분석을 수행하였다. 사용된 X선은 Cu K α 선이며 주사속도는 2°/min 이고 2 θ 값이 15°에서 60°범위에서 측정하였다. 그런 다음 열 분석기(Cahn TG -171, Cahn Instruments, Inc.)에 시료를 약 1000 mg 취하여 20℃/min의 가열속도로 1200℃까지 가열시켰고 공기는 순도 99.999%로 공기유량은 분당 20cm³가 되도록 하였다. 1200℃까지 실험한 이유는 화재 연소시 탄소화합물에 의해 도달할 수 있는 최대 온도이기 때문이다.

2.2 실험결과

세슘 포집 후에 나타나는 석탄회 필터의 결정 구조 및 미세 구조변화를 분석하기 위해서 세슘 포집량 0.001 ~ 0.87(g-Cs/g-filter)에 대한 석탄회 필터의 XRD 분석결과를 Table 1에 제시하였다. 표에서 보는 바와 같이 세슘 포집량 0.127(g-Cs/g-filter)인 경우 세슘이 석탄회 필터와 반응하여 pollucite ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$)상으로 포집되었다. 반면에 세슘 포집량 0.219 ~ 0.452(g-Cs/g-filter)의 경우 석탄회 필터에 포집된 세슘은 pollucite ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$) 상뿐만 아니라 Cs-nepheline (CsAlSiO_4) 상으로 포집되었고 세슘 포집량이 증가함에 따라 Cs-

nepheline (CsAlSiO_4) peak가 발달하는 경향을 보였다. 세슘 포집량 $0.871(\text{g-Cs/g-filter})$ 의 경우 세슘은 Cs-nepheline (CsAlSiO_4) 상으로 포집되었다. TGA 분석결과를 근거로, 세슘 포집량에 따른 세슘회발에 의한 필터의 무게 감소를 Fig. 1에 나타내었다. 세슘 포집량이 $0.322(\text{g-Cs/g-filter})$ 까지는 세슘회발에 의한 무게 감소는 없었고 $0.452(\text{g-Cs/g-filter})$ 에서는 0.9%, $0.871(\text{g-Cs/g-filter})$ 에서는 3.8%로 증가하는 경향을 나타내었다. 일반적으로 세슘 포집량이 증가할수록 세슘회발에 의한 무게 감소가 선형적으로 증가하리라 생각할 수 있으나, Fig. 1에 나타난 바와 같이 세슘포집량 약 $0.452(\text{g-Cs/g-filter})$ 이상에서만 세슘 포집량이 증가할수록 무게 감소가 증가하였다. 이는 pollucite ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$), Cs-nepheline(CsAlSiO_4) 상이 안정하기 때문에 무게 감소에 거의 영향을 미치지 않고 cesium silicate glass가 주로 무게 감소에 영향을 미치기 때문이라 사료된다. 산화분위기하 900°C 에서 세슘 18.7g (연소도 55 Gwd/tU(냉각기간 10년), 사용후핵연료 4.6kg 상당)이 포집된 석탄회필터는 1200°C 고온(화재 사고 가정시)에서 평균 포집량 $0.25(\text{g-Cs/g-filter})$ 를 기준으로 볼 때 세슘회발로 인한 평균 필터무게 감소는 약 0.03 wt.% 이었다. 따라서 석탄회필터에 포집된 세슘은 1200°C 의 온도에서도 열적 안정성을 유지함을 확인할 수 있었다.

3. 결론

산화분위기하 900°C 에서 기체상 세슘 18.7g 이 포집된 석탄회필터의 열적 안정성을 확인하기 위해 1200°C 까지 열중량 분석을 수행하였다. 그 결과 석탄회필터는 1200°C 까지 가열하여도 평균 필터무게 감소가 약 0.03 wt.% 으로 배기체 처리 장치 운영 중 혹은 폐필터 저장 중 화재 등으로 인한 비상시에도 열적으로 안정함을 예상할 수 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J.J. Park, J.M. Shin, G.I. Park, J.W. Leel, J.W. Lee2 and K.C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009.

Table 1. XRD patterns of fly ash filters after trapping cesium at different cesium trapping quantities in air atmosphere

Cesium trapping quantity (g-Cs/g-filter)	XRD results
0.001	Quarts, Mullite, cristobalite
0.044	Quarts, Mullite, cristobalite
0.127	$\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$
0.219	$\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$, CsAlSiO_4
0.322	$\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$, CsAlSiO_4
0.452	$\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$, CsAlSiO_4
0.871	CsAlSiO_4

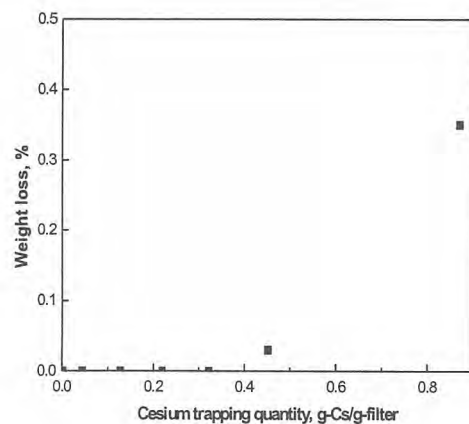


Fig. 1. Effect of the amount of cesium trapping quantity of fly ash filter on weight loss up to 1200°C

금속폐기물의 형상 정보획득을 위한 3차원 스캐너의 조건

손정희, 신상원, 이재민, 한병섭
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328번지
ihson@enesys.co.kr

1. 서론

원자력 시설에서 발생하는 금속 폐기물은 자체 처분대상임에도 불구하고, 복합형상을 띠는 경우 방사능 평가가 어려워 시설 내에 보관하는 경우가 대부분이다. 이와 같은 복합형상 저준위 금속 폐기물의 방사능 평가를 위해 현재 MCNP 코드를 이용하여 산출한 보정인자와 실 계측 데이터를 연계한 방사능 평가 기술을 개발 중이다. 보정인자를 산출하기 위해 금속 폐기물의 3차원 형상을 측정하고 데이터화하여 실시간으로 MCNP 코드의 입력문으로 활용한다. 이 과정에서 폐기물의 형상을 측정하기 위해 3차원 스캐너를 사용한다. 3차원 스캐너의 선택 시 업계 전문가들은 필요이상으로 고성능 장비를 도입하기보다는 업무 내용을 정확히 분석하고 그에 맞는 최적 장비를 선택하기를 권장하고 있다[1]. 이에 따라 금속폐기물 형상 측정용으로 최적의 3차원 스캐너를 선택하기 위해 고려해야할 주요인자를 도출하였다.

2. 본론

2.1 3차원 스캐너의 종류와 특징

3차원 스캐너는 크게 접촉식과 비접촉식으로 나뉜다. 접촉식이란 측정대상의 표면에 프로브를 접촉시켜 상대 이동값을 측정하여 형상정보를 획득하는 방식이다. 비접촉식은 레이저나 백색광을 이용하여 사물의 형상 정보를 획득하는 방식이다. Fig. 1. 에 개략적인 스캐너 분류법을 나타내었다. 접촉식 스캐너의 경우, 측정 정밀도가 높다. 그러나 측정 시간이 매우 길고 측정대상과 프로브의 접촉으로 대상물 표면 손상 위험이 있으며 그로인해 프로브의 방사능 오염 가능성이 있다. 또한 숙련된 전문가가 필요하다는 단점도 있다. 반면에 비접촉식 스캐너의 경우 정밀도는 상대적으로 접촉식 스캐너보다 낮지만 측정시간이 빠르고 조작성이 간단하다, 그리고 대상물과 물리적 접촉이 필요 없으므로 스캐너의 방사능 오염을 염려하지 않아도 된다는 장점이 있다. 이러한 장점들을 고려해

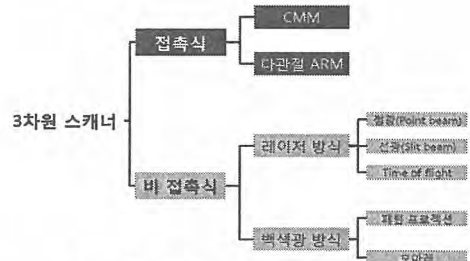


Fig. 1. 3D Scanner categorization

비접촉식 스캐너가 적합하다고 판단하였다.

비 접촉식 스캐너는 사용하는 광원에 따라서 다시 레이저 스캐너와 백색광 스캐너로 나뉜다. 레이저 스캐너는 사용이 안정적이고 활용범위가 넓다는 장점이 있으나, 백색광 방식에 비해 스캔 속도가 떨어진다. 또한 인체에 유해한 레이저를 사용할 경우 사용자의 시력에 영향을 주는 단점이 있다. 백색광 스캐너는 스캔속도가 빠른 것이 최대 장점이지만 외부 광간섭에 약하다는 단점이 있다. 그러나 업계에서는 이러한 단점을 극복하기 위해 4500 ANSI-Lumen 의 강한 빛을 사용하는 모델을 개발하였다. 레이저 스캐너의 경우에도 인체에 안전한 레이저를 사용하고, 스캔 속도가 빠른 모델을 개발 중이다.

레이저 스캐너와 백색광 스캐너의 단점을 극복하기 위한 기술개발에 의해 두 가지 방식의 사양 차이가 좁혀졌다. 다만 사용하는 광원의 특성에 따라 세부적인 차이가 있다. 따라서 스캐너 선정에 두 가지 방식 모두를 고려하였다.

2.2 3차원 스캐너의 기본사양과 주요인자

2.2.1 3차원 스캐너의 기본사양

모델마다 제공하는 성능항목과 표기방식이 제각각 다르지만, 공통적으로 제공하는 항목으로 측정시간, 측정영역, 측정거리, 정밀도, 해상도, 작동 온도, 출력 포맷, 광원의 종류 등이 있다.

2.2.2 금속폐기물의 형상 특성

폐기물의 물리적 특성으로는 밀도, 물리적 형

태, 크기 등을 고려하는데, 이러한 제반 특성들은 고체폐기물 처리시스템 선정에 매우 중요한 인자가 되므로[2] 주의 깊게 분석할 필요가 있다. 원자력 기관에서 발생하는 방사성 금속폐기물은 대부분 금속용기, 펌프, 실험장치, 파이프 등과 철판, 앵글, 철근 등 이 대부분이며 오염된 금속폐기물과 오염되지 않은 폐기물이 함께 포장되어 있을 것으로 추정한다[3].

2.2.3 금속 폐기물 형상측정을 위한 3차원 스캐너의 중요인자

비 접촉식 3차원 스캐너의 중요 인자는 출력 포맷 형식과 측정영역이다. 획득한 형상데이터를 MCNP코드의 입력문으로 사용 하는데. 이때 입력문 형식이 텍스트이므로 형상데이터가 텍스트 형식이 아닐 경우 텍스트로 변환하여 입력문으로 사용한다. 획득한 데이터를 또 다시 텍스트 형식으로 변환하기 위하여 많은 시간과 노력이 든다. 스캐너의 출력포맷이 텍스트 형식이라면 그러한 과정을 거칠 필요가 없으므로 효율적인 프로세스 체계를 구축할 수 있다. 측정영역의 경우 대상물의 크기를 충분히 포함하지 못하면 분할 측정하여 데이터를 결합한다. 그 과정에서 오류가 발생하거나 정확도가 떨어질 우려가 있다. 그리고 분할 측정한 다수 데이터의 라벨링을 위해 대상물의 표면에 마킹을 해야 할 경우 방사능 오염의 우려가 있고 작업속도가 현저하게 느려진다. 따라서 가능한 적은 횟수로 촬영을 완료하는 것이 좋다. 이를 위해 스캐너의 촬영 범위는 대상물의 크기를 포함할 수 있어야 한다. 금속폐기물을 처리할 때 작업자가 임의로 폐기물을 절단하므로 폐기물의 크기에 알맞은 측정영역을 정하기는 어렵다. 하지만 폐기물을 보관하는 용기가 200L 드럼인 점을 고려하여 측정영역의 최대치가 약 1m 내외인 것으로 선정하였다.

측정 영역은 시스템 프레임 크기와 같은 하드웨어적인 사항을 결정하고, 출력 포맷은 데이터의 변환과 같은 소프트웨어적인 사항을 결정한다. 그러므로 둘 중 어느 하나를 우선시하기 보다는 두 가지 모두를 고려하여 균형이 맞는 제품을 선택하는 것이 바람직하다. 형상데이터를 텍스트로 변환하는 기술이 있으므로, 출력포맷 형식을 일차적으로 고려하되, 측정영역이 조건에 부합된다면, 출력포맷이 텍스트 형식이 아니더라도 고려대상에서 제외하지 않았다. Table 1. 에서는 상기 조

건에 부합하는 스캐너의 사양을 제시하였다.

Table 1. Database of 3D Scanner specification

제조사	모델명	측정영역 [mm]	Output format	광원
코니카 미놀타	VIVID9i	1,495 × 1,121 × 1,750	Konica 자체 포맷 DXF* STL OBJ ASCII	레이저
	VIVID910	1,196 × 897 × 750		
드림T&S	Mobile Scan 3D	1,395 × 1,395 × 1,395	-	
브로이크만	smart SCAN	2,500 (diagonal)	ASCII STL PLY VRML BRE	백색광
	stereo SCAN	1,200 (diagonal)		
비전테크	Flex Scan (HDI타입)	2,000 × 2,000	PLY OBJ STL ASC 3D3 3D3F	
솔루션닉스	RaxcanIII	1,094 (diagonal)	STL	
아이메트릭	I Scan	1,000 × 750	-	
GOM	ATOS II	2,000 × 1,600		

* BLOCK 처리된 항목은 텍스트버전을 지원하는 파일포맷

3. 결론

금속폐기물의 형상측정에는 비접촉식 스캐너를 사용하고, 스캐너 선정 시 중요인자는 측정영역과 출력 포맷이다. 출력포맷은 MCNP 코드의 입력문으로 사용하기 위해 텍스트 형식이 가장 이상적이다. 측정영역은 폐기물을 보관하는 200L 드럼의 크기를 고려하여 측정영역 최대치 1m 내외의 제품을 선택하였다.

향후 금속 폐기물 형상측정에 적합한 스캐너를 선정하면, 스캐너 출력 데이터의 변환성을 연구하여 MCNP 입력문으로서의 활용방안을 구축해야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.(No.2010T100100687)

5. 참고문헌

- [1] CAD & Graphics, CAD & Graphics 7월호 3차원스캐닝업체 인터뷰, pp.66-72, 2007.
- [2] Proceeding of the Korean Radioactive Waste Society, Vol.1, No.2, pp.645-649, 2003.
- [3] 한국방사성폐기물학회, 2006년 추계학술발표회 논문 요약집, pp.55-56, 2006.

폐피복관 처리를 위한 특성 분석

강권호, 양재환, 나상호, 이정원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nghkang@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 원료로서 재활용하기 위해서는 사용후핵연료 집합체의 해체, 연료봉의 절단, 탈피복 등의 일련의 공정을 거쳐 사용후핵연료를 회수하여야 한다. 사용후핵연료 집합체의 해체 과정에서 집합체를 구성하고 있는 구조물, 탈피복 과정에서 폐피복관, 사용후핵연료의 분말화 공정에서 핵분열 기체와 휘발성물질을 포집한 배기체 폐필터가 공정폐기물로 발생한다. 폐피복관은 연소 중 중성자에 의한 방사화 및 핵분열 생성물의 침투에 의한 오염으로 방사성폐기물로 분류된다. 폐피복관은 전체 전처리 공정 폐기물 중 57.2 wt%, 30.8 vol%로서 폐피복관의 감용처리는 전체 공정폐기물의 감용 및 후행 핵연료주기 정책 방향 결정에 영향을 준다. 표 1은 사용후핵연료 10 t 처리시 발생하는 폐기물 종류별 발생량을 나타낸 것이다. 폐피복관의 감용 및 안전한 처리를 위해서는 폐피복관의 물리/화학적 특성 및 핵종 특성 분석 등이 필요하다. 본 연구에서는 폐피복관의 물성 특성 및 방사화 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 물리화학적 특성

폐피복관은 주로 Zircaloy-4, HANA, Zirloy의 Zr 합금으로 구성되어 있으며, Zircaloy-4의 경우 Zr 모재에 Sn (1.2-1.7 %), Fe (0.18-0.24 %), Cr (0.07-0.13 %), Ni (최대 0.007%) 등이 주요 구성 성분이다. 이외에 주요 불순물로 Co, Cd, U 등이 포함되어 있다. 밀도는 6.55 g/cm^3 , Bulk density는 $920\text{-}1100 \text{ kg/m}^3$, 용융점은 $1800\text{-}1850 \text{ }^\circ\text{C}$ 이다. 크기는 직경 9-15 mm, 두께 0.5-0.9 mm 이다. 표 2는 Zircaloy의 조성에 의한 물성 변화를 나타낸 것이다. [1]

2.2 폐피복관의 방사화 특성

폐피복관내의 불순물이 중성자 조사에 의해 방

사화 되어 방사성 동위원소를 발생한다. 표 3은 폐피복관의 방사화에 의한 주요핵종 및 방사능량을 나타낸 것이다.

표 3에 의하면 약 10년 후에는 방사화에 의한 핵종은 중저준위 처분농도 제한치를 만족하는 것으로 나타났다. 또한 피복관의 불순물로 존재하는 U의 방사화에 따른 α -activity는 32,000 MWd/tU 연소도의 경우 방출시 57.2 nCi/g으로 TRU 폐기물 기준인 100 nCi/g 이하로 중저준위 폐기물에 해당되며, 65,000 MWd/tU 연소도의 경우 방출시 439.7 nCi/g으로 TRU 폐기물에 해당되지만 5년 냉각 후에는 94.16 nCi/g으로 중저준위 폐기물로 감쇠된다. 그러나 실제 폐피복관에는 방사화에 의한 핵종 뿐만 아니라 사용후핵연료와의 접촉에 의한 핵분열생성물의 침투에 의한 핵종이 폐피복관 내면에 존재한다. 주로 대부분의 핵분열생성물은 폐피복관 외면의 산화층에 존재하는 것으로 알려져 있으며, 산화층을 제거하여 핵분열생성물을 제거하려는 연구도 수행 중에 있다. T.S Rudisill[2]에 의하면 폐피복관내의 핵분열생성물은 약 200 μm 깊이까지 침투되어 있으나, 주요핵종인 ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs 등은 저준위 폐기물 기준인 Class A와 Class C 기준을 만족하는 것으로 나타났다. 그러나 TRU 핵종인 ^{238}Pu , $^{239/240}\text{Pu}$, ^{241}Am 은 평균 989 kBq/g, 356 kBq/g, 161 kBq/g으로 저준위 폐기물 처분기준인 3.7 kBq/g을 초과하는 것으로 나타났다.

2.3 폐피복관 처리기술

폐피복관 처리기술은 다음과 같이 분류된다.[3]

- encapsulation and storage or disposal
- compaction and encapsulation
- matrix formation (with or without compaction) and encapsulation
- melting (with or without cleaning)
- chemical reaction to chloride, fluoride, oxide or sulfate and encapsulation

이상의 처리 방법 중 압축이나 용융처리기술은

전처리를 시행하는 국가에서는 이미 대용량 설비를 구축하여 처리할 정도로 입증된 기술이다. 대부분의 핵분열생성물이 침투되어있는 표면의 산화막을 제거하여 폐피복관을 중저준위화 하는 기술도 일부 연구가 수행 중에 있다. 그러나 이 방법은 대용량화 또는 원격화에 어려움이 따를 것으로 판단된다. 폐피복관의 대부분을 차지하고 있는 Zr의 재활용을 위한 방법으로 전해정련을 이용한 금속 Zr 회수와 Zr의 염소화와 Mg을 이용한 환원방법의 Kroll process를 이용하는 Zr 회수 방법에 대한 연구 역시 수행되고 있다.

3. 결론

폐피복관의 방사화에 의한 준위는 중저준위 인수조건에 만족하며, 핵분열생성물의 침투에 의한 핵종 역시 저준위 처분장 인수기준에 만족한다. 그러나 표면층에 침투한 TRU 핵종은 저준위 처분장 인수기준을 100배 이상 초과하는 것으로 나타났다. 표면제거에 따른 저준위화는 대용량화, 원격화 등이 어려워 현실성이 없는 것으로 판단된다. Kroll process 방법이나 전해정련방법에 의한 Zr회수 및 저감화에 대한 연구는 지속적으로 필요하다.

4. 참고문헌

- [1] Management of Cladding Hulls and Fuel Hardware, IAEA TECDOC No. 258 (1985).
- [2] T.S. Rudsill, J. Nucl. Mater, 385(2009) 193.
- [3] Griggs and G.H. Bryan, "Cladding Hull Decontamination Process-Preliminary Development Studies", Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, PNL-2985 (1979).

Table 1. 사용후핵연료 10톤 처리시 발생하는 전처리 공정폐기물

종류	무게,kg	무게,%	부피,m ³	부피,%
폐피복관	2,454	57.2	2.5	30.8
구조재	1,037	24.1	4.5	55.3
폐필터	793	18.5	1.1	13.9

Table 2. Zircaloy의 조사에 의한 물성 변화

Property	Effect of irradiation in reactor
Tensile and yield strength	Experimental increase with exposure: 30% increase for 10^{21} n · cm ⁻² at 250-300 °C
Impact and fracture toughness	Stress fracture strength increase with exposure: 10% increase for 3×10^{20} n · cm ⁻² at 250-300 °C Decrease with exposure: 12% increase for 5×10^{19} n · cm ⁻² at 280 °C
Ductile	Increase with exposure: 20% increase for 5×10^{19} n · cm ⁻² at 50 °C
Surface hardness	Increase with exposure: weight increase of 300 mg/dm ² for 5×10^{19} n · cm ⁻² at 280 °C
Corrosion	

Table 3. 폐피복관의 방사화에 따른 발생 핵종

핵종	반감기 (년)	처분농도 제한치 (Bq/g)	Discharge	10 yr	100 yr
H-3	12.33	1.11E+6	6.85E+04	3.90E+04	2.48E+02
C-14	5730	2.22E+5	8.78E+04	8.77E+04	8.67E+04
Co-60	5.27	3.70E+7	7.52E+07	2.02E+07	1.46E+02
Ni-59	7.6E+4	7.40E+4	4.37E+02	4.37E+02	4.37E+02
Ni-63	100	1.11E+7	6.76E+04	6.31E+04	3.38E+04
Sr-90	28.8	7.40E+4	7.62E+02	5.96E+02	6.50E+01
Nb-94	2.03E+4	1.11E+2			
Tc-99	2.11E+5	1.11E+2	7.37E-01	7.45E-01	7.45E-01
I-129	1.72E+7	3.70E+1			
Cs-137	30.17	1.11E+6			

제3분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Oral)

화강암에서 핵종의 장기침투확산 및 수착 메카니즘 해석

박정균, 김승수, 백민훈, 정종태

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ckpark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 지하시험시설(KURT)을 건설하여 다양한 핵종이동과 관련한 항목들을 실험하고 있다. 이의 일환으로 KURT내 주된 암석으로 존재하는 화강암을 채취하여 핵종들의 확산특성을 파악하기 위한 실험을 수행하였다. 화강암같은 결정질 암반이라도 미세하게 공극들이 발달해 있으므로 다공성매질로 간주할 수 있으며, 이 암반세공을 통해 핵종들이 암반내로 확산해 들어갈 수 있다. 방사성핵종이 매질을 통해 확산할 때, 확산속도는 세공의 크기와 모양뿐만 아니라 암석세공표면의 물리화학적 특성에 민감하게 반응한다. 즉, 핵종이 암석세공표면에 수착하거나, 화학결합하고, 용액의 지화학적 조건에 따라 민감하게 화학종이 바뀌면서 확산특성도 다른 양태를 보이는 핵종들도 있다. 이 실험에서는 장기간 확산실험을 수행한 후, 핵종함유암석에 단계적화학추출을 수행하여 각 핵종별로 암석표면에 수착한 메카니즘을 구별해 보고자 한다. 또한, 안전성평가에 중요한 핵종별 확산깊이를 평가하기 위해 장시간동안 핵종이 암석내로 침투해 들어가도록한 후, 깊이별로 핵종이 확산해 들어간 농도를 측정하여 확산깊이와 확산계수를 평가하였다.

2. 실험 내용

밀폐개념으로 설계한 실험장치 개념도를 그림1에 실었다. $\Phi 5.2 \times 20\text{cm}$ 크기 암석코어를 한쪽 밀폐만을 핵종들이 확산해 들어갈 수 있도록 남겨두고 나머지 부분은 아크릴로 밀봉 경화 시켰다. 실험용액을 암석이 들어있는 용기에 넣고, 외부와 완전히 차단한 다음, Glove box 밀폐장치에 넣고, 질소농도가 일정하게 유지되도록 하였다. 9개월이 경과한 후 확산실험장치를 밀폐시스템에서 꺼내 해체하고, 암석내로 확산해 들어간 핵종의 농도를 파악하기 위해, 암석시료를 확산깊이

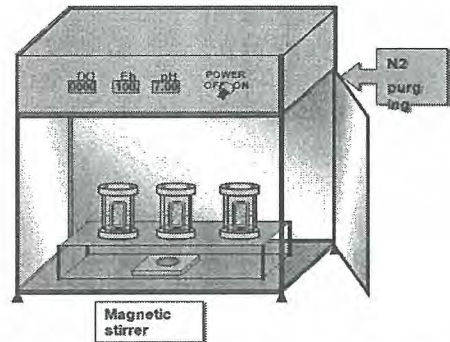


Fig. 1. Schematic diagram of the experimental setups in a glove box

방향으로 절단하여, 절단한 한 쪽 면은 자기방사 분석(autoradiography)을 하고, 나머지 한 쪽면은 다시 깊이 별로 1cm 단위로 절단하였다. 깊이별 각 시료에 함유되어있는 농도를 측정하기위해 화학추출을 시행하는데 그 목적은 암석에 확산/수착되어 있는 핵종 농도 파악하고, 핵종별 결합방식 파악하는데 있다. 실험핵종으로 유기염료, THO, Co, Sr, Cs, U, Eu, Th, Np 를 사용하였다.

3. 확산모델 및 확산계수 결정

핵종이 암석내를 공극을 따라 깊이방향으로 확산해 들어가는 시스템에서 지배방정식을 다음과 같이 세울 수 있다.

$$\frac{\partial C_p}{\partial t} = D_a \frac{\partial^2 C_p}{\partial x^2} \quad (1)$$

수착성핵종에 대해 선형수착관계 $q=K_d C_p$ 를 만족하고, 국부적 화학평형이 성립한다고 가정하고 초기조건과 경계조건은 다음과 같이 가정하였다.

$$C_i(t=0)=C_0$$

$$C_p(x,0)=0 \quad 0 \leq x < l$$

$$C_p(0,t)=C_0 \quad t \geq 0$$

이 시스템에 대해 원액농도부에서 핵종농도가 시간에 따라 변하지 않고 일정하다고 가정하고,

확산깊이가 반무한대라고 가정하면, 다음과 같은 해석해를 구할 수 있다. (Crank, 1975)

$$\frac{C}{C_0} = \operatorname{erfc} \left(\frac{x}{2\sqrt{D_a t}} \right) \quad (2)$$

이 식을 사용해 확산깊이별 핵종농도를 측정하여, 선형관계곡선을 구하면, 그 기울기에서 겉보기 확산계수 D_a 를 구할 수 있다.

4. 실험결과 및 해석

그림2에 암석내부로 침투해 들어간 핵종농도분포를 나타내었다. 수착성핵종중 Eu, Cs는 확산깊이가 4cm 수준이었고, Co, Sr, Np, Th, U등 핵종들은 약 9cm 깊이까지 확산침투가 침투해 들어갔다. 이들은 자기방사분석방법(autoradiography)으로 THO와 Np-237의 암석내 핵종농도분포영상을 분석하여 확산깊이를 검증하였다. 그림3에 나타낸 Np-237의 경우, 암석내 깊이 2-3cm 이내에 핵종이 주로 수착되어 있고, 약 5cm 이상에서는 농도는 낮지만 확산침투는 더 깊이 침투해 들어간 모습이 관찰된다. 계산한 겉보기확산계수는, Eu, Cs는 $10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$ 수준이고, Co, Sr, Th는 $10^{-10} \text{m}^2/\text{s}$ 수준으로 가장 크고, Np, U은 그 중간 값을 가졌다. 순차적화학추출법으로 핵종들의 주된 수착메카니즘을 분석해본 결과, Sr, Eu, Cs는 이온교환으로 암석과 주로 결합하였다. 특이하게도, Co와 U는 암석표면과 접촉한 초기에는 이온교환이 주축을 이루다가 암석안으로 깊이 침투해 들어갈수록 철/망간산화물과 결합이 주된 수착기구로 작용하였다. 이는 Co와 U의 경우, 농도가 낮을 경우 철/망간산화물과 결합이 우선적으로 일어나지만, 용액과 암석간 접촉면과 같이 높은 농도로 장시간 접촉시에는 이온교환이 계속 일어나 지배적인 위치를 점하는 것으로 파악된다. 한편, Np의 경우에는, 반대로, 암석과 접촉초기부분에서는 철/망간산화물과 결합이 주로 일어나지만 깊이 들어갈수록 이온교환이 주를 이루는 것으로 바뀐다. 이는 Np가 U에 비해 수착속도가 느리기 때문에, 핵종과 암석이 처음 접하는 확산침투에서는 U가 Np보다 철/망간산화물과 결합을 먼저 하고, Np는 상대적으로 속도가 빠른 이온교환을 먼저하는 것으로 파악된다. 그리고, 장기간 접촉이 이루어진 확산접촉면 근처에서는 Np

가 느리지만 지속적으로 철/망간산화물과 결합을 늘려나가 독점적인 영역을 구축한 것으로 판단된다.

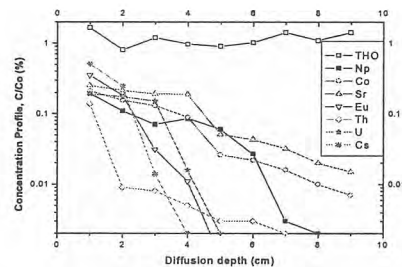


Fig. 2. Diffused concentration profiles of the nuclides in the weathered KURT granite



Fig. 3. Autoradiographic image of Np-237 after 9 months

5. 결론

KURT에서 추출한 풍화화강암으로 약 9개월간의 확산침투깊이 실험을 수행한 결과 비수착성핵종인 트리티움은 이미 20cm 길이의 암석전체로 골고루 확산해 들어갔다. 수착성핵종중 Eu, Cs는 확산깊이가 4cm 수준이었고, Co, Sr, Np, Th, U등 핵종들은 약 9cm 깊이까지 확산침투가 침투해 들어갔다. 계산한 겉보기확산계수는, Eu, Cs는 $10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$ 수준이고, Co, Sr, Th는 $10^{-10} \text{m}^2/\text{s}$ 수준으로 가장 크고, Np, U은 그 중간 값을 가졌다.

6. 참고문헌

- [1] J. Berry, K. Bond, M. Cowper, A. Green, and C. Linklater, *Radiochimica Acta* **66/67**, 447, 1994.
- [2] Y. Ohlsson and I. Neretnieks, *Diffusion data in granite*, SKB/TR97-20, 1997.
- [3] J. Crank, *Mathematics of Diffusion*, Oxford Univ. Press, New York 1956.
- [4] H. Sato, *Nucl. Tech.* **127**, 199, 1999.
- [5] C. K. Park, and P. S. Hahn, *Kor. J. Chem. Eng.*, **26** (5) 1279, 2008.

The Sorption of Selenate and Selenite onto Magnetite in the Carbonate Solution

Je Ho Min, Seung Soo Kim, Jae Kwang Lee, Min Hoon Baik, Jong-Won Choi, Kie Seo Bae*

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-Daero, Yuseong, Daejeon

*Graduate School of Greenenergy Technology, Chung-nam National University, 79, Daehangno, Yuseong 305-764

Corresponding author: artory1031@nate.com

1. Introduction

The long-lived (half-life: 6.5×10^4 years) radionuclide ^{79}Se has been concerned as one of the interest nuclides in a disposal system of the radioactive waste. Naturally selenium exists as four different oxidation states with different chemical behaviors: selenide(Se^{II}), elemental selenium(Se^0), selenite($\text{Se}^{\text{IV}}\text{O}_3^{2-}$) and selenate($\text{Se}^{\text{VI}}\text{O}_4^{2-}$). While metal selenide and elemental selenium have a very low solubility, selenite and selenate are soluble and mobile [1].

The metal canister containing high-level wastes or spent fuels would be disposed in a borehole or tunnel located a deep underground according to a Korean concept. In this geological condition, the iron canister will be corroded into magnetite [2]. Since studies on selenium sorption have indicated that it can be strongly adsorbed by iron oxyhydroxides and oxides, retention of selenite and selenate on the magnetite could then be possible due to immobilization process [3]. However several anions in groundwater, especially carbonate with high concentration in KAERI Underground Research Tunnel (KURT) groundwater [4], can compete with selenium oxides for the sorption onto iron corrosion products.

In this work, the sorption of selenate and selenite onto magnetite was studied in various pH solutions with and without carbonate ion. Then the results were applied for surface complexation modeling.

2. Experiment and Modeling

All experiments have been performed at room temperature in an Ar-filled glove. Selenite and selenate solutions of 1.0×10^{-5} mol/L were prepared by dissolving Na_2SeO_3 and Na_2SeO_4 , respectively, in 0.02 M NaClO_4 matrix. To understand the carbonate effect on selenium sorption, some solutions were adjusted to be 1.0×10^{-3} mol/L of Na_2CO_3 . The carbonate concentration is the similar to KURT groundwater. 1.0 g of magnetite was put in 20 mL of a prepared solution in polypropylene bottle. Then the pH of solutions was adjusted to 7 ~ 11 with a dilute HClO_4 or NaOH solution. The solution was shaken for 3 to 7 days.

After shaking for the time, the solution was filtered with a 0.2 μm polyethersulfone (PES) filter. Selenium concentration in solution was determined by inductively coupled plasma-mass spectrometry (ICP-MS).

Specific surface area of magnetite was determined by applying the BET equation, and the results are Table 1. FITEQL 4.0 code was used for the modeling of selenite sorption on the magnetite from experimentally obtained results.

Table 1. Surface Characteristics of Magnetite

BET surface area	5.11 m^2/g
Reactive site concentration	1.06×10^{-3} mol/L
Solid concentration	50 g/L

3. Results and Discussion

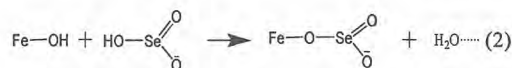
Almost selenate was not sorbed onto magnetite in the pH 7 ~ 11. The percentage of selenite sorbed onto magnetite, $[\text{Se}]_{\text{sorb}}(\%)$, was calculated according to the following equation, and the results as a function of pH are shown in Fig. 1.

$$[\text{Se}]_{\text{sorb}}(\%) = \frac{[\text{Se}]_{\text{ini}} - [\text{Se}]_{\text{re}}}{[\text{Se}]_{\text{ini}}} \times 100 \quad (1)$$

$[\text{Se}]_{\text{ini}}$: initial selenium concentration

$[\text{Se}]_{\text{re}}$: selenium concentration in a filtrate after equilibrium

When the species $\{\text{FeOSe}(\text{O})\text{OH}\}$ was considered as a main selenite adsorption structure onto magnetite [5], we obtained the best fit by modeling with only one mechanism as following;



The thermodynamic equilibrium constants in Table 2 were used for the modeling. From the diffusion double layer model (DDLML) by using FITEQL 4.0 code [6], the equilibrium constants ($\log K$) for the surface complexes between selenite and magnetite were obtained as 7.73 and 7.25 in the solutions with and without carbonate, respectively.

Distribution of selenium species in 1.0 M NaClO_4 with total selenium at 1.0 M Na_2SeO_3 are known 56% HSeO_3^- and 44% $\text{H}_2(\text{SeO}_3)_2^{2-}$ at pH 5.0, and 32% SeO_3^{2-} , 28% $\text{H}_2(\text{SeO}_3)_2^{3-}$, 24% $\text{H}_2(\text{SeO}_2)_2^{2-}$ and 16% HSeO_3^- at pH 8.0. However, selenate was not adsorption onto magnetite because free SeO_4^{2-} anion is the only predominant species at pH 5.0 and 8.0. [7]

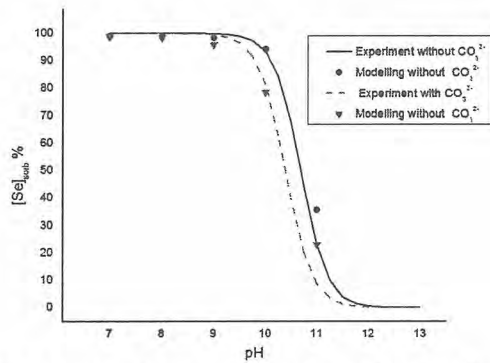


Fig. 1. Sorption of selenite onto magnetite as a function of pH. $[Se]_{ini} = 1 \times 10^{-5}$ mol/L, magnetite=50 g/L, 2×10^{-2} mol/L $NaClO_4$ matrix, reactive site concentration of magnetite = 1.06×10^{-3} mol/L.

Table 2. Thermodynamic Equilibrium Constant for Several Reactions.

Reaction	Log K
$SeO_3^{2-} + H^+ \leftrightarrow HSeO_3^-$	8.36 (OECD/NEA)
$HSeO_3^- + H^+ \leftrightarrow H_2SeO_3$	2.6 (OECD/NEA)
$FeOH + H^+ \leftrightarrow FeOH_2^+$	5.1 (NEM)
$FeO^- + H^+ \leftrightarrow FeOH$	9.1 (NEM)
$CO_3^{2-} + H^+ \leftrightarrow HCO_3^-$	10.33 [8]
$HCO_3^- + H^+ \leftrightarrow H_2CO_3$	6.35 [8]

4. Conclusions

The sorption reaction of both selenate and selenite onto magnetite at room temperature was reached to equilibrium within 3 days.

Sorption of selenite onto magnetite was decreased with increasing pH since the ratio of hydrated selenite species might be reduced. However little sorption of selenate was found at pH 7 ~ 11 because of the existence of free SeO_4^{2-} as only predominant species in the pH range. Carbonate ion in the solution affected the selenite adsorption onto magnetite.

5. References

- [1] T. Missana, U. Alonse, A.C. Scheinost, N. Granizo, M. Garcia-Gutierrez, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, Vol.73, p.6205, 2009.
- [2] F.J. Hingston, A.M. Posner, *Colloide sci.* Vol.79, p.82, 1968.
- [3] M. Marti'nez, J. Gime'nez, J. de Pablo, M. Rovira, L. Duro, *Applied Surface Science* Vol.252, p.3767, 2006.
- [4] S.S. Kim, M.H. Baik, K. C. Kang, J. W. Choi, *International Symposium on Radiation Safety Management*, p.394, 2009.
- [5] N. Jordan, C. Lomenech, N. Marmier, E. Giffaut, J.J. Ehrhart, *Journal of Colloid and interface Science* Vol.329, p.17, 2009.
- [6] D. A. Dzombak, F. M. M. Morel, John Wiley & Sons, Inc., Canada, 1990.
- [7] C. Su, D. L. Suarez, *Soil Sci. Soc. Am. J.*, Vol.64, p.101, 2000.
- [8] J. I. Prentice Drever, Hall, Upper Saddle River, NJ07458, USA, p.41, 1996.

암반 단열에서 wettability가 지하수 속도에 미치는 영향

이항복, 여인옥*, 이강근**, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

*전남대학교, 광주광역시 북구 용봉로 (500-757)

**서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 599 (신림동)

hblee@kacri.re.kr

1. 서론

심지 층에 처분된 고준위 방사성 폐기물로부터 핵종들이 유출될 경우 처분장 주변의 지하 암반 층을 통해 생태계로 이동할 수 있다. 특히 유출된 핵종들은 암반 균열을 통해 지하수의 다양한 이동 경로를 따라 이동하게 되며, 이러한 이유로 암반 균열에서 지하수 흐름 양상에 관한 이해는 방사성폐기물 처분의 장기 안전성 측면에서 매우 중요한 요소라 하겠다. 특히 지하수 중에 콜로이드에 흡착하여 이동하는 방사성핵종들은 주로 반송(이류)에 의해 단열을 따라 빠르게 이동하게 되기 때문에 지하수 흐름 속도를 규명하는 것은 핵종의 이동 시간과 범위를 파악하는데 있어 기본적으로 반드시 필요하다. 단일 단열에서의 지하수 흐름 속도를 정량화하기 위해서 Reynolds equation으로부터 유도된 cubic law가 주로 사용되고 있고, 이를 결정하는 요인으로써 간극의 변화로 대표되는 단열의 기하학적 구조가 가장 중요하게 고려되어 왔지만, 암반의 표면성질 특히 wettability의 영향에 관해서는 연구된 바가 거의 없다.

본 연구에서는 마이크로미터 스케일의 단일 단열에서 wettability가 지하수 흐름 속도에 미치는 영향에 대하여 알아보았다. 친수성과 소수성을 띠는 각기 다른 4가지 표면에서 수리 실험을 통해 직접적인 지하수 유량 비교를 하였다. 또한 간극의 크기에 따라 wettability의 영향 정도가 어떻게 달라지는가에 관해서도 확인하였다.

2. 실험 및 결과

다음과 같은 실험 장치에서 수리 실험이 시행되었다 (Fig 1). 가운데에 평행 단열을 형상화한 유리판이 위치하였고 양끝에 수조를 연결하여 overflow를 통해 수두를 조절할 수 있도록 하

다. 그리고 단열의 수두는 압력계를 통해 직접적으로 측정되었다. 실험에 사용된 평행한 fracture는 일정한 두께의 두 개의 유리판 사이의 각 모서리에 500 마이크로미터 지름의 동선조각을 넣어 만들어졌고 허용오차는 10 마이크로미터였다. 그리고 단열 표면을 소수성으로 만들기 위해 비수용성 액체에 노출시킬 때, 가솔린과 경유와 크레오소트를 사용하였다. 크레오소트는 대표적인 고밀도 비수용성 액체의 일종으로 냄새가 많이 나고 발암물질이며, 기존 연구에 의해 표면의 wettability를 강하게 바꾸는 물질로 알려져 있다.

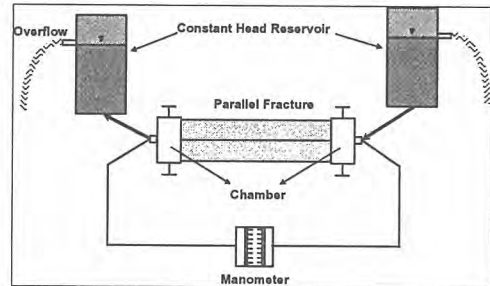


Fig. 1. Experimental setup

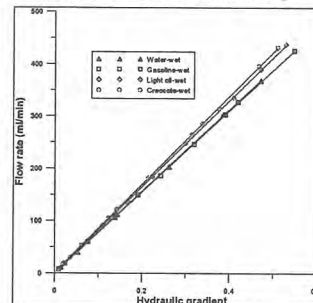


Fig. 2. Measured flow rates vs. hydraulic gradient

수두 구배 변화에 따라 측정된 유출량 분석결과 개의 직선은 각각의 다른 wettability를 가지는 표면을 나타내고 있는데 모두 수두 구배가 증가함에 따라 지하수 유출량이 일정하게 증가하는

선형 흐름을 보여주고 있다 (Fig 2). 삼각형으로 연결된 것이 water-wet에서의 결과 값인데, 이 실험값을 토대로 수리학적 간극을 계산해보면 508 마이크로미터가 나온다. 이는 허용오차를 감안하여 맨 처음 간극을 형성하기 위해 사용한 500 (10)의 동선과 거의 일치하는 값을 보이고 있다. 이를 통해, water-wet의 경우에는 수리학적 간극을 구하기 위해 사용된 cubic law가 실험값과 일치하며 이는 다시 말해, slip이 발생하지 않는 no-slip 경계조건이 타당하게 적용된다는 것을 의미합니다. 정사각형으로 연결된 직선은 gasoline-wet의 경우인데 이 경우에는 water-wet의 경우와 거의 차이가 없었다. 이에 반해 light oil과 creosote의 경우에는 water-wet의 경우와 비교하여 같은 수두 구배에서 더 높은 유출량 값을 보였습니다. Creosote의 경우 water와 가장 큰 차이를 보이는데, water에 비해 약 10%의 지하수 유출량이 증가하였습니다. Analytical solution과 수리 실험 결과를 이용하여 각 표면에서의 slip length를 구하였다 (Fig 3).

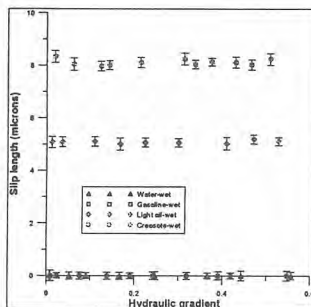


Fig. 3. Slip length vs. hydraulic gradient

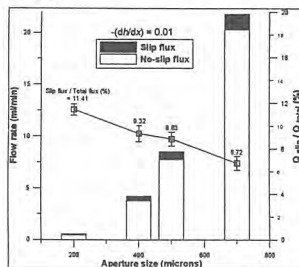


Fig. 4. The ratio of flow rate caused by slip to the total flow rate as functions of the aperture

그래프를 보면 slip length가 수두 구배의 변화에 따라 일정하게 유지되고 있는 것을 볼 수 있는데, 이를 통해 slip 발생이 수두 구배에 상관없이 일정하게 일어난다는 것을 알 수 있고, 이는 다시 말해 매우 낮은 지하수 속도에서조차 slip이 발생할 수 있음을 암시하고 있다. Fig 4는 간극 크기에 따른 slip의 크기 정도를 알아본 결과이다. 간극의 크기가 증가함에 따라 전체 유량에서 차지하는 slip에 의한 유량의 비율이 감소하는 것을 볼 수 있다. 이를 통해 간극의 크기가 증가함에 따라 slip의 효과는 줄어드는 것을 확인할 수 있다.

3. 결론

본 연구를 통해 단일 표면의 wettability가 변하게 되면 그 단면을 따라 이동하는 지하수의 흐름 속도에도 변화가 생기게 되는 것을 알 수 있었다. 상대적으로 소수성 정도가 약한 표면에서는 유체의 미끄러짐에 의한 유량의 증가가 나타나지 않았고, 강한 소수성 표면에서는 친수성 표면에 비해 지하수의 유량 증가를 확인하였다. 즉 slip의 크기 정도는 표면의 소수성 정도에 따라 영향을 받았고 이러한 현상은 지하수 속도에 상관없이 일정하게 발생하는 것으로 판단되었다. 또한 이러한 효과는 마이크로 미터 단위의 단열에서 두드러지고 간극의 크기가 그 이상으로 커지게 되면 slip의 효과가 크게 나타나지 않을 것으로 예상할 수 있다. 결과적으로 지하 암반 표면은 암석의 종류, 지하수의 pH, 온도 등에 의해 다양한 wettability를 가질 수 있기 때문에 이를 고려하는 것은 실제 암반 단열 내에서 보다 정확한 지하수 속도를 예측하는데 유용할 것이며, 다시 말해 wettability는 단열을 통한 방사성핵종의 이동에 영향을 미칠 수 있는 또 다른 중요 요인이라 판단할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

방사성폐기물처분 안전성평가를 위한 대표인 설정방안

정찬우, 서은진, 정승영, 이윤근

한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

icw@kins.re.kr

1. 서론

ICRP가 일반인 방호를 위해 정립한, 선량평가의 대상으로서 “결정집단 평균구성원” 또는 근래 “대표인”[1]의 개념은 적용상 여전히 애매하며 시간에 따라 복합피폭의 양상과 대상이 바뀔 수 있는 처분시스템에 대해 특히 그러하다. 이 연구에서는 대표인의 개념을 일반화한 모델을 제안하고 처분안전성평가 사례를 통해 적용성을 검토한다.

2. 대표인 모델

하나의 피폭시스템은 여러 선원·시나리오·경로를 내포할 수 있으나 피폭인 관점에서 위험도 R 로 다음과 같이 통합될 수 있다[2].

$$R \equiv \gamma E(D) \approx \gamma \sum_{k=1}^n p_k D_k = \gamma \sum_{k=1}^n p_k f_k c_k w_k \quad (1)$$

여기서 γ 는 위험도계수, $E(D)$ 는 선량 D 의 기댓값, p_k 는 연간선량 D_k 를 유발하는 피폭경로 k 의 연간 확률, c_k 는 피폭경로의 방사선 준위(예; Bq/kg), w_k 는 피폭인이 피폭경로와 연계되는 양(예; 섭취량, kg/y), f_k 는 선량계수(예; Sv/Bq)이며 n 은 고려되는 피폭경로의 수이다. 이 경우, 대표인을 찾는 문제는 적절한 조건 하에 평가대상집단 S 구성원들의 habit data w 에 대하여 다음과 같이 나타낼 수 있다:

$$\text{Maximize } E[D(w)] = \mathbf{a}^T \mathbf{w}; \forall \mathbf{w} \in S \quad (2)$$

여기서 $\mathbf{a}^T$ 는 식 (1)의 해당 계수들에 상응하는 n 차원의 행벡터, $\mathbf{w}$ 는 n 차원의 열벡터가 된다. 문제 (2)는 선형계획(LP) 문제의 형태로 어렵될 수 있다:

$$\text{Maximize } E[D(w)] = \sum_{k=1}^n a_k w_k \quad (3)$$

subject to

$$b_i^l \leq w_i \leq b_i^u \quad (1 \leq i \leq n) \quad (4)$$

$$b_{ij}^l \leq w_i + w_j \leq b_{ij}^u \quad (1 \leq i \neq j \leq n) \quad (5)$$

.....

$$b_{12...n}^l \leq w_1 + w_2 + \dots + w_n \leq b_{12...n}^u \quad (6)$$

여기서 b^l 과 b^u 는 평가대상인 w 데이터의 성분별

하한과 상한으로 그 아래첨자에 해당하는 경로(들)의 (합산)값을 나타낸다. 예를 들어, b_{123n}^u 는 S 의 원소(w) 중에서 1,2,3, n 번째 경로항목의 값을 더한 것 중 가장 큰 값을 의미한다. 식 (4)~(6)은 w 의 n 개 항(경로)으로부터 추출할 수 있는 모든 조합 즉 ${}_nC_1, {}_nC_2, \dots, {}_nC_n$ 조합에 대해 각각 전개한다. S 의 실제 데이터 가운데 (2)를 만족하는 것을 $w(s_max)$, (3)의 수치해를 $w(LP_max)$ 라 하면 다음 관계가 성립한다.

$$w(s_max) \leq w(LP_max) \quad (7)$$

두 값은 값의 범위를 한정하는 조건식 (4)~(6)의 수가 늘어날수록 수렴한다. 나아가, S 가 n 항목별로 모집단 P 로부터 ${}_nC_1, {}_nC_2, \dots, {}_nC_n$ 조합별 최댓값을 지닌 w 들을 부분집합으로 포함한다면 P 에서 (2)에 상응하는 개인의 값 $w(p_max)$ 에 대해 다음 관계가 성립한다.

$$w(s_max) \leq w(p_max) \leq w(LP_max) \quad (8)$$

요컨대, 해당 시스템의 특성과 평가의 목적에 맞춘 적절한 조건 하에서 (2) 또는 (3)에 상응하는 개인을 대표인으로 설정할 수 있다.

3. 모델링 방법

상기 모델을 바탕으로 다음 절차에 따라 대표인을 선별한다. ①선량평가모델, 피폭시나리오, 가용 habit data를 고려하여 피폭경로와 w 구성방법을 정한다. ② w 구성방법에 따라 habit data를 재편하고 ICRP 대표인 habit data 기준[1]에 비추어 극단값들을 배제하여 P 를 구축한다. ③피폭시나리오별로 P 에서 w 항목에 대해 평가의 방향에 맞춰 (4)~(6)의 조합별 대푯값(예; 최대값 또는 95th percentile 등)을 갖는 개인들을 뽑아 그들의 habit data로 시나리오별 “대표집단” S 를 구성한다. 복합시나리오의 S 는 각 시나리오별 S 의 원소에 시나리오 간 경로조합에 따른 w 들을 추가하여 구성한다. ④시나리오별 w 항목별로 c 데이터를 산출한다. 위험도평가의 경우에는 해당 확률시나리오의 발생시점에 따른 c profile로부터 c 의 기댓값 분

포를 얻는 것이 필요하다. ⑤c를 이용하여 해당 시나리오에 대해 시점별로 (2)와 (3)을 이행하고 그 결과에 대응하는 w 를 분별한다. 이 “대표인”이 ②의 관점에 부합하는지 재확인한다. ⑥대표인 w 의 분포를 검토하여 시나리오 또는 시스템을 아우를 수 있는 대표인과 w 를 선정한다.

4. 처분시스템 적용 및 고찰

상기 방안을 보다 일반적인 habit data[3]를 써서 경주처분시설 폐쇄후안전성평가[4]의 해당부분에 대입해보았다. 정상 및 비정상 시나리오에 대해 3개 경로(1.어류/2.연체+갑각류/3.해조류), 침입시나리오에 대해 3개 경로(4.식수/5.곡물+과일/6.채소)를 고려하여 성인 6,705명의 habit data를 6개 경로항의 P 로 재편하고 ③에 따라 95th percentile의 표본 S 를 구성하여 후속과정을 밟았다. Fig.1은 정상시나리오에 대해, Fig.2는 비정상시나리오(기대선량분포)에 대해, Fig.3은 침입시나리오에 대해, Fig.4는 시나리오별 발생확률을 반영한 전체 기대선량분포에 대해 추출한 w 를 보여준다. 이로부터 대표인(RP)의 내용이 시간에 따라 크게 변할 수 있으나 $w(s_{max})$ 와 $w(LP_{max})$ 가 서로 대체될 수 있는 반면 95th percentile에 따라서도 결과에 큰 차이를 낼 수 있음을 알 수 있다.

5. 맺음말

일반적으로 하나의 피폭시스템에서 대표인은 미리 정해질 수 없으므로 평가목적에 맞게 일관성 있는 양식화된 대표인 설정방법이 요구된다. 이 연구에서 일반화한 대표인 모델은 처분시스템 폐쇄후안전성평가에 잘 적용될 수 있다.

6. 감사의 글

자료를 주신 전력연구원 이갑복 님과 대전시청 조한석 님께 감사합니다. 이 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업으로 수행되었습니다.

7. 참고문헌

- [1] ICRP Publication 101, ICRP, 2006.
- [2] EunJin SEO *et al.*, *J. of Radiation Protection* Vol.35, No.1, pp.6-11, 2010.
- [3] 보건복지가족부, 2005년도 국민건강영양조사 결과보고서, 질병관리본부, 2006.

- [4] Joo Wan Park *et al.*, *J. of Korean Radioactive Waste Society* Vol.6, No.4, pp.329-346, 2008.

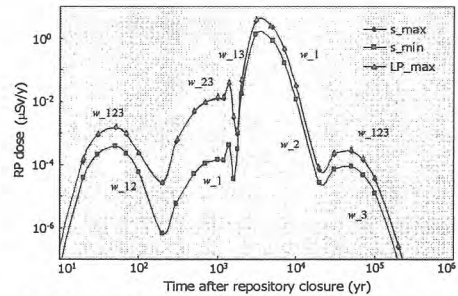


Fig. 1. Illustration of RP distribution for normal scenario

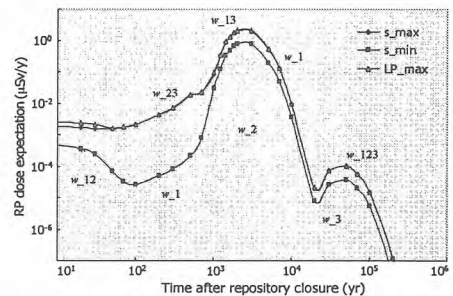


Fig. 2. Illustration of RP distribution for abnormal scenario

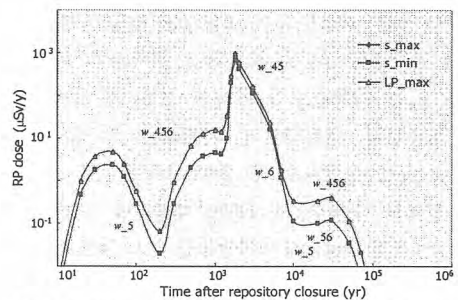


Fig. 3. Illustration of RP distribution for intrusion scenario

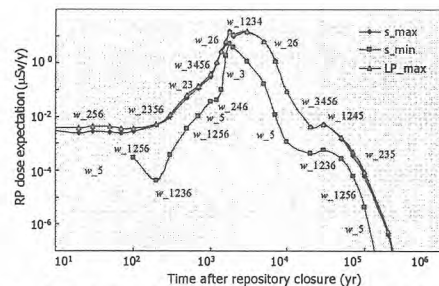


Fig. 4. Illustration of RP distribution for whole expected dose

ISAM Vault Safety Case Data를 적용한 천층처분시설 안전성 평가 모델 개발

최광순, 박정수, 이병식

한국전력기술(주), 경기도 용인시 기흥구 용구대로 257

kschoi@kepco-enc.com

1. 서론

성공적인 중·저준위방사성폐기물 처분시설의 운영을 위해서는 투명하고 객관적인 방법으로 처분시설의 안전성을 입증하는 것이 필수적이다. 기존 안전성 평가에는 MASCOT, AMBER 등의 코드가 주로 사용되었으나, 최근에는 사용자 편의성과 모델링의 자유도 측면에서 GoldSim 코드가 많이 사용되고 있다. 이에 따라 ISAM Vault Safety Case(VSC)의 입력자료를 사용한 천층처분시설 안전성 평가 모델을 GoldSim 전산 코드로 개발하여 천층처분방식 안전성 평가에 활용하고자 한다.

본 논문에서는 동일한 VSC 입력자료를 적용하여 SKI에서 AMBER 코드로 개발한 천층처분시설 안전성 평가 모델 결과¹와 GoldSim 코드로 개발한 안전성 평가 모델 결과를 비교하여 GoldSim 코드로 개발한 안전성 평가 모델의 타당성을 검토하였다.

2. 본론

2.1 ISAM Vault Safety Case 시나리오

ISAM Vault Safety Case는 IAEA에서 천층처분시설의 폐쇄후 안전성 평가를 위해 개발된 시나리오로 가상의 Vault Type 천층처분시설을 대상으로 한다. 해당 처분시설에는 발전소, 의료기관, 연구시설, 산업체 등에서 발생된 저준위 방사성 폐기물이 처분되는 것으로 가정하였으며, 처분핵종 재고량은 전문가 판단(expert judgement)에 근거한 현실적인 재고량으로 산정되어 있다. Vault 타입의 천층처분시설 내의 방사성 핵종은 처분고 덮개를 통해 침투한 우수에 용해된 후 불포화층을 거쳐 대수층으로 이동한다. 대수층으로 유입된 방사성 핵종은 대수층을 흐르는 지하수에 회석된 후 우물을 통해 양수되어 관개 등의 용도로 사용된다.² ISAM VSC 처분시설의 개략도는 Fig. 1과 같다.

2.2 GoldSim 천층처분 시설 안전성 평가 모델

처분고 내의 핵종 누출 모델은 폐기물 내의 방

사성 핵종이 물과 접촉시 용해도 제한치 범위 내에서 순간적으로 누출되는 용해도제한 선원항 모델(SLST ; solubility limited source term)을 적용하였다. 이 때 보수적으로 무제한의 용해도 제한치를 적용하여 핵종 재고량 전량이 침투된 우수에 용해되는 것으로 가정하였다. 폐기물 포장용기의 경우 별도의 방벽으로 설정하지 않고, 100년간 성능을 유지하다가 100년 이후에 방벽으로서의 기능을 상실하는 것으로 가정하였다.

처분고로 침투되는 우수의 유입량은 처분고 덮개의 열화과정을 반영한 값을 적용하였으며, 처분고의 콘크리트방벽, 불포화층 및 대수층은 Mixed Cell로 가정하여 방사성 핵종이 유입되는 즉시 구획 내의 핵종 농도는 같아지도록 구현하였다. 불포화층은 Red Sand, Brown Sand, Clay, Granite의 4가지 구획으로 구성하였으며, 대수층의 경우 9개의 Aquifer로 구성하여 좀 더 세분화된 평가가 가능하도록 하였다.

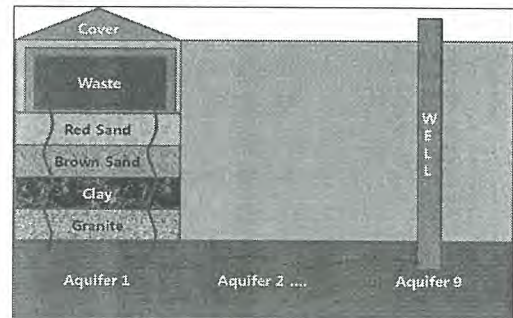


Fig. 1. ISAM Vault Safety Case - Disposal Facility Schematic Diagram

2.3 결과 비교

SKI 평가 모델에서는 생태계 모델을 구현하지 않았기 때문에 본 논문에서는 처분고 콘크리트 방벽에서 불포화층으로의 핵종 누출률(Bq/yr), 우물물에서의 방사성 핵종 농도(Bq/m³)를 비교하였다. GoldSim 모델의 평가 결과는 Fig. 2-1, 3-1과 같고 SKI 보고서의 결과는 Fig. 2-2, 3-2와 같다.

두 모델의 결과 그래프를 비교한 결과 주요 핵종별 Peak Value와 Peak Time이 유사한 값을 갖

는 것을 확인할 수 있었다. GoldSim 모델 결과 중 우물 내 핵종 농도 그래프에서 일부 핵종의 누출시점이 SKI 모델의 결과보다 빠르고, I-129와 C-14의 Peak Value가 상이하게 나타났다. 그 이유는 SKI 모델에서는 불포화층의 구획을 Brown Sand(3개), Clay(3개), Granite(11개)로 세분화하였으나 GoldSim 모델에서는 각각 하나의 구획으로만 설정하였기 때문에 향후 불포화층의 구획을 세분화하여 구현하면 유사한 결과를 얻게 될 것으로 예상된다.

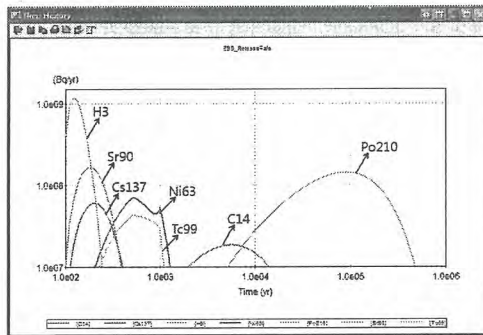


Fig. 2-1. GoldSim Model - Radionuclide Release Rate from EBS(Engineered Barrier System)

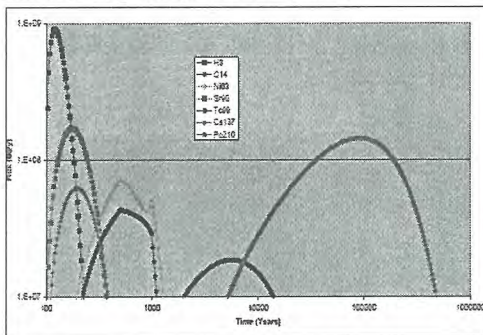


Fig. 2-2. SKI Report - Radionuclide Release Rate from EBS(Engineered Barrier System)

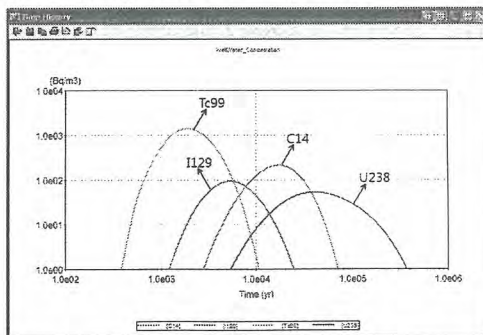


Fig. 3-1. GoldSim Model - Radionuclide Radioactivity Concentration in Well

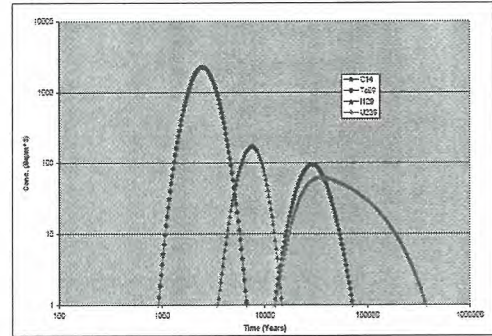


Fig. 3-2. SKI Report - Radionuclide Radioactivity Concentration in Well

3. 결론

본 논문에서는 동일한 입력자료를 사용한 두 모델의 결과 비교를 통해 GoldSim으로 개발한 천층처분방식 안전성 평가 모델의 타당성을 검토하고자 하였다. 비교 평가 대상인 SKI 모델에 사용된 AMBER 코드는 경주 처분시설의 1단계 동굴 처분방식 안전성 평가에 사용되는 등 코드의 신뢰성이 이미 입증된 코드이므로 본 비교 평가를 통해 GoldSim 전산코드로 개발한 천층처분 평가 모델의 신뢰성을 확보할 수 있었다. 따라서 다른 안전성 평가 코드에 비해 모델링의 자유도 측면에서 장점을 갖는 GoldSim 코드의 특성을 살펴뒀개를 통한 우수 침투 모델을 반영하고 콘크리트방벽의 열화 모델, 우물 양수 모델 등을 좀 더 현실적으로 구현한다면 GoldSim 평가 모델을 활용하여 처분시설에서의 핵종 누출 현상을 좀 더 실제적으로 평가할 수 있을 것으로 예상된다.

4. 참고문헌

- [1] SKI, SSI (2004), AMBER and Ecolego Intercomparisons, SKI Report 2004:05, SSI Report 2004:01.
- [2] IAEA(2001). ISAM, The International Programme for Improving Long Term Safety Assessment Methodologies for Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities : Vault Safety Case Report. ISAM Document version 1.3, August 2001 : working material.

A-KRS에 처분한 파이로 폐기물의 처분 안전성 평가 민감도 분석

강철형

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

chkang@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 KIEP-21 (Korean, Innovative, Environmentally Friendly, and Proliferation Resistant System for the 21st Century)이라는 선진핵연료주기 개념을 설정하고 이를 위하여 Pyro-Process와 SFR 개발에 주력하고 있다. Pyro-Process는 크게 환원 공정과 전기 정련 공정으로 나누어지며, 이들 공정을 통하여 다양한 종류의 폐기물이 발생된다. 또한 한국원자력연구원에서는 2007년부터 이러한 각기 다른 종류의 폐기물을 처분하기 위한 시스템인 선진핵연료주기 폐기물 처분 시스템 (A-KRS) 개념을 개발하고 있다. 이 논문에서는 A-KRS의 처분 안전성을 평가하고 각 입력인자의 민감도를 평가하여 보았다.

2. 평가 모델 및 결과 예

선진핵연료주기 처분 안전성 평가 프로그램은 Goldsim [1]을 이용하여 개발되었으며 복잡한 처분시스템을 평가할 수 있도록 되어 있다. 즉 각기 다른 형태의 여러 종류의 폐기물을 다양한 방법으로 처분하는 A-KRS를 평가할 수 있도록 설계되었다 (그림 1 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].

그림 2는 폐기물 고화체의 유출율을 10^{-5} 1/yr로 가정하였을 경우 A-KRS의 처분 안전성평가 결과이다.

다음은 안전성평가에 중요한 영향을 미치는 입력인자를 확인하고 그 영향을 평가하기 위하여 입력인자들의 민감도 분석을 수행하였다.

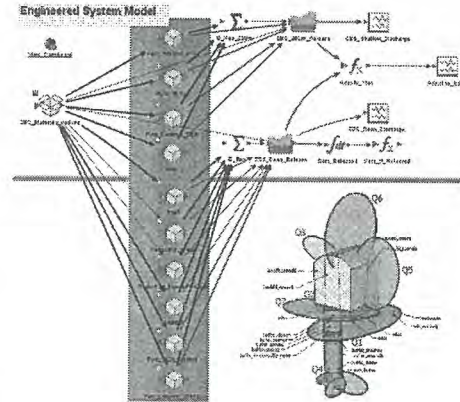


Fig. 1. Schematic View of an EBS for Different Waste Streams

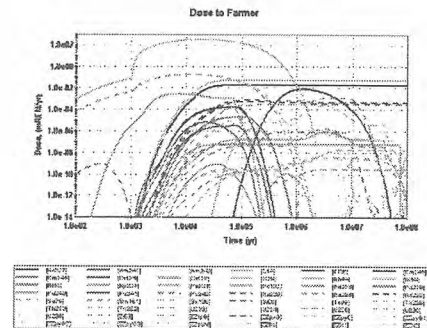


Fig. 2. Annual Individual Dose from Pyro-Process Waste with the Dissolution Rate of 10^{-5} 1/yr

표 1에 민감도 분석 평가에 사용된 입력인자와 확률분포를 나타내었다. 입력인자들에 대한 확률분포에 대한 정보가 부족하여 다양한 확률분포를 가정하여 시험한 결과 입력인자의 중요도는 분포 형태에는 크게 영향을 미치지 않았다. 본 평가는 표 1에서와 같이 균등 분포 (Uniform Distribution)와 삼각 분포로 가정하고 Latin Hypercube Sampling 방법으로 200개의 사례 (Case)를 계산한 결과이다.

Table 1. Input Parameters for Sensitivity Analysis

입력인자	확률 분포함수	Parameter	비고
Container Failure Time [yr]	Uniform	Min -1 Max 4	CFI=10**para
Early Time Failure [%]	Triangular	Min 0 Most Likely 0.1 Max 0.5	ETF=para
Waste Dissolution Rate [1/yr]	Uniform	Min -12 Max -5	WDR=10**para
Fracture Length [m]	Triangular	Min 50 Most Likely 100 Max 200	FL=para
Dispersion in Fracture [m]	Triangular	Min -1 Most Likely 0 Max 1	DF=10*10**para
Hydraulic Conductivity [m/s]	Triangular	Min -12 Most Likely -10 Max -8	HC=10**para
Porosity in MWCF	Triangular	Min 0.025 Most Likely 0.05 Max 0.1	PO=para
MWCF Length [m]	Triangular	Min 400 Most Likely 800 Max 1600	ML=para
Dispersion in MWCF	Triangular	Min -1 Most Likely 0 Max 1	AF=50*10**para

본 논문에는 평가 결과 중 흥미 있는 양상을 보이는 결과를 일부 도시하였다. 그림 3은 각 사례의 Peak Dose와 Peak Dose에 이르는 시간을 도시하였다. 그림 4는 Peak Dose와 폐기물 고화체의 유출율과의 관계를 보여준다. 그림 4는 Peak Dose와 폐기물 용기의 파손시간과의 관계를 보여준다.

3. 결론

한국원자력연구원에서 개발한 A-KRS에 처분된 파이로 폐기물의 처분안전성과 입력인자의 민감도 분석을 수행하였다. 민감도 분석 결과 폐기물고화체의 유출율, 폐기물용기의 건전성 및 암반 균열의 수리전도도 등이 중요한 인자로 나타났다. 특히 고화체 유출과 관련하여 유출기구 및 유출을 실험 등에 많은 연구가 필요하다.

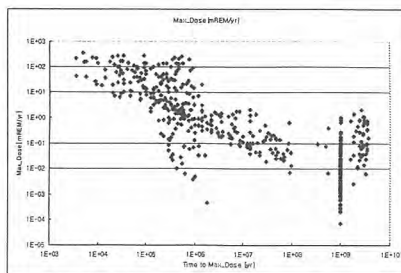


Fig. 3. Peak Dose vs. Time to Peak Dose

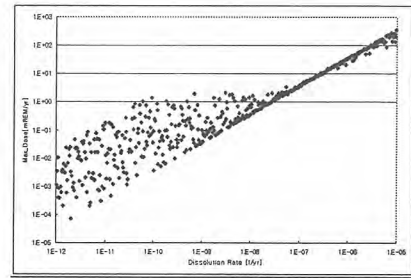


Fig. 4. Peak Dose vs. Waste Dissolution Rate

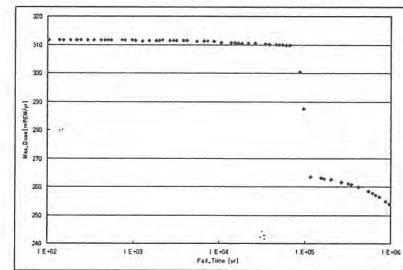


Fig. 5. Peak Dose vs. Waste Canister Failure Time

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] “선진핵연료주기 폐기물 처분안전성 평가,” 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, 2009.

Table 1의 결과에 따라 발전소 잡고체에 함유된 핵종재고량과 비교해 보면 사일로 전체적으로는 킬레이트 양이 핵종재고량의 약 4,000배 정도 존재함을 알 수 있으며, 사일로별로는 최대 30,000배 및 최소 1,700배 존재하는 것으로 예측된다. 이러한 계산 결과는 발전소 잡고체 드럼 내에 존재하는 방사성핵종은 대다수 킬레이트 화합물 형태로 존재한다고 간주할 수 있다.

2.3.2 킬레이트 유관/무관 핵종 구분

평가대상 핵종 중에는 킬레이트(고리형 착화합물) 형성에 크게 관련이 없는 핵종이 존재할 수 있으며, 이들을 구분하고자 하였다. 구분의 기준은 킬레이트 화합물을 형성하는 과정에서 중앙금속이온으로 작용할 수 있는 핵종과 없는 핵종을 선별하였다. 그 결과, H, C, Sr, I, CS 등은 킬레이트 형성에 큰 기여를 하지 않는 것으로 판단되며, Fe, Co, Ni, Nb, Tc, Ce, Alpha 핵종은 킬레이트 형성시 중앙금속이온으로 작용하는 것으로 판단하였다.

2.3.3 핵종재고 이원화를 통한 평가

핵종재고량과 킬레이트 양의 비교결과 및 킬레이트 유관/무관 핵종의 구분 결과를 바탕으로 핵종재고를 이원화하여 Fig. 2와 같은 킬레이트 영향 평가모델을 개발하였다.

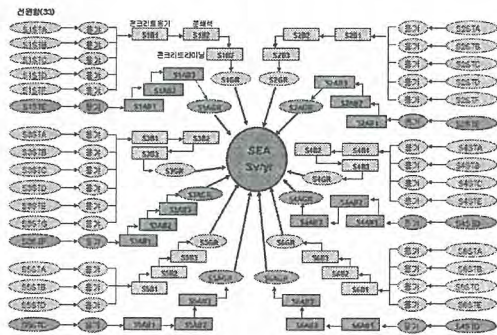


Fig. 2. 킬레이트 영향 평가모델 개념도

2.4 평가 결과

기준 평가모델에 대한 MASCOT 평가결과는 Fig. 3과 같다. 처분장의 방사선 영향에 가장 큰 영향을 미치는 핵종은 H-3, I-129 및 C-14임을 알 수 있으며, 최대치는 5.47×10^{-9} Sv/yr로 2.60E04년경에 나타나고 있음을 알 수 있다. 또한,

킬레이트 영향 평가 결과는 Fig. 4와 같다. 처분장의 방사선 영향에 가장 큰 영향을 미치는 핵종은 주로 Co-60, Nb-94, I-129 및 C-14 등임을 알 수 있으며, 최대치는 1.07×10^{-7} Sv/yr로 4.80E01년경에 나타나고 있음을 알 수 있다.

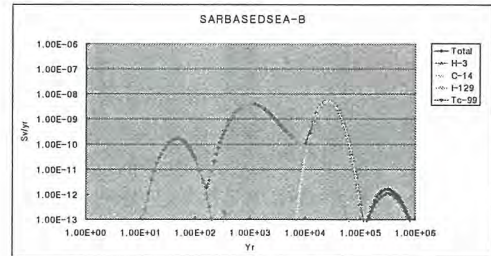


Fig. 3. 기준 상태에 대한 평가 결과

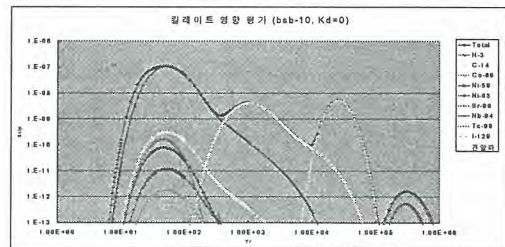


Fig. 4. 핵종재고 이원화에 따른 평가 결과

3. 결론

MASCOT 이용한 중저준위처분장에 대한 킬레이트 평가를 핵종재고 이원화 방법에 의해 수행하였다. 평가 결과는 킬레이트 유관 핵종재고의 영향이 매우 크게 나타나고 있음을 알 수 있으며, 방벽에서 Kd 값 0는 매우 보수적인 값이므로 실제로는 어느 정도 완화된 값으로 나타날 것으로 예측된다. 특히, 킬레이트로 인한 영향은 평가기간 하반기 보다는 전반기에 영향을 미침을 알 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] 한국원자력학회, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, pp.181-182, 2008.

Shear Slip Potential Induced by Thermomechanical Loading in an Underground Repository for Nuclear Waste

Jaewon Lee, Ki-Bok Min, Ove Stephansson*

Seoul National University, 599 Gwanak-ro, Gwanak-gu, Seoul 151-744, Korea

*GFZ German Research Center for Geosciences, Potsdam, Germany

sodg3135@snu.ac.kr

1. Introduction

Various studies have shown that shear slip at existing fractures is an important mechanism for block sliding, increase of fracture permeability, and microseismicity. In the context of a deep geological repository for nuclear waste, the thermal stress generated by nuclear waste is expected to contribute to shear slip and dilation, which will eventually alter the fracture permeability in the region. In this study, the probability of the occurrence of shear slip at a fracture was examined by the Mohr-Coulomb failure criterion. The study was based on the fracture orientation generated by the Latin hypercube sampling (LHS) method, which can improve the efficiency of Monte Carlo simulations by the use of a more systematic approach for selecting the input samples. Statistical data of fracture orientations from the site investigation in Forsmark, Sweden, were used in this study. The historical assessment of thermal stress was based on three-dimensional finite element modeling (FEM) of a geological repository that measures 800 m by 2000 m and on a time scale up to 10,000 years. The results show that the probability of shear slip evolved differently at six selected points due to the difference stresses at each point. However, it was evident that the probability of shear slip was more than twice as large as the initial probability of failure. This increased probability of failure has implications for changes in permeability and microseismicity, which can be an issue during the initial operation of the repository. The study provided a quantitative assessment of the probability of shear slip at a fracture, which is an important parameter for assessing the performance of a geological repository.

2. Probability of shear slip at the selected points

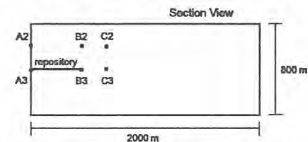
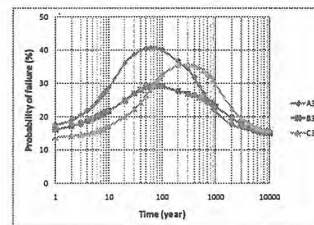
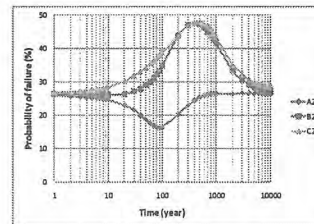


Fig. 1. Section view of repository with selected points

Six points around the repository were selected to estimate the probability of shear slip at depths of 200 m and 400 m as shown in Fig. 1 [1].



(a)



(b)

Fig. 2. Probability of failure with time of general data with random distribution - (a) A3, B3, and C3 and (b) A2, B2, and C2

Figure 2 shows the probability of shear slip at randomly oriented fractures at six selected points. The main observations are described below.

In Figure 2(a), the probability of failure increases as thermal stress increases because the thermal stress creates significant differences in the

horizontal and vertical stresses. Also the location of A3, B3 and C3 makes the difference of probability and the delay of maximum probability. Interestingly, the maximum probability of failure at C3 was greater than B3 because the differences between horizontal thermal stresses at C3 are larger than that at B3.

In Figure 2(b), the initial probability of failure at A2, B2, and C2 is greater than A3, B3, and C3 because the ratio of horizontal stress to vertical stress is greater at shallower depth. It is noted that the shape of the graph for A2 is distinctly different from that of the other graphs. When the temperature at A2 is increased, tensile stress occurs at A2, and that stress causes a decrease of failure probability.

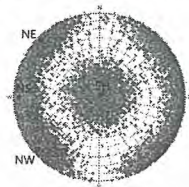


Fig. 3. Fracture data and mean poles from Forsmark

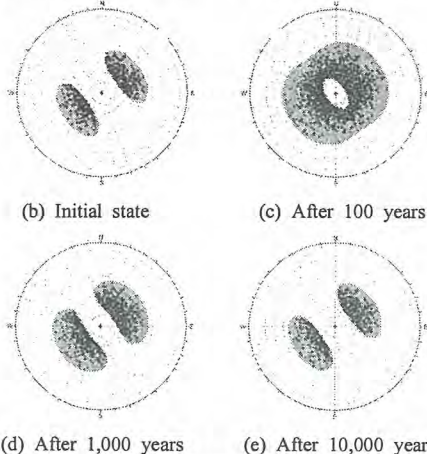


Fig. 4. Evolution of shear slip zone (shaded area) at A3 with time and the actual fracture vulnerable to shear slip (point) are shown in the plots.

The probabilities of failure with actual fracture orientation at Forsmark site are far less than 1 % even if the shapes of the graphs are similar to the graph in Fig. 2. In order to investigate the cause of this low probability of failure, we plotted the evolution of shear slip zone as shown in Fig. 4. The shaded area is the distribution of fractures for which shear slip can occur, and the points are the

distribution of actual fractures vulnerable to shear slip. As Fig. 4 shows, the number of overlapping fractures with the shear slip area is very small, and that means the majority of the fracture set orientations are not vulnerable to shear slip.

3. Conclusions and Ongoing work

Conclusions are summarized as follows:

- With random orientation data, the probability of shear slip around the repository model increases with increased thermal stress.
- The probability of shear slip depends on the manner in which the thermal stress is generated. Higher shear slip is expected with higher differential thermal stress.
- The probability of shear slip at Forsmark was less than 1 %. If different sites have fracture sets with more overlap, however, the probability may become increase. Therefore, a site-specific study must be conducted to investigate the potential for shear slip.

As a further development, a study to quantify the extent of permeability increase is ongoing using an analytical study by Oda's crack tensor [3].

4. Acknowledgement

This work was supported by the Seoul National University Brain Fusion Program Research Grant and Energy and Mineral Resources Engineering Program by Ministry of Knowledge Economy. This paper is a summary of the paper presented at the 44th US Rock Mechanics Symposium in Utah, USA [1].

5. References

- [1] Lee, J., Min, K-B., Stephansson, O., 2010, Probabilistic Analysis of Shear Slip of Fractures Induced by Thermomechanical Loading in a Deep Geological Repository for Nuclear Waste, US Rock Mechanics Symposium. ARMA 10-208.
- [2] Morris, A., Ferrill, D.A., Henderson, D.B. 1996. Slip-tendency Analysis and Fault Reactivation. *Geology*. 24: 275-278.
- [3] Oda, M., 1985, Permeability Tensor for Discontinuous Rock Masses, *Geotechnique*. 35, No. 4, 483-495.

제3분과

방사성폐기물 처분 및 부지특성 (Poster)

월성 1발전소 부지 내 지하수 및 오염물질 거동 모델링

손욱, 손순환, 전철민*, 김구영*

한전전력연구원, 대전시 유성구 문지로 65

*한국지질자원연구원, 대전시 유성구 과학로 92

wsohn@kepri.re.kr

1. 서론

최근 친환경적인 원전 운영의 중요성이 높아짐에 따라 부지의 수문지질학적 특성에 대한 이해의 증진이 매우 중요하게 대두되고 있다. 이러한 이해 증진을 위해서는 부지 내 지하수 유동에 대한 이해가 필수적이다. 본 연구에서는 5개의 관정이 운영되고 있는 월성 1발전소 부지 내 지하수의 유동과 가상의 오염물질(삼중수소) 거동에 대해 수행한 모델링의 결과를 제시한다.

2. 본론

2.1 부지의 수리지질 특성

월성 원자력 발전소 부지의 모암은 변성퇴적암(아질라이트)이며 여기에 안산반암, 석영안산암, 석영섬록암 등이 관입·분포하고 있으며 아질라이트와 안산암 모두 파쇄대가 발달하여 암질상태는 불량하다.

풍화대층의 투수시험 측정값은 2.57×10^{-5} cm/sec, 1.01×10^{-4} cm/sec, 1.49×10^{-4} cm/sec이었으며 암반의 투수시험 측정값은 6.22×10^{-6} cm/sec, 3.77×10^{-5} cm/sec, 5.53×10^{-5} cm/sec로 파쇄대와 절리의 발달로 인해 비교적 투수계수가 높았다.

또한 2008년부터 1년간 수행된 장기수위관측 결과로부터 수위 상승은 대부분 강우에 의한 것으로 인위적 요인이나 해수침투의 영향은 미미한 것으로 나타났다.

2.2 모델링

2.2.1 모델링 영역 및 격자망 구성

전반적인 지하수 유동을 파악하기 위해 월성 원전 부지를 포함하는 $1,500 \text{ m} \times 1,400 \text{ m}$ 의 면적을 모델링 영역으로 설정하였으며(Fig. 1), 5 m 간격으로 세분한 월성 1, 2호기 및 관정 주변 이외에는 10 m 등 간격으로 나누었다.

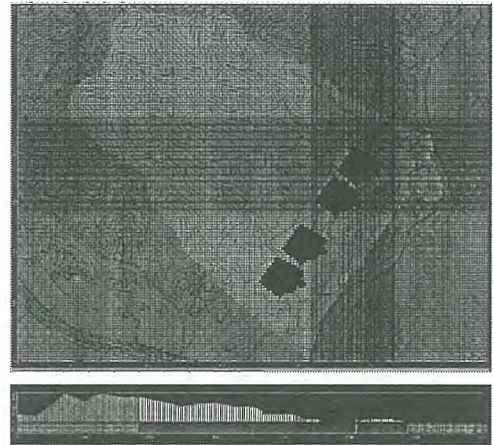


Fig. 1. Modeling area and hydraulic conductivity of each layer at Wolsong Plant 1 site

본 연구에서는 기존 지질조사 자료를 바탕으로 모델링을 위한 층을 크게 미고결층(매립토)의 제1층, 풍화대의 제2층, 안산반암 등(안산반암, 안산암, 석영반암, 석영섬록암 등)의 제3층과 아질라이트의 제4층으로 구분하였다.

2.2.2 입력인자

수리전도도 값으로 제1층은 silty sand~sand에 해당하는 1.15×10^{-3} cm/sec를, 제2층과 제3층은 현장 투수시험 값인 1.1×10^{-4} cm/sec와 5.0×10^{-5} cm/sec를, 제4층은 아질라이트에 해당하는 값인 1.5×10^{-5} cm/sec를 각각 적용하였다(Fig. 1). 모델링 지역이 해안가에 위치한 관계로 해안선을 따라 고정수두경계를 EL 0 m로 제1층부터 제4층까지 설정하였다.

모델링에서 1년간의 유효 강수량에 함양율 10%를 적용하여 얻은 지하수 함양율(80 mm/yr)을 산지지역에 입력하였으며 그 외 지역은 표면의 불투수성 특성을 고려하여 10 mm/yr의 지하수 함양율을 입력하였다.

2.2.3 Particles 및 Leakage 설정

입자이동경로 분석을 위해 모델링 영역의 지하수 최상부와 완전 상류부에 particle tracking을 설정하였으며 월성 1, 2호기 주요시설물 주변에 6개의 가상의 point leak source를 설정하여 30년 동안 지속적으로 농도 1.35×10^{-4} mg/L의 삼중수소가 유출된다고 가정하여 삼중수소의 거동을 분석하였다.

2.3 모델링 결과

2.3.1 지하수 유동

본 모델링 결과에서 월성 제1발전소 부지 내 지하수의 유동의 특징으로 Fig. 2에서 보는 바와 같이 전 층에 걸쳐 대부분의 지하수가 해안으로 이동하고 있으며 제1층에서는 시설물로 인하여 등위선도가 해안에서 다소 교란되는 것을 들 수 있다.

또한 particle tracking 결과(Fig. 2)에서 대부분의 입자가 원전 시설물 주변을 따라 해안으로 이동하는 것을 볼 수 있다. 일부 상류에서 유래된 입자들 중 일부는 구조물 내부를 관통하여 해안으로 이동하기도 한다.

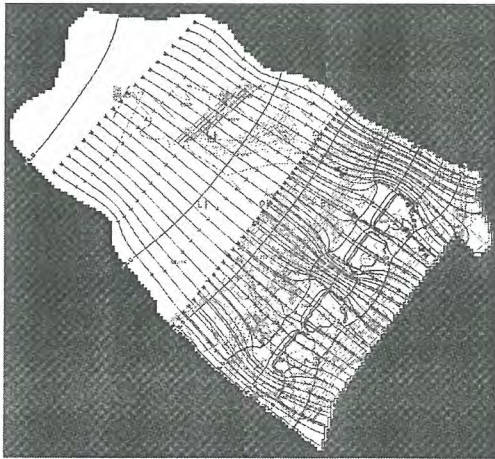


Fig. 2. Equipotential lines and pathways of particles (with arrow) at Wolsong Plant 1 site

2.3.2 오염물질의 거동 특성

삼중수소 거동 모델링 결과를 나타낸 Fig. 3에서 제1층은 1년 경과시점에 미국 환경보호국의 음용수용 지하수의 삼중수소 농도 제한치 740Bq/L 농도(2.08×10^{-9} mg/L)의 삼중수소가 해안에 도달하고 제2층에서는 2년이 채 되기도 전에,

그리고 제3층에서는 10년 이후 해안에 도달하는 것을 볼 수 있다. 이와는 대조적으로 제4층에서는 삼중수소는 이동, 확산되지만 point leak source 직하 부근에서만 머물 뿐이다. 전 층에서 10년 이후부터는 오염 양상에 큰 변화가 없다.

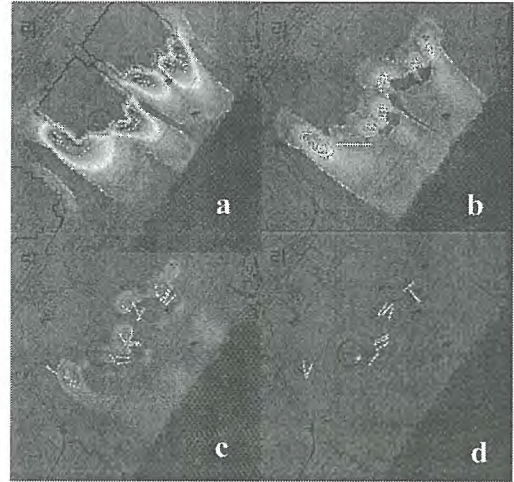


Fig. 3. Modeling of tritium transport. a) 1 year later at Layer 1, b) 2 years later at Layer 2, c) 10 years later at Layer 3, and d) 30 years later at Layer 4

3. 결론

지하수 유동 모델링 결과, 전 층에 걸쳐 대부분의 지하수가 해안으로 이동하고, 제1층에서는 시설물로 인하여 등위선도가 해안에서 다소 교란되는 것을 볼 수 있다. 가상으로 삼중수소가 지속적으로 누설되는 상황을 모델링한 결과, 제1층은 1년 경과시점에 미국 환경보호국 지하수 음용수 기준농도의 삼중수소가 해안에 도달하고 제2층에서는 2년이 채 되기도 전에 그리고 제3층에서는 10년 이후 해안에 도달하는 것을 볼 수 있으며 그 이후부터는 오염양상에 큰 변화가 없는 것으로 나타났다. 이와는 대조적으로 제4층에서는 삼중수소는 이동, 확산되지만 point leak source 직하 부근에서만 머물 뿐이었다.

4. 참고문헌

- [1] 월성 1호기 계속운전 방사선환경영향평가를 위한 환경조사분석/관측공 설치 및 분석 보고서, (주)지오포스, 2009.
- [2] Ground Water Tracers, S.N., Davis et al, National Water Well Association, 1985.

방사성 폐기물 처분시스템 인공방벽 열화에 따른 피폭선량 평가

이연명, 정종태, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ymlee@kari.re.kr

1. 서론

파이로프로세스에 의해 발생하는 중·저준위 방사성폐기물 처분은 고준위 방사성폐기물과는 다르게 처분될 예정이다. 이러한 중·저준위 방사성폐기물의 처분을 위한 처분장내의 방사성 폐기물 용기나 처분장의 콘크리트 방벽 등 처분시스템 인공방벽은 핵종의 유출 이동에 대하여 주요한 근계영역내 물리적, 화학적 방벽이 된다. 이에 대한 열화 모델링은 복잡할 수도 있지만, 용기가 물리적인 방벽으로서 시간의 함수로만 모델링이 가능하다고 가정할 수 있다. 이는 가령 용기 크레딧을 50년을 준다면 이 기간동안 지하수의 침투와 이에 따른 핵종의 유출은 유보된다는 의미이다. 또한 열화에 따른 물리적 손상과 함께 핵종의 지연에 관여하는 지화학적 영향도 있을 수 있다.

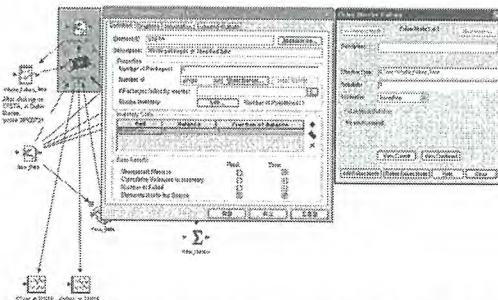


Fig. 1. GoldSim을 이용한 폐기물 용기 열화 모델링

그림 1과 같이 폐기물 용기 열화에 관한 모델링을 GoldSim[1]을 이용하여 수행하였다. 핵종의 유출을 시간적으로 지연시키는 것 외에 용기 자체의 열화 특성이 핵종의 유출 자체에 영향을 주는 경우에 대해서도 따로 모델링하고 평가해 보았다. 한편 그림 2에서 보이는 대로 처분용기의 경우와는 다르게 콘크리트 사일로 벽에 대한 열화 모델링도 함께 수행하였다. 이 경우 사일로의 벽이 최초 유출시간을 제어하지는 않는 만큼 다소 간단한 모델링이 가능해진다.

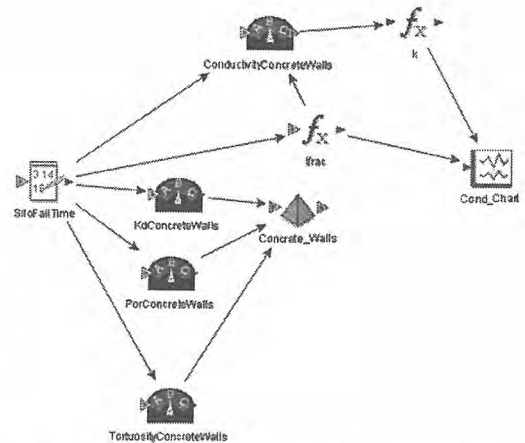


Fig. 2. 사일로 벽의 열화에 따른 물성 및 지화학적 특성의 변화 모델링

처분 용기의 열화에 관한 모델과 다른 점은 방벽의 물성이나 지화학 특성중에 콘크리트 벽에 대해 시간에 따른 수리전도도의 변화까지도 고려했다는 것이다. 이 때 수리 전도도와 달리 다른 물성이나 지화학적 특성은 어느 경우에도 서서히 변화하는 일은 없고 열화가 시작되면 즉시 변화한다고 가정하였다.

2. 평가

사일로 벽에 대한 열화의 영향을 정량적으로 검토하기 위하여 핵종의 유출에 대한 민감도를 확률론적으로 검토해 보았다. 자세한 모델링, 입력자료 및 핵종 유출 시나리오는 참고문헌 2에서 확인 가능하다.[2] 사일로 벽의 크레딧 시간에 대한 통계적 분포를 삼각분포로 가정하여 $Tri(0.2, 1, 2) * 1,400\text{yrs}$ 의 값으로 가정하여 계산을 수행하였다. 이러한 분포에 따른 결과를 그림 3에 사일로 벽의 크레딧 시간의 변화에 따른 최대 피폭선량값의 변화로서 보였는데, 이 크레딧 시간에 따라 피폭선량이 반비례적으로 변화하는 것을 알 수 있었다.

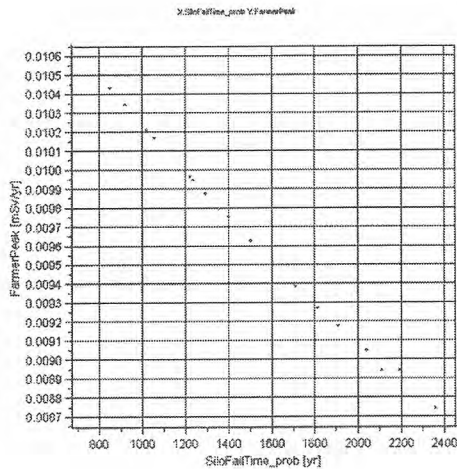


Fig. 3. 사일로 벽의 크레딧 시간의 변화에 따른 최대 피폭선량값의 변화

또 그림 4에 사일로 벽의 크레딧 시간의 변화에 따른 최대 피폭선량값에 대한 누적확률분포함수 (CCDF)로도 보였는데, 이는 사일로 벽의 크레딧 시간의 통계적 분포에서 그 사이의 어느 시간 값을 갖는 농축피폭집단의 최대 피폭선량은 가령 0.0108mSv/y를 넘기지는 않는다는 것을 의미하고, 크레딧 시간의 분포의 변화에 따른 변화도 심하게 나타남을 보여주고 있다.

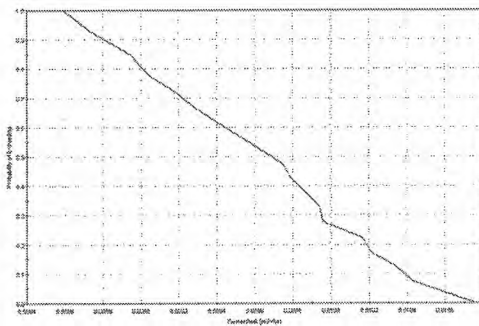


Fig. 4. 사일로 벽의 크레딧 시간의 변화에 따른 최대 피폭선량값에 대한 CCDF

3. 참고문헌

- [1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.
- [2] 이연명 외, 중·저준위폐기물 처분 안전성평가

를 위한 GoldSim 프로그램 템플릿 개발, 기술보고서 KAERI/TR-4105/2010, 한국원자력연구원, 2010.

Benchmark of the Biosphere model for Wolsong LILW Disposal Center

Sung-Wook Hong and Joo-Wan Park

Korea Radioactive-waste Management Corporation, 848-2, Jung-dong, Giheung-gu, Yongin, Korea

heart@krmc.or.kr

1. Introduction

The implementation in Ecolego of the biosphere model was done using the descriptions provided in the Safety Analysis Report(SAR) of the Wolsong LILW Disposal Center(WLDC)[1]. The Ecolego model conceptualization is intended to confirm the Amber biosphere models referred from the SAR. A comparison of results from the Ecolego models and the Amber model was carried out by running the models with a constant unit release rate for a set of radionuclides, assuming a constant source for one million years. The analysis was conducted for releases to the sea.

2. Conceptual and Mathematical model implementation in Ecolego

The matrix representations in Ecolego of the conceptual models are for groundwater to Marine Water compartment and to Marine Sediment shown in Figures 1 and 2, respectively. The diagonal elements in the matrix correspond to the model compartments, sources and sinks. An additional diagonal element is included in each compartment corresponding to the total dose to the exposed group. The off-diagonal elements correspond to transfers between the compartments. The mathematical model consists of a system of ordinary differential equations that is used for estimation of the time dynamics of the radionuclide inventories in each compartment. The radionuclide concentrations in different environmental media and the doses to the exposed groups are calculated using algebraic equations which are represented in Ecolego with the help of the "Expression" block and/or post-processing functions[2]. All equations were implemented from the description provided in the

SAR. The parameter values were taken when available from the SAR. The endpoint used for the benchmarking of comparison was the so-called Ecosystem Dose Factors(EDF), which are defined as the maximum value of the total dose to the exposed group, in Sv/yr, resulting from a continuous unit release of 1 Bq/yr during the whole simulation time to the Marine Water or Marine Sediment compartments, when calculating the EDFs for the sea. A simulation period of 10^6 years was taken in all cases. The radionuclides considered in the comparison were H-3, C-14, Co-60, Cs-137, I-129, Nb-94, Ni-59, Ni-63, Sr-90 and Tc-99. The following exposure pathways were included in the dose calculations:

- Ingestion of contaminated food (fish, crustacean, molluscs and marine plants)
- Inhalation of contaminated dust.
- Inhalation of contaminated aerosols.
- External exposure to contaminated sediments.
- External exposure via immersion in contaminated water.

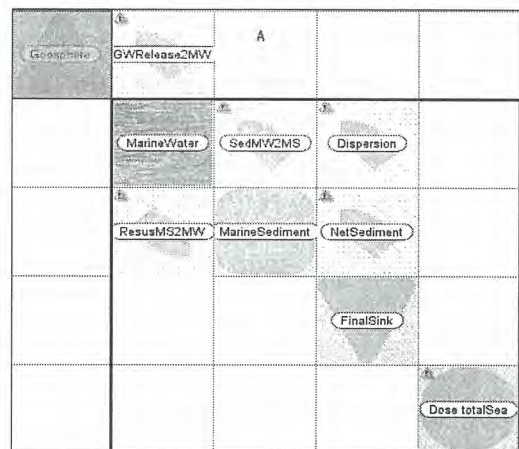


Fig. 1. Matrix representation in Ecolego of the Biosphere Model (Model A: Release to Marine Water Compartment)

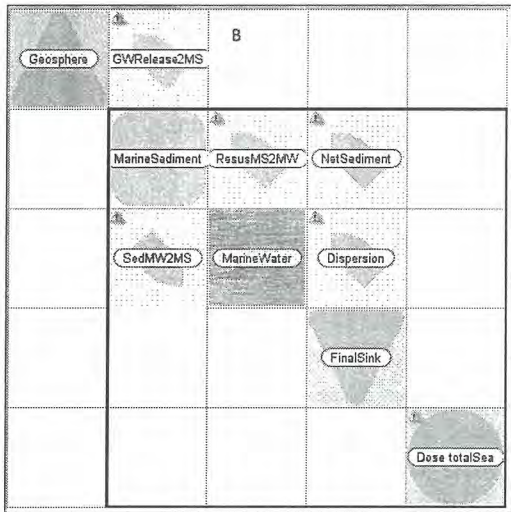


Fig. 2. Matrix representation in Ecolego of the Biosphere Model (Model B: Release to Marine Sediment)

3. Comparison of Ecosystem Dose Factors calculated with Amber and Ecolego

The EDF obtained with Ecolego for the sea is presented in Table 1, which also includes the values obtained with Amber. In table 1, Amber model corresponds to groundwater release to marine sediment[3]. It can be seen that the ratio of the EDFs and Amber model is within an order of magnitude for all ten radionuclides. For most radionuclides, values from the Ecolego show lower than those from the Amber model. As for the comparison between Ecolego Model A and B, reasonable agreement was achieved for most radionuclides except Nb-94 and Cs-137. The differences appear to be explained by differences in the conceptual models, i.e., different GBI(Geosphere Biosphere Interface) between Model A(release to Marine Water) and Model B(release to Marine Sediment).

Table 1. EDF values calculated with Ecolego and Amber

Radio nuclide	PEAK Values		
	ECOLEGO		AMBER
	Model A	Model B	SAR
H-3	2.86E-20	4.89E-21	1.27E-20
C-14	1.22E-16	1.20E-16	1.21E-16
Co-60	3.51E-15	7.18E-15	6.41E-15
Ni-59	5.80E-19	5.84E-19	6.37E-19
Ni-63	1.38E-18	9.08E-19	1.16E-18
Sr-90	1.09E-18	4.23E-17	4.55E-17
Nb-94	9.57E-18	4.71E-14	2.61E-14
Tc-99	2.29E-18	3.34E-18	3.44E-18
I-129	1.85E-16	2.45E-16	4.76E-16
Cs-137	1.30E-17	5.97E-15	4.62E-15

4. Conclusions

The model equations were implemented in Ecolego using the same model as in the SAR. Since the results obtained with Amber and Ecolego are in general consistent, it can be concluded that equations' implementation in both Amber and Ecolego corresponds well with the model description. The reasonable agreement obtained for the majority of the radionuclides indicates that the same parameter values are used and that the numerical methods implemented in these tools give consistent solutions. However, differences between some of the results suggest that there is a difference between the implemented models for this benchmark analysis.

5. References

- [1] Korea Hydro & Nuclear Power Co.,Ltd., Safety Analysis Report for the Wolsong Low-and Intermediate-Level Radionuclide Waste Disposal Center, 2007.
- [2] Facilia AB, Ecolego version 5, 2009.
- [3] Quintessa Limited, Amber version 5.3, 2009.

중·저준위 처분 시스템내 킬레이트 영향에 대한 확률론적 민감도 평가

이연명, 정종태, 박주완*

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

*한국방사성폐기물관리공단, 경기도 용인시 기흥구 중동 848-2

ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

중·저준위 처분시스템에서의 핵종 유출에 관련된 정상 및 사고시나리오 평가를 위한 도구가 상용 프로그램 개발 프로그램인 GoldSim[1]을 이용하여 개발되었다.[2] 불확실성을 줄이고 신뢰도를 향상시키는 것을 목표로 개발된 이 GoldSim 템플릿 코드는 좌표계상으로는 무차원이지만, 핵종의 이동방향을 따라 평가할 수 있는 다차원적인 것으로, 다양한 시나리오를 가능한 한 실질적이고 보다 덜 보수적으로 평가할 수 있도록 해준다. 방사성폐기물 지하 처분 안전성을 평가하는데 있어 지하수에 의한 핵종의 이동은 가장 중요하게 고려되어야 할 메카니즘이지만, 자연 지하수 내에는 산화물이나 수산화물, 유기산, 광물 입자 등 여러 가지의 콜로이드 입자가 존재할 수 있고 대부분의 이러한 콜로이드는 표면에 전하를 띠고 있어 금속 이온 등을 흡착하여 이동을 가속화시킬 수 있다. 콜로이드 입자의 광물 표면에 흡착된 핵종이 매질내에서 여과를 통한 이동의 억제가 되는 경우 결국 이동이 지연되는 경우도 가능할 수는 있지만 그 반대로, 사이즈나 이온간의 배척 등의 메카니즘에 의해 핵종을 가진 콜로이드, 즉 유사 콜로이드의 입자가 보다 큰 균열이나 유속이 큰 경로를 선택적으로 통과하게 되므로써 오히려 그 이동이 촉진될 가능성도 있다는 점이 근래에 중요하게 인식되고 있다. 셀룰로스 분해화합물 및 EDTA와 같은 제염화학제가 주요 착화물로서 처분된 폐기물내에 폐기물과 함께 처분되어 공존할 수 있는데, 이들도 콜로이드와 마찬가지로 핵종의 이동에 유사한 영향을 미치는 것으로 알려져 있다. 이와 관련해서는 이전 연구를 통하여 이러한 착화제로서의 chelating agent (킬레이트)는 콜로이드와 화학적으로나 물리적으로 서로 동일한 것으로 간주되어 모델링되었고 이에 대하여 킬레이트가 핵종유출에 미치는 영향을 정량적으로 평가를 수행하여 그림 1과 같은 결과를 얻었다.[3]

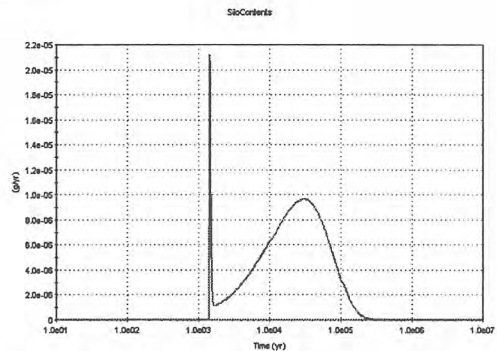


Fig. 1. 처분장으로 부터의 Pu-239의 mass flux(킬레이트 1,000kg이 폐기물내에 존재, 킬레이트에 대한 Pu의 $K_d=1,000\text{m}^3/\text{kg}$)

이러한 연구를 통해, 콜로이드는 가역적으로 핵종의 흡탈착을 허용하는데 반해 킬레이터는 흡착만을 허용하는 비가역적이라는 성질을 일부 고려하기 위하여 콜로이드와 킬레이터의 반감기를 서로 상이하게 가정하여 모델링하였는데, 이번 연구에서는 이전 연구에 이어 처분시스템에 처분되는 폐기물내에 함유된 킬레이터에 대해 일부 핵종의 흡착계수에 대하여 확률론적으로 그 민감도를 평가해 보았다.

2. 본론 및 토의

그림 2와 3에 HS-31 시나리오에서 Cs-135와 Pu-239에 대한 킬레이터의 확률론적 영향 평가를 위한 GoldSim 모듈을 보였다. 이는 이 둘 핵종이 킬레이터로의 흡착이 통계적인 분포를 가지고 변하는 경우에 대해, 이러한 K_d 값의 변화에 대해 우물에서의 취수가 이루어지는 대수층 매질내에서 두 핵종의 농도에 대한 변화를 보기 위한 것이다. 두 핵종의 킬레이터로의 흡착에 대한 K_d 값은 삼각분포를 갖는 것으로 가정하여 Cs과 Pu의 K_d 의 대표값이 각각 $1.0\text{ m}^3/\text{kg}$ 과 $100.0\text{ m}^3/\text{kg}$ 이었을 때 그 통계 분포는 Cs는 K_d 가 각각 $1.0 \cdot \text{Tri}(1,10,100)\text{ m}^3/\text{kg}$ 을, 그리고 Pu는 $100.0 \cdot \text{Tri}(1,10,100)\text{ m}^3/\text{kg}$ 를 갖는 것으로 가정하여 평가를 수행하였다.

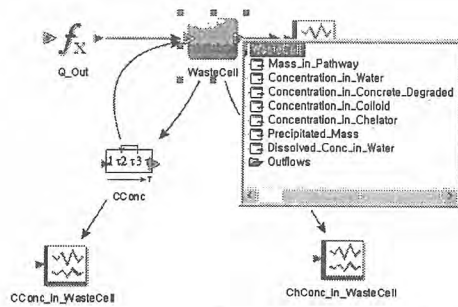


Fig. 2. GoldSim에서의 킬레이트 영향 선원항 모델링

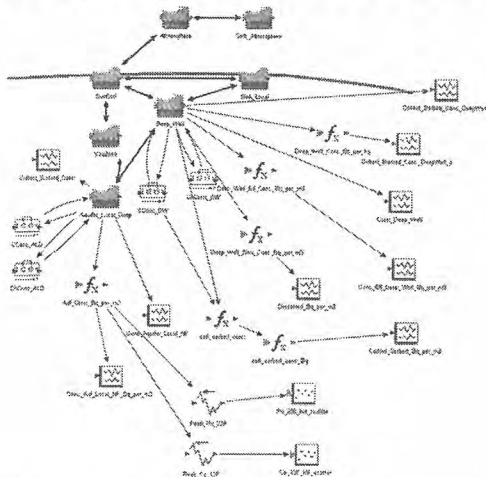


Fig. 3. GoldSim에서의 킬레이트 영향 대수층 및 주변 생태계 모델링

이에 대한 결과를 보기 위해 Latin Hypercube 샘플링 방식을 적용하여 샘플링 갯수를 100개로 하여 확률론적 계산을 수행하여 이에 대한 결과를 그림 4와 그림 5에 Cs-135와 Pu-239에 대하여 킬레이트 부유고체 매질에 대한 이들 Kd값이 통계적으로 변할 때 대수층에서의 농도에 대한 변화로서 보였다. 계산 결과를 보면 킬레이트에 대한 이들 핵종의 Kd가 증가함에 따라 핵종의 농도도 함께 증가하는 것으로 보이긴 하나, 그 민감도가 그리 크지는 않는 것으로 나타나 이러한 킬레이트의 영향은 그리 크지 않는 것으로 나타나는 것을 알 수 있었다.

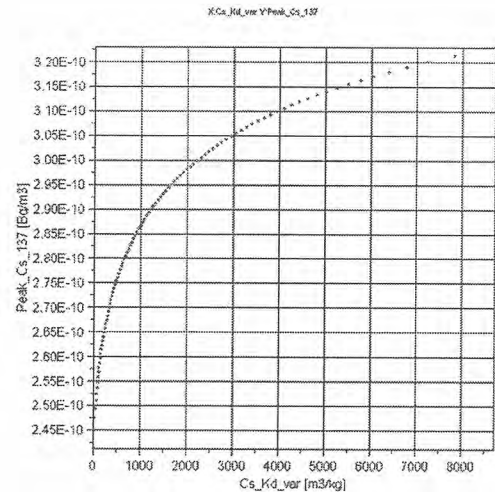


Fig. 4. 킬레이트에 대한 Cs의 Kd값이 변하는 경우 대수층에서의 Cs-137 농도에 대한 변화

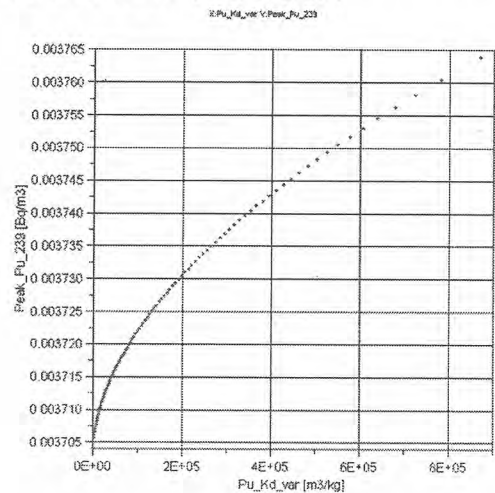


Fig. 5. 킬레이트에 대한 Pu의 Kd값이 변하는 경우 대수층에서의 Pu-239 농도에 대한 변화

3. 참고문헌

- [1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.
- [2] 이연명 외, 중저준위폐기물 처분 안전성평가를 위한 GoldSim 프로그램 템플릿 개발, 기술보고서 KAERI/TR-4105/2010, 한국원자력연구원, 2010.
- [3] Youn-Myoung Lee et al., A GoldSim Model for Colloid Facilitated Nuclide Transport, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Jeju, Korea, October 21-22, 2010.

고준위 방사성폐기물 처분장 Safety Case 개발 계획

정중태, 최종원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 덕진동 150번지

itieong@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 포함한 다양한 고준위 방사성폐기물 처분장의 안전성 확보는 처분사업에 있어서 최우선적으로 고려해야 할 사항이다. 따라서, 우리나라 뿐만 아니라 전 세계적으로 처분장의 안전성 확보뿐만 아니라 안전성평가의 신뢰성 확보를 위한 다양한 연구가 진행 중이다. 특히 최근에는 IAEA와 OECD/NEA 및 유럽 국가들을 중심으로 안전성평가의 신뢰성 확보를 위해 Safety Case 개념을 정립하고 이에 관한 연구가 활발하게 진행되고 있다[1, 2, 3]. 국내에서도 한국원자력안전기술원에서는 “고준위 방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선 위해방지기준”을 교육과학기술부고시 제정(안)으로 확정하였으며 여기에는 안전성평가 신뢰도 구축을 위해 보조안전지표 등을 활용한 Safety Case 구축에 관한 요건을 명시하고 있다[4].

본 연구에서는 고준위 방사성폐기물 처분장의 안전성평가에 관한 신뢰도 확보를 위한 Safety Case의 정의 및 구조, 요소, 이행계획 등에 관한 개발계획을 소개하였다.

2. 본론

2.1 Safety Case 정의 및 개발 현황

OECD/NEA 보고서에 의하면 Safety Case는 방사성폐기물 처분시설의 안전성에 관한 서술, 정량화, 입증뿐만 아니라 안전성평가의 신뢰도 확보에 관한 모든 논쟁 및 증거의 종합으로 정의하고 있다. 이에 따라 영국, 프랑스, 벨기에 등에서는 각국의 실정에 맞는 Safety Case 개발계획을 수립하여 수행하고 있다. 특히 일본에서는 NUMO를 중심으로 고준위폐기물 처분시설의 각 단계별 Safety Case 개발계획을 수립하였을 뿐만 아니라 처분사업에 필요한 모든 지식, 정보를 관리할 수 있는 지식관리시스템을 개발하고 이를 Safety Case 개발과 연계하여 활용하고 있다. 또한 핀란드에서는 2005년도에 발표한 Safety Case 개발

계획을 처분사업의 진행상황 변화를 고려하여 2008년도에 개정된 Safety Case 개발계획을 발표하였다. 국내에서도 중·저준위 폐기물처분장에 대해 처분시설 안전성확보원칙과 전략에 따라 전체 처분시스템 및 단계에 걸친 종합 Safety Case 구축 및 발전방안을 수립하여 이행하고 있다.

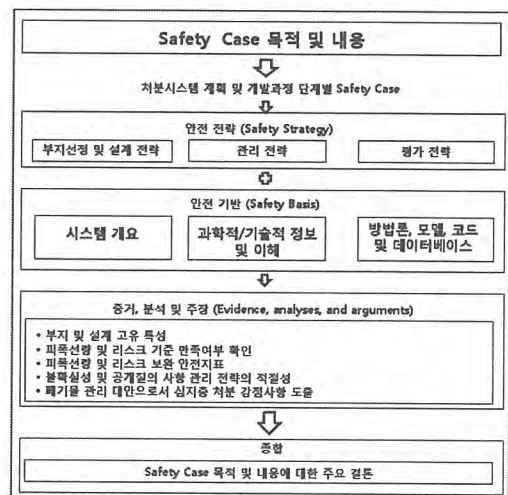


Fig. 1. The structure and elements of a safety case[1]

2.2 Safety Case 개발 계획

방사성폐기물 처분시설의 Safety Case의 주요 역할은 아래와 같다.

- 처분시스템의 특성 및 성능 확인을 위한 구조적이고, 추적가능하며 투명한 방법으로 필요 과학, 기술적인 정보의 통합
- 처분시스템의 특성 및 성능 확인에 있어서의 불확실성 확인 및 불확실성 관리
- 인체 및 환경보호를 위한 합리적인 근거 제공을 통한 처분시설의 장기 안전성 입증
- 정책결정에 대한 의사결정 및 처분시설의 인허가 지원

- 이해당사자들간의 의사소통 지원

이러한 Safety Case의 역할을 위해 필요한 Safety Case의 주요 요소들은 아래와 같다.

- 폐기물 특성 및 가능한 처분 대안 및 관리방안에 대한 서술
- 처분시설 및 부지에 대한 서술
- 처분시설 개발, 운영, 폐쇄에 관한 계획
- 처분시설의 관리 및 인허가 관리에 대한 서술
- 규제기관 및 관련 이해당사자들에게 안전성에 관한 자료를 제공하기 위한 안전성 평가
- 지속적인 개발을 지원하기 위한 기타 정보

이러한 Safety Case 개발계획은 여러 가지 방법에 의해서 가능하며 내용이나 구조는 각국의 제도 및 규제철학 및 지역적 관심사에 따라 다를 수 있다. 그러나 Safety Case 개발은 처분시설의 진행상황에 따라 반복수행을 통해 개선된 상황을 반영할 수 있어야 한다. 또한, Safety Case 개발 및 안전성평가는 사업자의 책임이지만 정부, 규제기관 및 주요 이해당사자들의 필요사항을 반영하여야 한다.

Safety Case 개발에 있어서 초기에 가장 중요한 분야는 안전전략(safety strategy)을 수립하는 것이다. 이는 폐기물의 안전한 처분을 위해 채택되는 최상위 종합적 접근방식이다. 이는 부지선정 및 설계 전략, 폐기물 및 처분시설 관리 전략, 그리고 안전성 평가 전략 등이 있다. 이는 처분시설의 계획, 운영, 폐쇄 등의 처분장에 관련된 모든 분야를 총괄하는 종합적인 관리전략이라고도 할 수 있다. 뿐만 아니라 처분되는 폐기물의 특성과 부지 특성에 관한 관리전략과 필요한 연구, 개발 분야를 포함한다.

이러한 안전전략은 안전성 기반(assessment basis)과 결합하여 Safety Case를 위한 증거, 분석, 주장의 근거자료를 제공해주게 된다. 안전성 기반은 처분시스템 개념과 관련된 과학적 및 기술적 정보의 수집 및 이해를 포함한다. 또한, 안전성평가를 위한 방법론, 모델, 컴퓨터 프로그램 및 관련 데이터베이스를 포함한다.

Safety Case를 위한 증거, 분석, 주장을 제공하기 위한 주요 요소는 아래와 같다.

- 부지 및 설계 고유 특성
- 피폭선량 및 리스크로 표현되는 안전 목표 만족여부 확인
- 피폭선량 및 리스크를 보완하는 안전지표

- 불확실성 및 공개질의에 대한 적절한 관리전략

- 폐기물 관리전략의 대안으로써 지층처분 강점

이러한 안전전략, 안전성 기반, 증거, 분석, 주장의 근거자료를 종합하여 최종적으로 Safety Case의 종합이 이루어진다. 이를 통하여 Safety Case의 목적과 내용에 부합되는 주요 결론과 안전성 평가의 신뢰도에 대한 기술이 이루어진다.

이러한 고준위폐기물 처분에 관한 Safety Case 개발에 관한 일반적인 내용을 토대로 국내에 적용 가능한 Safety Case 개발계획을 확정할 예정이다. 이를 위해서 가상부지로는 한국원자력연구원 내에 위치한 KURT를 선정할 예정이며 기본 처분 시스템으로는 선진 핵연료주기 처분시스템으로 개발 중인 A-KRS를 선정할 예정이다.

3. 결론

고준위폐기물 처분장의 안전성 확보뿐만 아니라 안전성평가의 신뢰성 확보를 위해 KURT를 가상 부지로 하여 A-KRS 시스템을 기반으로 Safety Case 개발 계획을 수립할 예정이다. 이는 처분시설의 인허가 획득 및 고준위폐기물 처분장 사업의 원활한 추진을 위해서는 필수적인 분야이다. 향후 이를 바탕으로 KURT를 기반으로 한 Safety Case 개발방안을 수립할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부가 주관하는 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] OECD/NEA, "Post-Closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose", 2004.
- [2] IAEA, "The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal", IAEA Draft Safety Guide, No. DS 355, 2008.
- [3] POSIVA, "Safety Case Plan 2008", Finland, 2008.
- [4] 교육과학기술부고시 제정(안), "고준위 방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선 위해방지 기준", 한국원자력안전기술원, 2010.

Goldsim 사용한 폐쇄후 안전성평가 입력자료의 민감도 분석

정강일, 송종순, 정종태*

조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kangile@kaeri.re.kr

1. 서론

지난 30년간 꾸준히 방사성폐기물의 처분연구를 통하여 다양한 생태계 평가를 위한 모델과 프로그램이 개발되어왔다. 현재 Goldsim을 사용하여 처분시스템에 대한 총체적인 안전성 평가를 위한 종합 평가프로그램이 개발되었고, 지하매질에서 지하매질과 생태계매질과의 경계로서의 GBI를 넘어 들어오는 핵종의 플럭스를 생태계에서 지속적으로 이동, 확산하게 하여 보다 실질적인 생태계 평가 수단을 확보할 수 있었다. 본 논문에서는 이러한 생태계 모델의 정확성을 검증하고 신뢰성을 높이기 위해 생태계 평가를 위한 입력파라미터의 민감도분석을 실시하였다.

2. 본론

2.1 Goldsim

Goldsim은 이제까지 KAERI가 종합안전성평가(TSPA)에서 주 코드로 사용된 MASCOT-K 및 AMBER의 장점을 조합한 뛰어난 성능을 가진 소프트웨어로 MS Visual Studio언어기반의 High level 언어이다. 본 연구에서는 현재까지의 개발된 Goldsim 기반의 폐쇄후 안전성평가코드를 이용하였다.

2.2 입력인자의 선택

본 연구에서는 외국의 문헌이나 보고서를 통해서 표 1의 입력인자를 선택하여 민감도 분석을 실시하였다.

Table 1. Parameter range of near-field region for stochastic radionuclide transport calculations

Parameter	Min-value	Max-value	distribution type
IRF	0.03	0.1	uniform
dissolution rate	10^{-12}	10^{-5}	uniform
Canister failure time	300	10^5	log-uniform
Buffer thickness	0	1	uniform
Flow rate	10^{-4}	10	log-uniform

위의 표 중에서 우선적으로 IRF(Instant Release Fraction : UO_2 내에서 간헐있던 핵종이 빠져나와 자유롭게 용해가 가능한 비율)와 Dissolution ratio를 입력인자로 선택하여 민감도 분석을 실시하였다.

2.3 민감도 분석

2.3.1 대표핵종의 선정

입력인자로 IRF와 Dissolution rate을 선택하고 Table 1의 범위에서처럼 각 인자들의 범위값을 입력하면서 Goldsim프로그램을 통해 결과값을 계산하였다.

Goldsim의 많은 핵종 중에 생태계로의 선량영향력이 큰 I-129를 선정, PWR과 CANDU 그리고 Reduction FP와 Reduction Metal의 처분시 시간에 따른 Total EBS release를 측정하였다.

2.3.2 Goldsim을 통한 분석

Total EBS release에 대한 결과 분석시 100년부터 10만년까지의 선량이 IRF에 대한 변화에 가장 민감하게 반응하였다. 그래서 100년부터 10만년까지의 IRF변화에 따른 반응을 중점적으로 분석하였으며, IRF 범위 0.03부터 0.1까지에서 0.07을 mean value로 설정하고 각 IRF의 변화량에 맞추어서 선량을 측정, 계산하여 값을 비교하면 분석하였다. 또한 Dissolution rate도 범위를 $1E-5$ 부터 $1E-12$ 까지(mean value: $1E-8$) 천년부터 만년까지의 시간에 따른 선량변화율을 분석하였다.

2.4 분석결과

분석결과 IRF에서는 0.03~0.05, 0.08~0.1까지의 IRF의 변화는 적었지만, 0.08과 0.06구간에서는 변화량이 앞의 구간보다는 가장 크게 나타났다. 그러나 Dissolution rate의 변화에 따른 선량의 변화는 없었다. 그래서 waste type을 PWR과 CANDU를 제외한 Reduction FP, Metal만 선택을 하여 다시 실시하였다. 일반적으로 Dissolution

열 해석을 통한 파이로 공정 세라믹폐기물 처분 모듈 간격 결정

최희주, 이민수, 국동학, 김현아

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hjchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

저자들은 가압경수로 사용후핵연료의 부피를 줄이고 일부 핵분열성 물질을 재활용하기 위해 개발 중인 파이로 공정 처리로부터 예상되는 세라믹폐기물에 대한 처분 단위 모듈을 개발하였다[1]. 파이로 공정으로부터 다양한 종류의 방사성 폐기물의 발생이 예상되나, 발열량과 장반감기 핵종을 고려할 경우 본 연구에서 고려한 세라믹 폐기물이 가장 중요할 것으로 판단되었다. 개발된 처분시스템에 대한 성능평가가 수행되어야 하며, 이를 위하여 처분시스템이 위치할 지하 환경의 설정이 중요하다.

본 연구를 위해서 국내에서 고준위폐기물 처분부지에 대한 어떤 자료도 축적되어 있지 않아, 한국원자력연구원 주변 암반을 대상으로 처분시스템에 대한 열적 성능평가를 수행하였다. 처분시스템 설계에 있어 열적 성능평가는 완충재 내의 최고 온도가 100℃가 초과하지 않도록 설계하는 것이다.

본 논문에서는 파이로 공정 폐기물 특성 분석을 통해 구한 열 원을 바탕으로, 기존의 처분 단위모듈을 대상으로 상기의 지하조건에서 처분모듈 주변의 열 해석을 통하여 열적 성능을 해석하였다. 열 해석에는 완충재 내에서 지하수의 흐름이 거의 없음을 고려하여 전도에 의해서만 열이 이동하는 것으로 가정하고 해석하였다. 해석에는 ABAQUS 프로그램을 이용하였다. 열 해석 결과를 반영하여 처분공 사이의 간격을 결정하였다.

2. 본론

2.1 세라믹폐기물 처분모듈

본 논문에서 고려한 파이로 공정 폐기물은 PWR 사용후핵연료에 국한하였다. PWR 사용후핵연료 특성은 기준 사용후핵연료로서 초기 농축도 4.5 wt%, 연소도 55 GWD/MtU, 방출 후 10년 냉각 된 것이다. 파이로 공정으로부터의 물질수지를 분석하여 10 톤의 PWR 기준 사용후핵연료로부터 예상되는 세라믹폐기물량은 665 kg이며, 방출 후 40년 경과했을 경우, 이 폐기물로부터 발

생되는 발열량은 약 300 W이다[1]. 이와 같은 세라믹폐기물을 직경 26 cm, 높이 25 cm로 제작할 경우 예상되는 고화체는 14개 정도이며, 2개의 고화체를 1개의 캐니스터에 넣으면 7개의 캐니스터가 발생된다. 처분용기(overpack) 1개에 발열량을 고려하여 14개의 캐니스터를 넣을 경우, 처분용기 당 약 600 W의 발열량이 예상된다. 20,000 tU의 PWR 사용후핵연료를 대상으로 고려하면, 세라믹 폐기물 처분용기의 사양 및 개수를 표 1에 나타내었다. 처분용기 2개를 1개의 처분공에 넣으며, 처분용기 주변은 국내산 칼슘 벤토나이트로 구성된 완충재로 채워진다(그림 1).

Table 1. Number and specifications of disposal overpacks for ceramic wastes

OD x Height	103.1 x 172.5	cm
Inner diameter	82.1	cm
Copper thickness	1	cm
Iron thickness	9.5	cm
Heat per overpack	593.6	W
Number of canisters	14	개
Number of overpacks	1,007	개

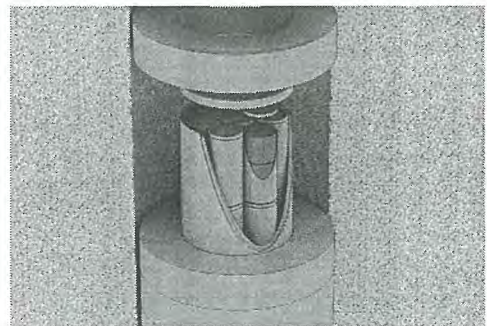


Fig. 1. Schematic of a disposal module for ceramic wastes

2.2 처분모듈 주변 열 해석

처분시스템 설계를 위해서는 열 해석을 통하여 처분모듈 사이의 간격을 결정하여야 한다. 열 원은 ORIGEN-ARP 프로그램을 이용하여 구하였으며, 10 tU PWR 사용후핵연료를 파이로 공정 처리하였을 경우 발생하는 세라믹폐기물로부터 방출되는 붕괴열을 Fig.2에 나타내었다[2].

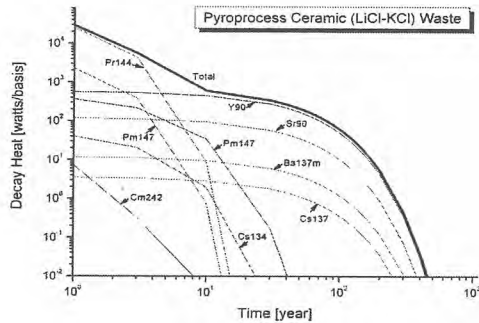


Fig. 2. Decay heat from ceramic wastes

Fig.2에 주어진 열원을 바탕으로 처분단위 모듈에 대한 열해석을 ABAQUS 프로그램[3]을 이용하여 해석하였다. 암반 특성으로는 열전도도 3.0 W/mK, 비열 900 J/kg°C, 밀도 2,600 kg/m³을 이용하였다. 처분터널 간격은 40 m로 유지한 채, 처분공 사이의 간격을 4 m에서 8 m까지 변화시키면서 완충재 내부에서 최고 온도를 계산하였다. 지열구배는 3°C/100 m를 적용하였다.

열 해석 결과 완충재 내에서 최고 온도는 처분 후 4년이 지나서 발생하였으며, 처분공 간격이 4 m일 경우 최고 온도는 약 78°C로 성능목표값인 100°C보다 훨씬 낮았다. Fig. 3에는 처분공 간격에 따른 최고 온도를 나타내었다.

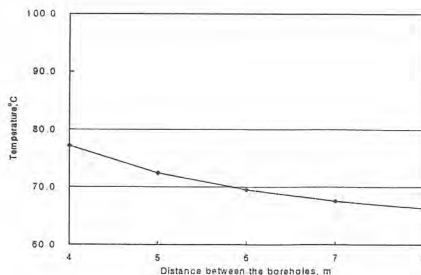


Fig. 3. Peak temperature in buffer depending on the borehole spacing

3. 결론

파이로 공정으로부터 예상되는 세라믹폐기물을 대상으로 개발한 처분 모듈 간격을 결정하기 위하여 열 해석을 수행하였다. PWR 사용후핵연료 20,000 tU를 대상으로 예상되는 세라믹폐기물의 물량을 대상으로 열원을 평가하고, 설계된 단위 처분모듈을 한국원자력연구원 주변 암반 특성을 반영하여 열 해석을 수행하였다. 처분공 1개에 처분용기를 2개 넣은 결과 완충재에서의 최고온도는 처분공 간격이 4 m일 경우 78°C로서 성능목표값이 100°C보다 훨씬 낮았다. 따라서 현재까지의 연구결과를 바탕으로 처분터널 간격 40 m, 처분공 간격 4 m를 제안하였으며, 추가 연구를 통해 보다 처분밀도를 향상시킬 수 있는 방안을 제안할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 최희주, 이종열, 이민수, 조동진, 국동학, 한국 방사성폐기물학회 2010년 춘계 학술발표회 논문집, p.153, 2010.
- [2] 최희주 외, KAERI/RR-3100/2009, p.407, (2010).
- [3] ABAQUS Ver.6.8, Dassault Systems, (2008).

배경 단열 반영에 의한 지하수 유동 경로와 시간의 변화

고낙열, 지성훈, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nvko@kaeri.re.kr

1. 서론

심지층 처분시설을 계획하고 건설할 때에는 혹 시라도 일어날 수 있는 처분시설에서의 방사성 핵종 누출에 대한 처분안전성을 평가하기 위해 처분시설 부근에 대한 수리지질학적 조사 자료를 이용하여 지하수 유동 특성을 파악하는 것이 필수적인 사항이 된다. 처분시설 부근의 지하수 유동을 보다 자세히 평가하기 위해서는 국지적인 지질구조가 반영된 지하수 유동 모형이 필요하게 되는데, 배경 단열과 같은 국지 구조는 지하수 유동 경로를 복잡하게 만들어서 누출된 핵종의 이동시간을 지연시키는 효과가 있을 수도 있어 면밀한 조사와 모의 결과의 분석이 요구된다.

이 연구에서는 블록 규모의 지하수 유동 모의에서 배경단열을 고려함으로써 지하수 유동 거리와 시간의 변화를 알아보고 그 불확실성을 평가하여 국지적 지질 구조가 처분안전성 평가의 기초자료에 끼치는 영향을 분석하였다.

2. 지하수 유동 모의 모형 구성

2.1 지하수 유동 모의 현장

지하수 유동 모의 영역은 핀란드의 Olkiluoto 섬 중앙부로, 심지층 처분시설 부지를 포함한 $500 \times 500 \text{ m}$ 규모이다. Olkiluoto 섬은 순상지이고 10 m 내외의 토양층 아래 선캄브리안대의 암석이 기반암으로 존재한다. 남동 방향과 북동 방향의 단층이 주 단열대를 형성하고 있다(Vaittinen 등, 2003).

2.2 배경 단열의 영향을 고려한 수리전도도 분포 입력

관측공 조사와 물리 탐사 등을 통해 조사된 단열대 자료를 바탕으로 불연속(discrete) 단열망을 구성하고, 구성된 단열망을 이용해 불균질, 이방성을 갖는 수리전도도 분포를 만들어 3차원의 연속체(continuum) 격자에 입력하는 혼합(hybrid) 모형을 적용하였다. 그리고 국지적 지질 구조의 영향을 알아보기 위해 배경 단열 자료를 분석하

여 수리전도도 분포에 반영한 모형도 작성하였다. 배경 단열 자료의 특성으로 인해, 동일한 통계적 특성을 갖는 배경 단열을 다수 만들어 모의를 실행하고, 그 결과를 통계적으로 처리하여 분석하였다. 또한 관측정에 의해 교란되는 지하수 유동 환경을 나타내기 위해 DFE(discrete fracture element) 기법을 적용하여 관측정 구조를 지하수 유동 모형에 입력하였다(Diersch, 2005).

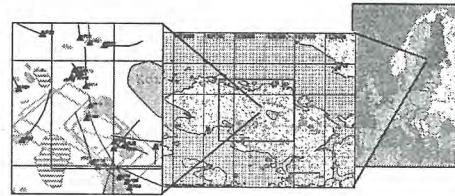


Fig. 1. Groundwater modeling site in Olkiluoto island

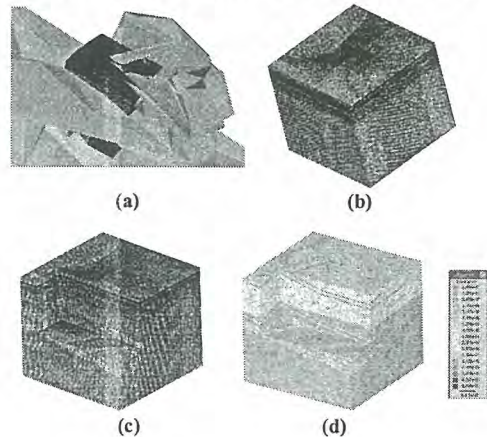


Fig. 2. (a) discrete fracture network, (b) 3-D continuum mesh, and hydraulic conductivity fields (c) without and (d) with background fracture

3. 지하수 유동 모의 결과를 이용한 지하수 유동 경로와 이동 시간 분석

3.1 배경단열이 고려되지 않은 경우

배경단열이 고려되지 않은 경우에는 지하수

유동이 대규모의 단열대를 따라서만 일어나 이동 경로가 비교적 단순하고, 이동 시간도 단열대를 따라 흐르는 구간이 많을수록 적게 나타났다.

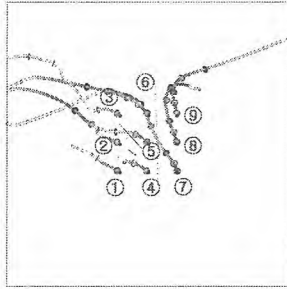


Fig. 3. Result of the particle tracking when no background fractures were included.

Table 1. Travel times and distances for each particle released from the points shown in Fig 3.

Release Points	Travel Time ($\times 10^3$ year)	Travel distance (m)
1	19.8	99
2	16.2	49
3	67.6	224
4	22.1	47
5	127.4	267
6	115.9	255
7	130.7	313
8	134.5	104
9	127.9	241

3.2 배경단열이 입력된 경우

배경단열이 고려되면 국지적으로 수리전도도가 높아 지하수가 잘 흐를 수 있는 통로가 생성되어 이동 경로는 더욱 복잡해지게 되지만, 배경단열로 인해 기반암 수리전도도가 전체적으로 상승하게 되어 이동 시간은 오히려 감소되어 나타났다.

4. 결론

배경 단열 자료를 고려하여 지하수 유동 경로와 이동 시간을 평가하였다. 대규모 단열만 고려할 때에 비해 국지적 흐름이 표현되어 경로는 늘어났지만, 전체적인 수리전도도가 상승하여 이동 시간은 감소하였다. 국지적 지질구조가 포함되어 보다 보수적인 결과를 얻을 수 있었고, 이는 처분안전성평가에 활용될 수 있을 것으로 생각되었다.



Fig. 4. Result of the particle tracking when the background fractures were included.

Table 2. Travel times and distances for each particle released from the points shown in Fig 4.

Release Points	Travel Time ($\times 10^3$ year)	Travel distance (m)
1	8.3 ± 2.0	209 ± 2
2	9.0 ± 2.0	209 ± 13
3	17.9 ± 5.8	233 ± 12
4	13.5 ± 4.0	244 ± 62
5	16.9 ± 4.0	267 ± 6
6	15.0 ± 2.8	236 ± 7
7	52.6 ± 19.9	331 ± 23
8	27.3 ± 5.3	278 ± 9
9	15.0 ± 4.6	224 ± 7

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 지원을 받았음을 밝히며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

- [1] T. Vaittinen, H. Ahokas, E. Heikkinen, P. Hellä, J. Nummela, P. Saksa, E. Tammisto, S. Paulamäki, K. Front and A. Kärki, Bedrock model of the Olkiluoto site (version 2003/1), Posiva Working report 2003-43(2003).
- [2] 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.

물리검층, 대수층 시험 및 변동량 분석을 통한 심부결정질암반 내 단열대의 수리적 특성 분석

이대형, 지성훈, 박경우, 여인옥*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*전남대학교, 광주광역시 북구 용봉동 전남대학교 지구환경과학과

mildh@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 폐기물의 처분에 있어서 결정질 암반에 분포하는 단열대는 지하수 유동로로서의 잠재성을 지니고 있으며, 처분장으로부터 핵종이 유출될 경우 단열대를 통해 지하수와 함께 이동될 가능성이 크다. 그러므로 암반에 분포하는 단열들에 대한 보다 자세한 연구가 필요하다.

수리지질모델은 공간적으로 불균질한 투수성 분포 혹은 균질한 분포를 나타내는 수리토양영역(HSD), 수리암반영역(HRD)과 각 단열대마다 상이한 투수성을 나타내는 수리투수영역(HCD)으로 나눌 수 있다(Fig. 1).

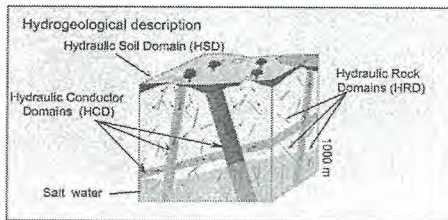


Fig. 1. Hydrogeological description(from Rehn et al., 2003)

본 연구에서는 한국원자력연구원 내 지하연구시설인 KURT 내 장심도 시추공(DB-1)에서의 물리검층, 대수층시험 및 변동량분석을 통해 수리투수영역(hydraulic conductivity domain, HCD)을 구분해 내는데 목적이 있다.

2. 본론

온도 검층, 전기전도도검층, SPS 검층, 음파 검층, 전기비저항 검층, 밀도 검층, 시추공 영상촬영 등의 물리검층 결과 확인된 이상대를 바탕으로 8구간의 단열구간을 결정하였다.

Table 1. Fractured zones in DB-1

	단열대	
	From(m)	To(m)
DB1-1	3	25
DB1-2	43.5	59.5
DB1-3	92	116
DB1-4	156	159
DB1-5	183	194
DB1-6	201.5	226
DB1-7	234	244
DB1-8	279	293

총 8구간에 대하여 정압배출시험 및 Horner recovery test(Horner, 1951)를 실시하여 수리전도도(K)를 산출한 결과, $10^{-5} \sim 10^{-9}$ m/s로 각 구간별로 상이한 값들을 나타내고 있다. DB-1-1,2 구간은 상대적으로 큰 투수성을 보였으며, DB-1-8의 수리전도도가 단열구간 중 가장 낮은 값을 보였다.

Table 2. Hydraulic conductivity of fractured zones

구간	K(m/sec)		
	Jacob-Lohman	straight-line	Horner
DB1-1	1.68×10^{-6}	6.05×10^{-6}	2.85×10^{-6}
DB1-2	3.56×10^{-6}	1.33×10^{-5}	3.71×10^{-6}
DB1-3	2.89×10^{-8}	4.03×10^{-8}	2.60×10^{-8}
DB1-4	1.12×10^{-8}	1.25×10^{-8}	5.27×10^{-8}
DB1-5	1.14×10^{-8}	1.60×10^{-8}	1.51×10^{-8}
DB1-6	6.04×10^{-7}	8.65×10^{-7}	4.24×10^{-6}
DB1-7	5.43×10^{-7}	8.48×10^{-7}	4.45×10^{-6}
DB1-8	2.69×10^{-9}	3.59×10^{-9}	6.26×10^{-8}

정압배출시험 이후 수위회복자료를 이용하여 변동량 분석(derivative analysis)을 실시 하였다. 변동량 분석은 시간의 자연로그에 대한 수위강하 자료의 1계 미분으로 정의되며, 단일관정에서 넓은 지역의 수리지질학적 특성을 파악할 수 있는 방법이다(Bourdet, 2002; Bourdet et al., 1989; Bourdet et al., 1983a; Ehlig-Economides et al., 1994).

$$t \frac{\partial s}{\partial t} = \frac{\partial s}{\partial \ln t} \quad (1)$$

변동량 분석을 통한 변동량 곡선의 양상을 확인한 결과, DB-1-4,5,8의 경우 수위회복 후기에 불투수성 경계의 특징을 나타내는 것을 확인할 수 있었다.

변동량 곡선의 양상과 수리전도도 값과의 비교를 통해 HCD라 생각되는 단열대 구간 중 DB-1-4,5,8 구간을 수리투수영역에서 제외하여 수리암반영역(hydraulic rock domain,HRD)으로 구분하였다.

3. 결론

본 연구지역의 총 8구간에 대하여 대수층 시험 및 변동량 분석을 적용시킨 결과, DB-1-1,2,3,6,7 구간이 지하수 흐름의 주된 통로가 되는 것을 확인할 수 있었다.

그러나, 단열대로 확인된 구간인 DB-1-4,5,8의 경우 물리검층 결과와는 달리 수리적 연결성이 원활하지 않는 것을 알 수 있었다.

그러므로, 방사성 폐기물 처분장 주변의 지질모델 구축 시 대수층 시험에 대하여 변동량 분석을 적용시킴으로써, 보다 넓은 범위의 수리적 특성 분석에 용이할 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] Bourdet, D., Whittle, T.M., Douglas, A.A. and Pirard, Y.M., 1983a, A new set of type curves simplifies well test analysis, *World Oil*, 196(6), 95-106.
- [2] Bourdet, D., Ayoub, J.A. and Pirard, Y.M., 1989, Use of pressure derivative in well-test interpretation, *Society of Petroleum Engineers Formation Evaluation*, 4(2), 293-302.
- [3] Bourdet, D., 2002, *Well test analysis*, Elsevier, Amsterdam.
- [4] Ehlig-Economides, C.A., Hegeman, P. and Vik, S., 1994, Guidelines simplify well test analysis, *Oil and Gas Journal*, 92, 33-40.
- [5] Horner, D. R., 1951, Pressure build-up in wells, Proc. Third World Petroleum congress, The Hague, p. 503
- [6] Rhen, I., Follin, S., Hermanson, J., 2003. Hydrological Site Description Model: A Strategy for Its Development during Site investigation, R-03-08, SKB, Stockholm.

지구화학평형모델을 이용한 KURT 지역 심부 지하수의 지구화학적 특성 조사

김은영, 류지훈, 김건영, 배대석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kevzz@keari.re.kr

1. 서론

방사성폐기물 처분을 위하여 한국원자력연구원 지하처분시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)에서 심부 지질환경을 이해하고 특히 KURT와 그 주변 지하수의 지구화학적 특성을 규명하는 일은 방사성폐기물 처분환경을 연구함에 있어서 필수적이다. KURT 지역에서는 단층 및 절리 등이 국부적으로 발달해 있고, 이러한 단층 및 절리를 따라서 지하수의 흐름이 연결되어 있어 지하수의 지구화학적 변화가 발생한다. 본 연구는 KURT와 주변 인접한 심부 시추공의 지하수를 대상으로 지하수의 혼합과 단열대를 통해 이동하는 지하수의 지구화학적 반응 및 특성 그리고 산화환원과정을 통하여 지구화학적으로 변화하는 지하수의 지구화학적 개념모델을 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 시료 채취 및 분석

한국원자력연구원의 지하처분연구시설(KURT)과 주변 심부공을 대상으로 시료를 채취하였다. 심부 시추공에서는 다중패커에 의해 시료 채취가 이루어졌고 현장에서 지하수 샘플 챔버를 이용하여 대기와의 접촉이 차단된 상태에서 지하수의 온도(T), pH, 전기전도도(Electrical conductivity, EC), 용존산소(dissolved oxygen, DO), Eh를 측정하였다. 모든 시료는 0.45 μ m 셀룰로즈 막필터로 여과하였고 양이온은 고순도 질산을 이용하여 pH를 2이하로 유지하였다. 양이온 분석은 ICP-AES (Ion Coupled Plasma-Atomic Emission Spectrometry)를 이용하였고 IC (Ion Chromatography)를 이용하여 음이온을 분석하였다. 양/음이온 분석은 물의 전하 균형 오차 $\pm 5\%$ 이내로 분석의 신뢰도를 보였다.

2.2 지구화학 개념모델

KURT 지역 시추공으로부터 채취한 지하수의 지구화학적 특성들을 조사하고 지구화학 평형모델인 PHREEQC를 이용하여 KURT 지역에 존재하는 지하수의 혼합과 단열대를 통한 지하수 거동에 있어서 양이온교환능력(CEC)이 지하수의 지구화학적 특성에 미치는 영향 그리고 지하수의 산화환원과정에 따른 지구화학적 개념모델링을 수행하였다. PHREEQC는 상용화되어 널리 사용되고 있는 지구화학평형 모델링 프로그램으로서 지구화학 반응과 관련하여 널리 쓰이고 있다.

2.3 산화-환원 반응

방사성폐기물 처분장에서는 산화-환원 조건이 핵종 용해도와 이동도에 영향을 미치기 때문에 산화환원 환경과 이를 결정하는 요인의 파악은 중요하다. 지하수에서 산화-환원반응은 산소 소모, 탈질 반응, Fe-Mn 환원, SO₄ 환원 등의 순서로 발생한다. 이들 반응에 의해 지하수의 산화-환원 조건이 주로 결정되게 된다. 특히, 황철석은 지하수의 산화-환원 반응에 직접적으로 관계되어 pH 조건도 변화시키기 때문에 중요하다[1].

2.4 양이온 이온 교환

지하수에는 여러 가지 화학요소들이 용해되어 이온으로 존재하는데 양이온과 음전하를 띤 광물 표면에 있는 다른 양이온과의 교환을 양이온 이온 교환이라고 한다. 지하수에 혼한 이온들로 2가 이온들은 비교적 강하게 결합하고 1가 이온들은 치환하는 경향이 크다. 따라서 지구화학 반응은 지하수 내 용존된 Na⁺와 Ca²⁺과 관련되어 반응한다[2].

3. 결론

본 연구에서 수행한 연구는 KURT 지역의 지

하수의 지구화학적 특성을 바탕으로 지구화학평형모델을 이용하여 KURT 지역의 지하수의 지구화학특성에 어떤 지화학과정이 영향을 미치는지를 조사하였다. 그 결과, 지하수 혼합, 산화환원과정, 양이온 교환과정 등이 KURT 지역에 존재하는 지하수의 지구화학특성에 영향을 미치는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

- [1] 한국광물학회, 2009년 춘계학술발표회 논문요약집, 28-29, 2009.
- [2] Journal of contaminant hydrology, 82, 293-318, 2006.

5. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

KURT 주변 지역의 지온구배특성

박경우, 고용권, 김경수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

woosbest@kaeri.re.kr

1. 서론

처분부지의 지온 구배는 처분시스템이 위치하게 될 심부영역의 열적 응력에 대한 구조적 평가, 처분시스템의 심도에 대한 평가 등 처분시스템 개발과 관련된 다양한 분야의 입력 자료가 된다. 본 연구는 방사성폐기물처분 연구를 위해 한국원자력연구원 내에 건설된 지하처분연구시설(KURT) 주변 지역에서 굴착된 연구용 장심도 시추공에서 관측된 지온 분포를 깊이별로 도시하고 이를 통해 연구 지역의 지온구배 도출을 목적으로 한다.

2. 본론

2.1 연구 지역 및 방법

고준위방사성폐기물 처분 연구의 일환으로 한국원자력연구원의 연구지역에서 KURT를 건설하였다. KURT는 총 255m의 굴착 길이를 갖는 터널로서 갱구부는 산사면을 절토하여 EL. 100m에서 시작되며, 단면 6(W)×6(H)m(마제형), 굴착방향 N56°W, 하향 5.7°로 굴착되었다(Fig. 1)[1]. KURT 지역의 지온구배 도출을 위해 이용된 장심도 시추공은 KURT 주변 지역에 굴착된 YS-01, YS-03, YS-04, YS-06, DB-01, DB-02 시추공이며, 다중패커시스템이 설치된 YS-01, YS-04는 패커로 격리된 구간에서 측정된 지하수의 온도를 이용하였고, 그 외 나공상태의 시추공에서는 온도센서를 시추공에 삽입하여 깊이별(5cm) 온도를 측정하였다 (Fig. 2).

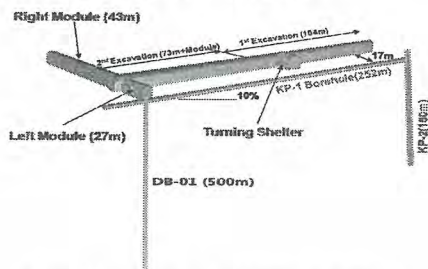


Fig. 1. Description of KURT and DB-01

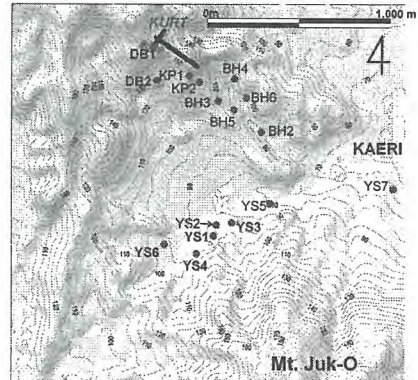


Fig. 2. Location of borehole

2.2 연구 결과

연구용 시추공에서 관측된 깊이별 온도 분포는 Fig. 3과 같다.

전체 시추공에서 지표부의 지하수 온도는 대기 온도에 영향을 받고 있다. YS-01, YS-03, YS-04, YS-06 시추공의 경우 깊이에 따른 온도 분포가 선형으로 증가하는 경향을 보이는데, 온도 구배는 0.022~0.027°C/m의 값을 나타내었다. 특히, 300m의 심도인 YS-03에서 0.027°C/m의 최고 온도구배를 보였으나, YS-01(500m), YS-04(350m), YS-06(500m) 보다 비교적 얕은 심도이기 때문에 심부 500m에 대한 온도 구배로 보기 어렵다.

KURT내에 위치한 DB-01 시추공에서는 두 개의 온도 구배를 확인할 수 있었다. 심도 230m 이상의 영역에서는 낮은 온도구배를 보이고(0.013°C/m), 230 ~ 500m의 영역에서는 이보다 높은 온도구배를 보이고 있는데 (0.022°C/m), 이는 DB-01 시추공이 자분정의 특성을 가지며, 200 ~ 240m에 투수성 단열대가 존재하기 때문으로 판단된다. 즉, 그 구간에서 시추공으로 흘러나오는 지하수가 시추공내에서 위로 흐르기 때문에 상부 구간의 지하수 온도에 영향을 주고 있는 것으로 판단되며, 따라서 DB-01 시추공의 경우 230m 이하의 구간에서 관측되는 온도 구배가 시험 영역에 대한 온도 구배로 간주해야 한다.

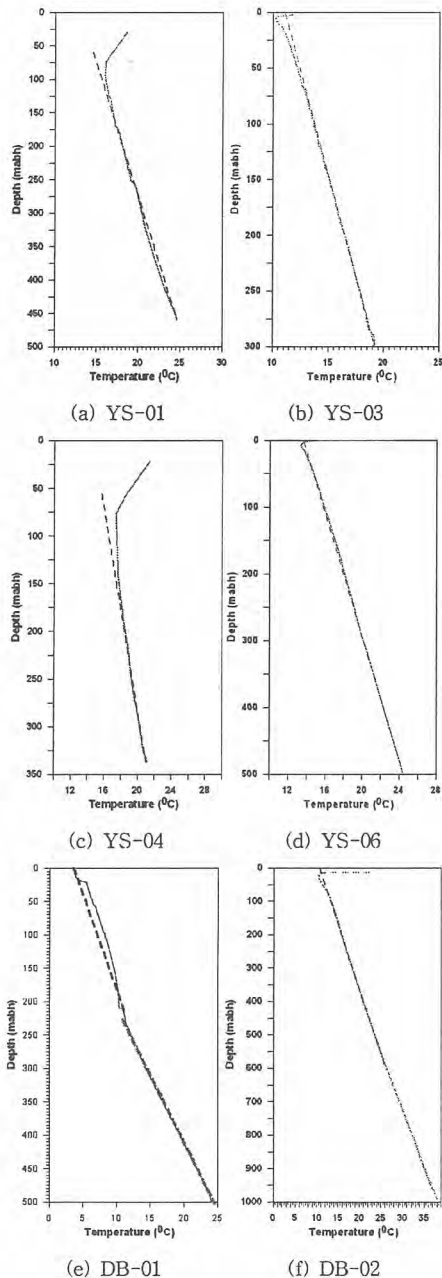


Fig. 3. Temperature distribution with depth

DB-02 시추공의 경우 지표하 600m 지점을 기준으로 상부와 하부의 온도 구배에 근소한 차이를 나타내는데, 이는 600m를 기준으로 그 상, 하부가 지온구배에 영향을 줄 수 있는 상이한 지질환경을 갖는 것으로 예측할 수 있으며, 이를 밝히기 위해서는 시추코어를 활용한 광물학적, 암석학적 조성에 대한 연구가 필요할 것으로 판단된다.

Table 1. Temperature gradient of borehole

YS-01	Temp.(°C) = $0.024 \times \text{depth(m)} + 13.28$
YS-03	Temp.(°C) = $0.027 \times \text{depth(m)} + 11.01$
YS-04	Temp.(°C) = $0.022 \times \text{depth(m)} + 14.72$
YS-06	Temp.(°C) = $0.022 \times \text{depth(m)} + 13.66$
DB-01	Temp.(°C) = $0.022 \times \text{depth(m)} + 14.12$
DB-02(1)	Temp.(°C) = $0.025 \times \text{depth(m)} + 10.90$
DB-02(2)	Temp.(°C) = $0.029 \times \text{depth(m)} + 9.00$

3. 결론

장심도 시추공을 활용하여 KURT 주변 지역에 대한 지온구배를 도출하였다. KURT 지역에서는 지표에서 600m 까지 0.022 ~ 0.025°C/m의 지온구배를 보이고 있으며, 600m 이하의 영역에서는 0.029°C/m의 지온구배를 나타내고 있었다. 이 결과를 이용하여 연구 지역의 심부 500m, 심부 1,000m의 영역에 대한 온도를 구해보면, 심부 500m 영역은 24.42 ~ 25.90°C의 분포를 보이며, 1000m 영역은 38.2°C의 온도를 보이는 것으로 분석된다.

본 연구의 결과는 KURT를 고준위 방사성폐기물의 예상 처분지역으로 가정하여 현재 개발하고 있는 선진 한국형 처분시스템(Advanced Korea Repository System, A-KRS)의 설계에 입력 자료로 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 박경우, 고용권, 김경수, 최종원, Journal of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 7, No. 4, pp.191-205, 2009.

물리검층을 활용한 KURT 주변지역의 지하수 유동특성 연구

이진용, 김경수, 박경우, 배대석, 장용수
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jin Yong@kaeri.re.kr

1. 서론

심부영역에 다중 방벽 개념으로 처분하게 되는 고준위방사성폐기물은 처분장의 건설 안전성과 처분 안전성에 밀접한 영향을 끼치게 되므로 주변지역의 지질 환경 특성과 수리학적 특성에 대한 연구는 필수적이다. 이러한 고준위방사성폐기물 처분장의 수리지질학적 특성을 파악하기 위해 물리검층 및 시추조사와 현장투수시험 및 양수시험을 수행하게 된다.

물리검층은 시추공에 측정기를 넣어 주변 지반의 물리적 성질을 수직방향으로 연속 검층하여 지질상황을 파악하는 것으로서 전기검층, 속도검층, 방사능(밀도 및 수분)검층, 지하수검층, 온도검층 공경검층(캘리퍼검층)등이 있다. 본연구에서는 물리탐사의 여러 방법 가운데 온도검층을 수행하여 공내 지하수의 온도분포를 측정하고 대수층의 유동 구간이나 투수성을 파악하는 것으로서, KURT 및 주변지역의 지하수 유동 메커니즘을 규명하고자 한다.

2. 본론

연구지역에서의 물리검층은 지하처분연구시설(KURT)을 내의 시추공을 포함하여 총 4개의 시추공에서 수행하였으며 각 시추공의 위치와 제원은 그림1, 표1과 같다.



Fig. 1. 연구지역 및 물리검층공의 위치

Table 1. 연구지역 시험공의 제원

Borehole No.	Depth(m)	Orientation	Top El.(m)
DB-1	500	Vertical	
DB-2	1000	Vertical	
YS-5	200	NS/80	80
YS-6	500	150/80	94

지하에서는 일반적으로 깊이에 따른 온도변화율을 뜻하는 지온구배라는 개념이 있다. 그러나 서로 다른 대수층에 있는 물은 지온구배에 관계없이 각 대수층에 따라 특징적인 온도분포를 보인다.

KURT내의 DB-1번공은 기존에 온도검층하였던 박 경우, KAERI/TR-4010/2010을 참고하였고 (그림 2,3) 주변의 시추공은 공내의 물이 서로 교환되지 않게 시추관정이 평형상태에 도달한 후 1m/min의 속도로 검층하였다.

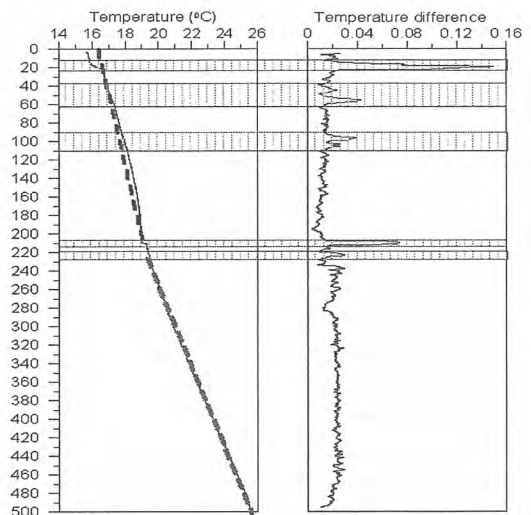


Fig. 2. DB-01 시추공 온도검층 결과

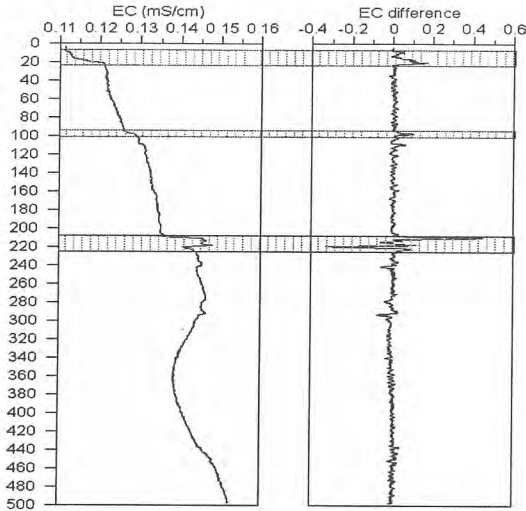


Fig. 3. DB-01 시추공 전기전도도 검층결과

DB-1의 시추공에서 수직적 온도 변화를 확인한 결과 두 개의 기울기 (0.013, 0.022)를 갖는 온도 구배 양상을 확인할 수 있었으며, 심도 0 ~ 210m, 심도 210 ~ 500m의 지온구배는 다음과 같다.

- 0~210m : $0.013 \times \text{depth(m)} + 16.45^{\circ}\text{C}$
- 210~500m : $0.022 \times \text{depth(m)} + 14.12^{\circ}\text{C}$

검층된 온도와 전기전도도 값을 활용해 투수성 단열대의 존재 가능성을 확인하였으며 DB-1번공과 주변 시험공의 검층 결과를 통해 KURT주변 지역의 수리지질학적 특성을 파악해보았다.

3. 결론

본 연구지역에서의 실험을 통해 KURT를 중심으로 각 시추공에서의 수리학적 연결성을 파악하고 단열빈도분석 및 현장수리실험과 비교한 결과 온도 및 전기전도도의 물리검층은 투수성 단열대의 지시자로 활용하기에 아주 효과적인 검층 방법이며 타 검층방법으로 신뢰성을 확보함으로 방사성폐기물 처분관련 연구에서 심지층 처분 영역에 대한 단열대 도출방법을 구축하는데 기여할 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

- [1] 한국원자력연구원, KAERI/TR-4010/2010, KURT 내 심부 시추공 (DB-01)의 단열대 분석.
- [2] 한국원자력연구원, KAERI/TR-2751/2004, 소규모 지하처분연구시설 부지조사 및 평가.
- [3] 한국원자력연구원, KAERI/TR-2969-2005, 지하처분연구시설 (KURF) 확보 및 활용계획.

5. 감사의 글

이 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

DECOVALEX-2011 Task B 참여 연구결과 및 성과

권상기, 이창수, 최종원

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

kwonsk@kaeri.re.kr

1. 서론

지하 처분장 주변에서 예상되는 열-수리-역학-화학(THMC) 복합거동의 예측은 처분장 부지선정, 처분시스템 개발, 처분장 안전성 평가에 필수적이다. 신뢰할 수 있는 THMC 예측 기법의 확보를 위해 세계 각국에서는 다양한 실험실 및 현장시험을 실시하고 이를 모델링 기법 개발에 활용하고 있다. 예측 모델의 신뢰도 증진 및 효율적인 기술개발을 위해 국제공동연구인 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiment) 프로젝트가 1992년 착수되어 DECOVALEX-I, II, III 및 DECOVALEX-THMC 를 거쳐 2008년-2011년에는 DECOVALEX-2011 이 추진되고 있다. 현재 한국, 중국, 일본, 스웨덴, 핀란드, 프랑스, 영국, 체코가 funding organization 으로 참여하고 있다. 매년 2회 개최되는 워크숍을 통해 각 연구팀이 수행한 연구결과를 상호검증하며 매년 보고서를 발간하여 연구성과를 공유하고 있다. 그동안 영국 Oxford 대학, 일본 Horonobe URL, 한국 경주, 체코 프라하, 스위스 Mont Terri에서 워크숍이 개최되었으며 1, 2차 보고서가 완료되었다. 제 6차 워크숍은 중국에서 2010년 10월11~10월14일에 개최될 예정이다.

2. DECOVALEX-2011 Task

2.1 Task A(HMC processes in argillaceous rocks: the ventilation experiment): 스위스 Mont-Terri URL에서 수행된 환기 영향 시험으로 1.3m 직경의 소형 터널에서 환기에 따른 암반의 HMC 영향에 대한 해석을 실시한다. 터널 벽면에서의 거리/위치에 따른 상대습도, 압력변화, 화학적 변화를 예측하고 실측값과 비교한다.

2.2 Task B (Pillar stability and fracturing near excavation rock surface): 스웨덴 Aspo URL에서 실시된 팽윤압, 붕괴열, 지반응력, 굴착영향이 고려된 열-역학적 현장시험을 대상으로 하며 온

도, 응력, 변위, 균열발생 관찰 결과를 이용한 TM 해석기법을 검증하게 되며 최종적으로 처분공에서의 장기 THM 거동을 예측한다. KAERI 는 현재 서울대 연구팀과 함께 Task B에 참여하여 공동연구를 수행하고 있다.

2.3 Task C (HMC studies of single fractures and fracture networks): 균열망에 따른 HMC 영향을 평가하는 모델링과 함께 체코의 Bendrichov 수로터널과 실험실 실험에서 얻어진 자료를 바탕으로 현장 HMC 해석 기법을 개발한다.

3. Task B 현황

3.1 Task B 연구내용

스웨덴 Aspo 에서 수행된 대규모 pillar stability test 현장시험에서 측정된 현장 자료를 기반으로 열-수리-역학적 하중이 작용하는 지하 암반의 파괴거동을 예측하는 Task B에는 다음과 같은 단계목표를 두고 6개 국가가 참여하고 있다.

- Stage 1 : 실험실 자료의 검증과 터널 굴착에 따른 역학적 거동 예측
- Stage 2 : 처분공 2.5m, 4.1 m 심도에서의 소성발생 예측
- Stage 3: 처분공에서 발생하는 소성대의 심도와 폭을 예측
- Stage 4: Destress 를 위한 slot 을 시추함에 따른 암반의 거동을 예측
- Stage 5: 자연균열이 부근에 존재하는 수직 처분공에서의 장기 THM 거동을 모사.

현재 Stage 3까지 완료되었으며 Stage 4에 대한 연구가 진행 중에 있다.

3.2 KAERI 연구결과

KAERI연구팀은 3차원 상용 코딩인 FLAC3D 를 이용하여 해석을 수행하였다. 그림 1은 시추공 심도 및 시간에 따른 온도 변화를 계산하여 실측값과 비교하고 있다. 실측값과 유사한 온도값과

변화의 양상을 통해 모델링 기법의 신뢰도가 높음을 알 수 있다. 그림 2는 실측된 균열 발생 규모 변화와 모델링을 통해 예측된 균열 발생 규모를 비교하여 보여준다. 히터 가열에 의한 열응력으로 암반의 균열의 발생이 확대됨을 모델링과 관측 결과를 통해 알 수 있다.

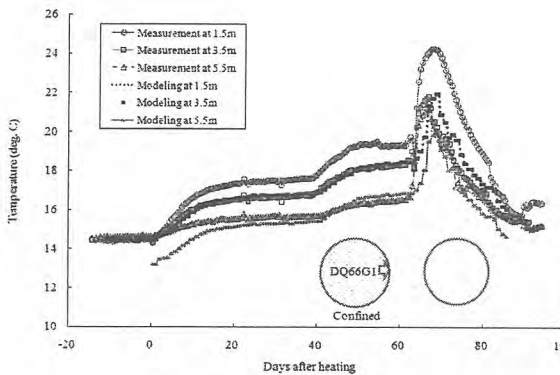
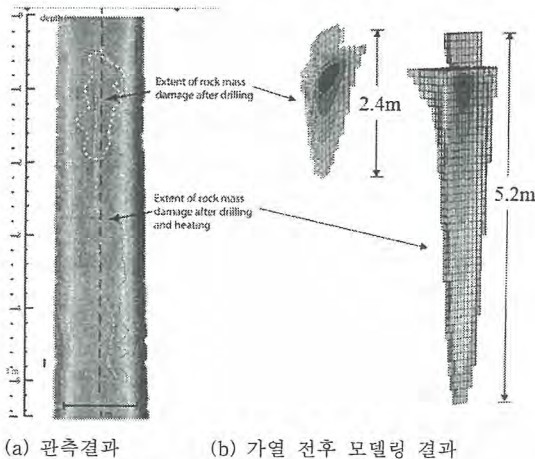


Fig. 1. 온도 변화 비교



(a) 관측결과 (b) 가열 전후 모델링 결과
Fig. 2. 암반 내 균열 발생

3.3 연구결과 비교

그림 3과 4는 Task B에 참여하고 있는 6개 기관에서 예측한 암반 내 응력 변화와 온도 변화를 비교해서 보여준다. 암반에 균열이 발생하기 시작하는 응력이 약 120 MPa로서 단축압축강도 210 MPa의 약 60% 정도로 낮게 나타남을 알 수 있다. 그림 4에서 일본 JAEA 연구팀의 결과는 다른 연구팀과 상이하게 나타나는데 이는 시추공 벽면의 온도 경계조건 설정에 착오가 있었던 것으로 여겨진다.

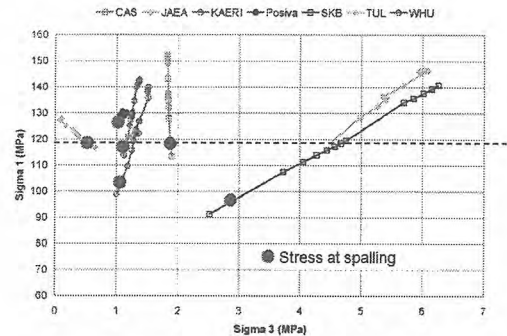


Fig. 3. 참가 기관별 가열 중 암반 응력 변화

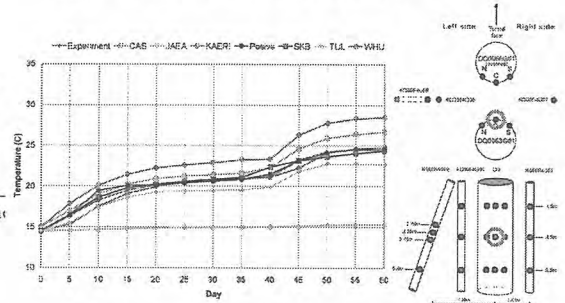


Fig. 4. 참가 기관별 온도 예측 결과 비교

4. 결론

세계적인 국제공동연구인 DECOVALEX에 정식 회원국으로 참여하여 동일한 문제에 대해 Blind test를 실시함으로써, 처분 환경에서의 열-수리-역학적 현상 예측에 필요한 모델링 기법을 효과적으로 확보할 수 있었다. FLAC3D를 이용하여 터널굴착, 처분공 굴착에 따른 응력재분포, 히터 가열에 따른 열응력, 완충재 팽윤압이 작용하는 환경에서 지질조건과 터널형상 등을 종합적으로 고려하는 열-역학적 복합거동 해석을 성공적으로 수행하였으며 이를 외국 전문가들의 해석결과와 비교 검증함으로써 해석의 신뢰도를 높일 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 수행되었음.

Kaeri Underground Research Tunnel(KURT) 현장암반에서 발생한 AE파를 활용한 위치표정

이경수, 김진섭, 권상기

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

lks@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물처분장은 인간 생활권과 격리되어 건설되어야 하기 때문에 지하 수백 m에 위치한 암반을 발파하여 건설한다. 암반에 발파를 할 경우 발파에 의한 굴착손상대(EDZ)와 이에 따른 암반의 특성, 수리학적 흐름 등의 변화가 발생하므로 이에 따른 암반의 안정성해석과 실시간 모니터링은 필수이다. 현재 암반사면, 터널 등에는 여러 연구자들이 제안한 모니터링법이 적용되고 있으나 본 연구에 적용된 AE(Acoustic Emission)법은 다른 모니터링법과는 달리 실시간계측과 물체에 균열 발생 시 균열의 위치표정이 가능하기 때문에 최근 현장암반에 널리 사용되고 있다. 그러나 본 연구구간과 같이 발파에 의한 EDZ가 형성된 구간에는 위치표정 결과의 정확성에 대한 의문이 제기된다. 그러므로 본 연구에서는 발파에 의하여 무수히 많은 불연속면이 존재하는 암반내부에 인위적인 타격을 실시하여 발생한 탄성과 중 P파의 초동 도달시간과 초동 진폭을 활용한 위치표정의 정확성에 대한 분석을 수행하였다.

2. 본론

2.1 발파에 의한 KURT 암반의 물성변화

본 연구구인 KURT는 그림 1과 같이 지하 암반을 발파하여 건설하였기 때문에 발파에 의한 암반의 손상정도와 관련된 연구는 필수이다. 권상기 외 [1]는 발파에 의한 본 연구구간 암석의 손상정도에 대한 연구를 수행한 결과 표 1과 같이 압축강도, 탄성파속도가 약 15~20% 감소한다고 보고하였다. Table 1의 결과를 건설표준품셈[2]에서 제안하는 Table 2에 적용해보면 현장 암반은 발파에 의하여 생성된 불연속면 등의 영향으로 암반등급이 보통암에서 연암으로 악화되었다.



Fig. 1. Study Area(KURT)

Table 1. Changes in rock physical and mechanical properties due to blasting

	심도(m)	발파전	발파후
일축압축강도(MPa)	0~0.5	102.2	81.7
	0.5~1	103	88.8
탄성파속도(m/s)	0~0.5	4318	3719
	0.5~1	4480	3883

Table 2. Rock mass classification

암반 분류	암반탄성파 속도(km/s)	암석탄성파 속도(km/s)	암석압축강도 (MPa)
연암	1.2~1.9	2.7~3.7	70~100
보통암	1.8~2.9	3.7~4.7	100~130

2.2 현장암석에서의 위치표정결과

조원진 외[2]는 Fig. 2와 같이 KURT 현장암반에서 채취한 24.8cm*54.4cm*10.8cm크기의 암석 시료에 위치표정을 수행하였다. 사용된 AE센서의 공진주파수영역대는 60kHz이며 60kHz 초음파 분석기를 이용하여 암석에서 탄성파를 발생시켰다. Ohtsu[3]는 물체에서 발생하는 탄성파는 AE파로 간주할 수 있으며 AE파 중 P파의 초동 도달시간(P1)과 초동진폭(P2)을 고려하여 AE분석을 수행한다고 하였다. 실험결과 AE파 중 P파의 속도는 약 4.3km/sec로 표 1의 암석에서 발생한 탄성파속도와 유사하며 Ohtsu가 제안한 방법을 토대로 최소자승법을 이용한 위치표정을 수행한 결과 발생 위치 정확도는 최대 5mm의 오차를 보이며 오차의 원인은 AE센서 크기에 의한 오차와 시료가 반무한체이기 때문에 발생하는 경계조건에 의한 탄성파의 산란, 간섭 등이라고 판단된다.



Fig. 2. Test specimen for Source localization

2.3 현장암반에서의 위치표정결과

본 연구구간인 KURT 현장암반에서 발생하는 AE파 중 P1과 P2를 이용한 위치표정을 수행하기 위하여 그림 3과 같이 7개의 AE센서를 waveguide를 이용하여 암반에 설치하였다. AE센서는 조원진 외[2]가 사용된 AE센서와 같은 60kHz AE공진센서를 사용하였으며 threshold값은 현장암반에서 발생하는 노이즈를 고려하여 0.12v로 하여 하였다. 암반내부에 AE파를 발생시키기 위해서 Impact hammer를 암반 내부 2m 깊이에 하향 20°의 각도로 설치하였다. 실험결과 Table 3과 같이 AE파의 P1(ch*10⁻⁶sec)은 Impact hammer를 가격한 위치에서 가까운 AE센서일수록 빠르게 탐지하였으나 P2는 이와 관계가 없으며 발생한 AE파의 속도는 약 0.5km/sec이다.



Fig. 3. AE sensor location at the study area(KURT)

Table 3. First arrival time and the amplitude of the first motion

	CH1	CH3	CH4	CH5	CH9	CH7	CH6
P1	621	217	117	264	236	33	397
P2(mV)	141	159	149	160	123	139	175

암석에서 발생하는 AE파 중 P파는 식 1과 같이 거리에 따른 감쇠가 발생하므로 Table 1과 현장암반에서 발생한 탄성파속도와 P파의 속도는 S파의 1.7배이며 표면파는 S파 속도의 0.9배정도이기 때문에 이를 고려해 보면 Table 3에 나타난 AE파는 표면파이며 발생한 표면파는 발파에 의하여 생성된 불연속면, 지하수 유입 등의 영향으로 속도가 매우 낮게 발생한 것으로 판단된다.

표 3의 결과를 이용하여 위치표정을 수행한 결과 실제 AE파는 암반 내부의 (-81cm, -182cm, -82cm) 위치에서 발생하였으나 암반표면인 좌표위치 (29cm, 15cm, 0)에서 발생하는 것으로 분석되었다.

$$A_d = A_0 R^{-n} \quad (1)$$

여기서, A_0 는 단위 거리에서의 진폭, A_d 는 감쇠의 발생이 없는 탄성파의 진폭, R 은 AE발생원에서 AE센서까지 거리이다.

3. 결론

KURT 현장암반에 Impact hammer를 이용하여 AE파를 발생시켜 위치표정을 수행한 결과 AE센서에는 P파가 아닌 표면파가 탐지되었으며 발생한 표면파 또한 발파에 의하여 형성된 EDZ 등의 영향으로 매우 낮은 속도를 보이며 위치표정의 정확성에 대한 오차 또한 매우 큰 것으로 분석되었다. 실험 시 표면파가 AE센서에 가장 먼저 도달한 원인을 분석해 본 결과 Impact hammer가 암반을 타격할 때 암반에서 발생하는 AE파 외에 Impact hammer 자체에서 발생하는 충격파가 시추공 내부에 존재하는 Impact hammer를 따라 암반표면에 P파보다 먼저 도달하여 AE센서에 전달되었기 때문으로 판단된다.

그러므로 현장암반에서 발생한 AE파를 활용한 위치표정의 정확성 향상을 위해서는 AE파 중 P파를 제외한 S파, 표면파 등의 간섭을 최소화하여야 하며 암반내부에 존재하는 불연속면 등에 의한 AE파의 속도감쇠특성에 대한 충분한 연구가 수행되어야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Kwon, S., C.S. Lee, S.J. Cho, Jeon and W.J. Cho, "An investigation of the excavation damaged zone at the KAERI underground research tunnel", *nnelling and Underground space Technology*, Vol. 24, pp.1-13, 2009.
- [2] 전인식, 건설표준품질, 건설연구사, 2006.
- [3] 조원진, 최종원, 박정화, 이재완, 권상기, 김진섭, 백민훈, 김건영, 박경우, 이병직, 김인중, 권성중, "고준위폐기물 장기관리 기술개발: 공학적방벽 성능 현장실증연구", 한국원자력연구원, 2010.
- [4] Ohtsu, M. and Ono, K. "A Generalized Theory of Acoustic Emission and Green's Functions in a Half Space," *Journal of AE*, Vol. 3, No.1, 124-133, 1984.

KURT내 심부시추공(DB-2)의 시추중 수리화학 모니터링

김건영, 박경우, 류지훈, 고용권, 최종원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kingvy@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성폐기물의 심지층 처분개념에서 다중방벽 요소로서 천연방벽인 암반에 분포하는 단열대는 이를 통하여 이동하는 지하수가 장기간에 걸쳐 공학적 방벽과 반응하여 이들을 부식시켜 핵종을 생물권으로 유출 및 유동시키는 주된 매개체가 된다. 따라서 지하수 주유동로에 대한 수리지질학적인 연구와 이와 관련된 단열대의 모암 및 지하수의 지화학적 특성연구는 방사성폐기물 심지층 처분의 안정성 평가에 중요한 과제중의 하나이다. 이에 대하여 한국원자력연구원에서는 연구원 부지내에 지하처분연구시설(KURT)을 확보하여 각종 심지층 처분 관련 시험을 수행하고 있다. 특히 KURT내에 500m 심도의 심부시추공(DB-1)을 설치하면서 시추 중 혹은 시추 이후, 단열구간에 따른 다양한 수리시험과 지화학 원위치 측정 및 시료채취를 성공적으로 수행함으로써 심부 지하수에 대한 수리·지화학 조사기술을 확보하였다. DB-1 시추공으로부터 얻어진 수리 및 지화학 자료는 그간 KURT주변 지역에 대하여 구축해 온 지질모델링을 보완하기 위한 입력자료로 활용되었다. 이와 같은 KURT내의 심부시추공(DB-1)에 대한 성공적인 연구와 연관되어 KURT 주변 심부환경의 수리지질 및 수리화학 특성을 보다 명확히 규명하고 기존 KURT내 심부시추공(DB-1)에서 예측된 심부 단열대의 연장성 및 수리특성을 확인하기 위하여 한국원자력연구원에서는 KURT 주변지역에 추가적인 심부시추공(DB-2, 1,000m 심도)을 설치하였다. 이번 연구는 이 KURT 주변 심부시추공(DB-2)의 주요 단열구간별 지하수의 지화학적 특성을 규명하기 위해 수행하였다.

2. 본론

2.1 심부시추

KURT 주변에 추가의 심부 시추공(DB-2, 1,000m 심도)을 확보하는 목적은 지하실험연구시

설인 KURT의 심도가 약 500m 심도로 예상되는 처분환경을 충분히 반영하지 못하는 단점을 보완하고, 처분 예상 심도 이상의 단열암반의 수리적 특성을 시험하며, 수리/지화학적 환경 예비조사 및 지하수체계 변화에 대한 장기 모니터링 목적의 시험공을 확보하는 데 있다. 또한 기존 KURT내 500m 심도의 DB-1 시추공으로부터 분석되고 예측된 지하수 주유동로에 대한 규명과 이를 근거로 기존의 KURT주변 지질모델의 신뢰도를 향상시키는데 있다. 여기에는 심지층 처분 환경에 대한 지화학 조사기술확보 및 현장 지화학 분석 기술에 대한 신뢰도 확보를 포함한다.

KURT 주변 DB-2 심부시추공의 위치는 KURT내 DB-1시추공으로부터 얻어진 단열 및 수리자료를 반영하여 구축된 지질모델 결과를 근거로 KURT 남쪽, 한국원자력연구원 부지내에 시추공 위치를 선정하였다. 총 심도 1,000m 중에 지표로부터 200m 심도까지는 지름 4 인치의 시추를 수행하였고 나머지 구간에 대해서는 일반적인 3 인치 시추를 수행하였다.

2.2 시료채취 및 분석

심부시추 이전에 계획된 시료채취 및 지화학 분석은 크게 두 단계이다. 첫번째는 시추하는 동안에 수행된 quick test와 확장 이후 시추공에서 얻어진 단열자료분석을 통해 구분된 주요단열구간에 대해 정밀한 수리시험과 함께 수행되는 detailed test이다. 현재 DB-2 시추공에서는 quick test만 완료된 상태이며 detailed test를 수행하기 이전에 시험구간을 결정하기 위한 시추공 물리검층 및 시추코아 분석이 수행중이다. 본 연구결과인 quick test의 경우 시추 수행중 단열대를 만날 경우 시추를 중단하고 해당 단열대에 대한 수리시험을 수행하면서 동시에 지화학 모니터링 및 시료채취를 수행하였으며, 아울러 매 100m 심도 구간별로 시추를 중단하고 수리시험을 수행하였다. quick test시 KURT내 DB-1 시추와는 달리 단열대에서 피압이 걸리는 구간이 드물고 지하수

량도 매우 적어서 실제 수리화학 시료채취가 가능한 구간이 많지 않았다. quick test에 대한 모니터링 및 시료채취 구간은 지표하 0~120m, 100~200m, 200~300m, 700~790m의 총 4개 구간이다.

지하수의 수리화학적 성분분석을 위한 현장 측정 및 시료채취는 시추공의 특정 단열 구간에 대하여 패커시스템을 이용하여 구간을 격리시킨 후 수행하였다. 시료채취시 심도별로 격리된 단열 구간에 대해 외부공기와와의 접촉을 차단한 상태에서 연속적인 측정 및 시료채취가 가능하도록 자체 제작된 지하화학 모니터링 및 시료채취 챔버를 사용하였다. 지하수의 주요 양이온 및 미량원소 분석은 ICP-AES 및 ICP-MASS를 이용하여 한국기초과학지원연구원에서 분석하였다. 음이온은 IC를 이용하여 한국원자력연구원에서 분석하였다. detailed test의 경우 시추가 완료된 이후 시추공에서 BHTV 및 물리점층 자료로 부터 얻어진 단열분석, 정밀 시추코아 로깅결과들을 종합 분석하여 주요 단열구간을 정하고, 이를 근거로 최종 수리·지화학 모니터링 구간을 정한 후 수행될 예정이다.

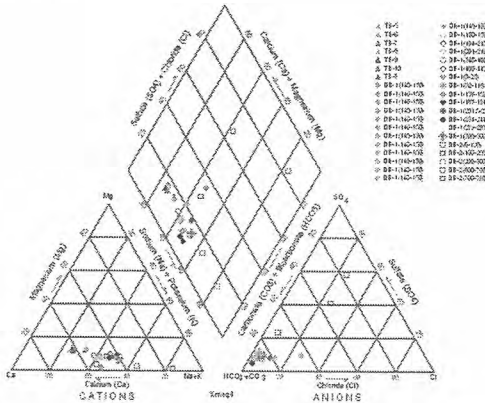


Fig. 1. Piper's diagram for the groundwater samples from the DB-2 borehole

2.3 지하화학 특성

현장 지하화학 측정 결과시 온도, pH, EC 등의 지하화학 파라미터들은 수분~수시간 내에 안정화되었으나, 용존산소(DO) 및 산화-환원전위(Eh)의 경우에는 단열구간의 지하수량 등의 수리특성에 따라 수일의 시간이 소요되었다. DB-2 지하수들의 화학분석결과들을 파이퍼도에 도시하여 보면 Ca-Na-HCO₃ 유형에서부터 Na-SO₄ 유형에 속한

다(Fig. 1). 그러나 심도가 깊어질수록 pH의 증가와 산화-환원전위의 감소경향을 보여주기는 하지만 심도별 용존이온 분포 특성에서 심도의 증가에 따른 경향을 보이지 않는다(Fig. 2). 특히 산소-수소 안정동위원소분석결과를 살펴보면 이들이 모두 강수기원임을 지시하지만 대부분 지표수 및 천부지하수 영역에 속하고 있어서(Fig. 3) 아직 시추수의 영향을 받고 있음을 지시한다.

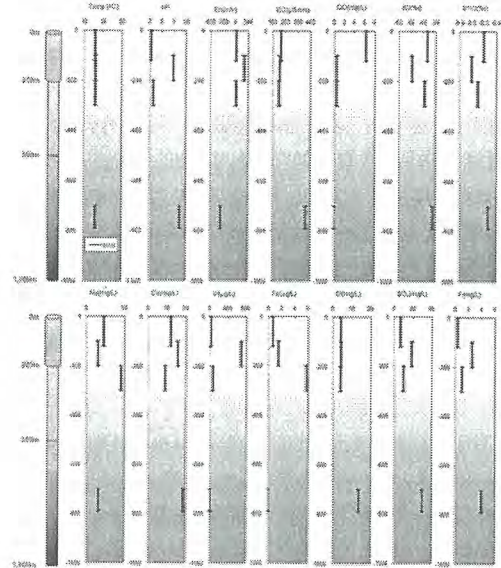


Fig. 2. Result of the hydrochemical monitoring during the quick test

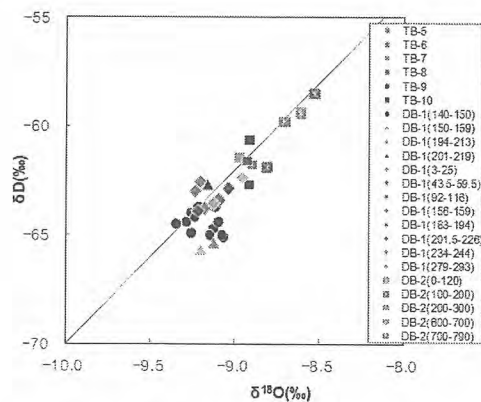


Fig. 3. Plots of O-18 versus Deuterium of the groundwater samples during the quick test. Results of the water samples from the other borehole around KURT are also shown

Particle Flow Code 2D를 이용한 KAERI Underground Research Tunnel 및 가상의 연구시설에 대한 구조적 안정성 평가에 관한 연구

이창수, 전석원, 권상기*,

서울대학교, 서울특별시 관악구 대학동

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

cslee@snu.ac.kr

1. 서론

심지층 처분장은 고준위방사성폐기물을 생태계로부터 장기간 안전하게 격리시키기 위하여 대개 지하 500 m ~ 1000 m 깊이의 지하 심부에 건설된다. 발파에 의한 굴착으로 발생되는 암반손상대(Excavation Damaged Zone, EDZ)는 암반의 수리적, 역학적, 열적 특성을 변화시켜 처분장의 안정성에 영향을 미치기 때문에 방사성폐기물 처분장의 건설을 위한 설계과정에서 암반손상대의 영향을 평가, 분석하는 것은 매우 중요하다. 또한 고준위폐기물처분장과 같은 지하 암반구조물의 역학적 안정성은 주변 암반이 받고 있는 초기응력의 크기, 암반강도 그리고 단층이나 절리와 같이 암반 내에 존재하는 불연속면의 상태에 의해 좌우된다.

이에 본 연구에서는 암반손상대와 불연속면을 고려하여 한국원자력연구원 부지 내에 건설된 지하처분연구시설(KAERI Underground Research Tunnel, KURT)에 대한 역학적인 안정성을 PFC2D를 이용하여 평가하였다.

2. 본론

2.1 지하연구시설(KURT)에서의 절리조사

지하연구시설(KURT)에서 절리면 측정이 이루어진 곳은 3개의 조사면으로 지하연구시설의 우측연구터널의 막장면과 좌, 우측 터널벽면에 해당한다. 조사 결과 실측 조사로 총 114개의 절리 자료를 얻었다. 조사된 총 실측 조사 정보를 통해 경사방향 235°, 경사 77°를 갖는 절리군과 경사방향 284°, 경사 85°를 갖는 절리군이 지배적으로 존재하고 있음을 확인하였다.

2.2 입력변수

본 연구에서는 윤정석(2007)이 제안한 미시변수와 거시물성간의 상관관계에 관한 식을 이용하여 암반의 물성을 결정하였다. 암반의 물성은 '지하

처분연구시설(KURT)에서의 암석물성에 대한 특성 평가 보고서(2008)'를 참고하였다. 암반물성을 모사하기 위해 수치해석에서 사용된 미시변수는 아래의 표 1과 같다.

Table 1. Micro-parameters used in the simulation

Micro-parameter	Value
Ball radius (mm)	50
Max ball radius / min ball radius (-)	1.66
Ball density (kg/m ³)	2650
Ball-ball contact modulus (GPa)	54.0
Ball stiffness ratio (-)	2.7
Ball friction (-)	0.7
Contact-bond normal strength, mean (MPa)	66.0
Contact-bond normal strength, std (MPa)	25.0
Contact-bond shear strength, mean (MPa)	181.0
Contact-bond shear strength, std (MPa)	68.0

2.3 암반손상영역 물성

굴착으로 인해 발생하는 암반손상영역에서의 탄성계수와 일축압축강도는 암반물성의 약 50%의 값으로 가정하였고, 포아송 비의 경우 변화가 없는 것으로 가정하였다.

암반손상영역의 입자의 입력변수를 결정하기 위해 입자들의 물성값을 반복적으로 입력하여 모델을 구성하고 그 결과를 비교하는 시행착오(trial and error)의 방법을 사용하였다. 그 결과 굴착손상영역(EDZ)에서의 암석물성을 PFC로 재현하기 위해 굴착손상영역의 범위에 포함된 전체 불입자의 30%에 해당하는 볼에서의 인장과 전단결합력(normal & shear bonding strength)을 기존값의 25%로 낮추고 변형계수(Ec, ball-to-ball contact modulus)를 기존값의 50% 수준으로 약화시켰다. 이를 통해 기계식굴착이나 발파로 인한 굴착으로 터널 주변암반에 발생하는 암반손상대(EDZ)를 모사하였다.

2.4 암반손모델 구성

수치해석은 평면변형률(plain-strain)을 가정하

였고, 모델의 크기는 가로, 세로 24m이고 터널단면의 형상은 마제형(inverted U-shape)으로 폭과 높이는 각각 6m이다(Fig. 1). 파란색으로 나타나는 부분은 해석 대상 암반에서의 절리군을 나타낸 것이고 터널주변(측벽, 천단부로부터 약 1 m와 바닥부로부터 약 1.5 m)의 영역은 굴착손상영역(EDZ)을 나타내고 있다. 지하연구시설(KURT)에 대해 실시한 절리조사의 자료로부터 24 m * 24 m * 24 m의 3차원 절리망 블록을 생성한 후(방상혁, 2008) PFC의 2차원 단면상에 오버랩하여 절리군이 삽입된 PFC모델을 생성하였고 각각의 절리영역에 포함된 입자들간의 접촉점을 찾아 결합력을 제거하였다.

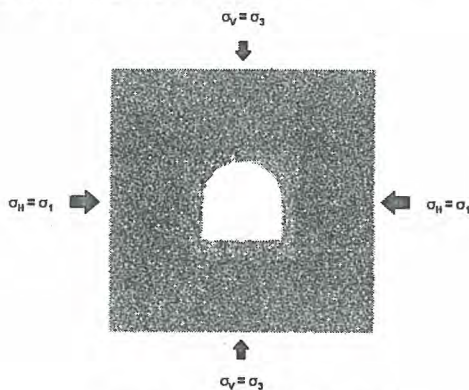


Fig. 1. Generated PFC 2D model

생성된 모델을 Fig. 2와 같이 각각 120 m, 500 m, 1000 m의 심도에 위치한다고 가정하여, 수직응력을 각각 3.1, 13.0, 26.0 MPa를 가하고 수평응력을 점차적으로 증가시켜가면서 터널주변에 균열이 발생하기 시작하는 시점에서의 응력수준과 완전한 터널파괴의 형상을 살펴보았다. 또한 본 수치해석에서는 굴착손상영역(EDZ)과 절리군의 존재 유무가 전체적인 터널의 파괴양상과 주변영역에서의 균열이 발생하는 시점에서의 응력수준에 어느 정도의 영향을 미치는지를 알아보았다.

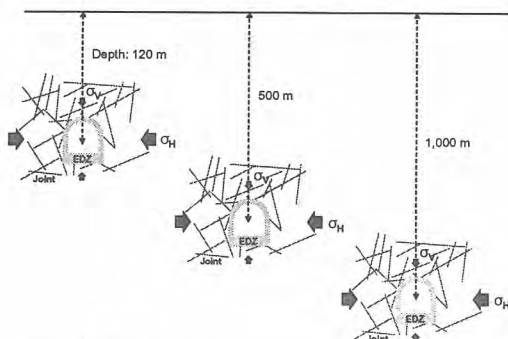


Fig. 2. KURT and imaginary research tunnels

3. 결론

PFC2D를 이용하여 지하연구시설(KURT)에 미치는 절리군의 영향을 검토한 결과, 지하연구시설 주변응력의 변화로 인해 야기되는 균열의 발생은 주로 절리면을 따라 발생하는 것으로 나타났다. 이러한 경향은 심도가 깊어지면 깊어질수록 더욱 뚜렷이 나타났다. 그리고 심도에 상관없이 암반손상대(EDZ)의 존재로 인해 변위발생정도, 균열의 발생범위 그리고 균열의 발생빈도가 확연히 증가하였다. 또한 균열이 발생하기 시작하는 시점에서의 응력수준은 암반손상영역(EDZ)과 절리군의 영향으로 인해 더 낮아졌다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구원의 위탁과제(20090062-294) “균열암반에서의 THM 거동 특성 연구”의 지원을 받아 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] 방상혁, 2008, Effect of Hydraulic and Geometric Fracture Properties on REV for the Hydraulic Behavior of a Rock Mass in Three-Dimensional Discrete Fracture Network, 12th Japan Symposium on Rock Mechanics & 29th Western Japan Symposium on Rock Engineering.
- [2] 윤정석, 2007, 입자결합 모델링에 의한 암석의 유도전단파괴에서의 수리-역학적 상호작용, 공학박사학위논문, 서울대학교 지구환경시스템공학부.
- [3] S. Kwon., C. S. Lee., S. J. Cho., S. W. Jeon., W. J. Cho, 2009. An Investigation of excavation damaged zone at the KAERI underground research tunnel, Tunneling and Underground Space Technology, Vol. 24, pp. 1-13.

KURT에서의 처분용기 재료의 장기부식시스템 개발

이지현, 이민수*, 최희주*, 문순성*

과학기술연합대학원대학교, 대전시 유성구 과학로 113

*한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

ezhveon@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위 방사성 폐기물의 영구처분을 위한 Canister 재료로서 구리가 유망하다[1,2]. 구리는 인류가 오랫동안 사용해 오고 있는 재료로서 심지층 환경에서 수만년 이상 부식에 견디면서 안전하게 방사성 폐기물을 보관할 수 있을 것으로 기대하고 있다. 현재 우리나라의 고준위 폐기물 처분연구에서도 구리를 유력한 처분용기 재료로 보고 있다. 보통 처분은 500 m 지하의 산소가 거의 없는 심지층에서 이루어진다[3]. 우리나라의 심지층은 물이 풍부한 화강암반으로서 구리의 부식이 아주 느리게 진행될 것으로 보고 있다. 하지만 실제 심지층 조건에서 구리의 부식에 대한 내구성이 어느 정도 되는지 가늠할 필요가 있다. 왜냐하면 구리의 부식율을 기초로 하여 우리가 원하는 처분용기 두께의 설정과 처분장의 안전성 분석을 할 수 있기 때문이다. 지금까지의 연구에서는 주로 실험실에서 심부환경과 비슷한 조건을 꾸며서 구리의 부식율을 측정하였으나, 장기부식시험에서는 심부환경을 실험실에서 구현하는 것이 사실상 불가능하여 정확한 부식율을 산정하는 것이 거의 불가능하였다. 이에 본 연구에서는 여러 가지 동재료에 대해 실제 처분환경을 모방할 수 있는 KURT(KAERI 연구용 처분터널)에서 직접 심부환경을 유지시키면서 구리의 장기부식시험을 계획하였다.

2. 본론

2.1 장기부식 시스템

통상적인 사용후핵연료의 지하처분 방식은 지하암반에 Borehole을 뚫고, 압축벤토나이트로 주위를 둘러싼 형태로 구리 처분용기를 밀봉하게 된다. 처분 후에는 지하수가 암반으로부터 스며나와 압축벤토나이트를 팽윤시키고, 구리처분용기에 도달하여 구리의 부식을 활성화 시킨다. 따라서 부식시험에서는 지하암반은 내부식성의 티타

늄 용기로 하고, 그 내부에 압축벤토나이트로 둘러싸인 구리시편을 넣어 줌으로서 지하처분환경을 모사하였다(Fig. 1). 실험용액으로는 KURT 120m 지하 borehole에서 직접 취수하여 사용하였다. 지하수에 의해 팽윤된 벤토나이트 입자들이 빠져나오지 못하도록 티타늄 필터를 금속용기 내부에 장착하였다.

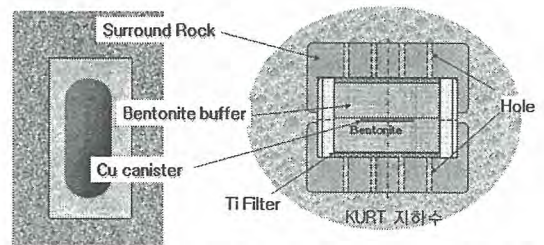


Fig. 1. Structure of a corrosion vessel modeling after an engineered barrier system

2.2 시편

시험에 사용된 구리시편은 총 6종으로서 저온 분사 코팅동, 일반 압출동, 단조동, 황동, 청동 등을 사용하였다. 시험에 사용된 시편은 직경 15mm, 두께 1.0mm 크기의 동전형으로서, 무게는 14.1~14.2g 정도로서 표면적은 약 400 mm²인 것을 사용하였다. 각각의 시편은 Sandpaper #2,000 으로 표면을 1차로 연마하고, 0.3 μm 알루미나 슬러리 입자로 최종 연마하였다. 연마된 시편은 에탄올로 세척하여 표면상의 이물질을 제거한 후 사용하였다.

2.3 시험

시험에 사용된 용액은 직접 KURT(KAERI 연구용 처분 터널) 120 m 처분공과 부식 모돌사이에 관을 연결하여 사용하였다. 지하수 용액은 Eh가 -384 mV로서 -100mV 부근에서 측정된 구리의 산화환원전위보다 낮았으며, 용존 산소량은 거의 없는 것으로 확인되었다. 처분공에서 지하수압으로 나온 KURT 지하수는 먼저 예비 가열기를

통해 70~80도로 가열된 후 부식 모듈에 공급하였다. 부식모듈에는 5개의 부식셀이 수직으로 나란히 들어가 있으며, 항상 70 °C로 유지되었다. 지하수의 공급 유량은 약 10 cc/min으로 부식모듈에 꾸준히 공급하였다(Fig. 2).

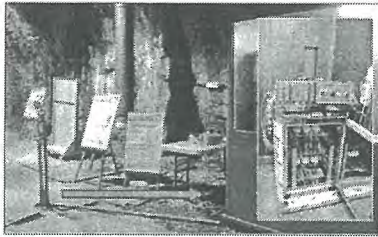
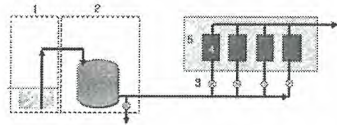


Fig. 2. Long-term Corrosion modules in KURT

시험이 끝난 부식셀은 1일 정도 110°C에 건조 오븐에서 말린 후, 해체하였다. 압축벤토나이트 내부에서 제거된 구리시편은 먼저 에탄올 용액에 두고 1분간 초음파 세척기로 세척하여 표면의 점토 입자와 불순물을 제거하고, 표면의 부식상태를 광학현미경으로 관찰한 후, 2.5% HCl 용액에서 10~20초간 초음파 처리하여 산화막을 제거하고 10^{-4} g 수준으로 무게를 측정하였다. 측정된 감소량을 이용하여 부식두께를 계산하였다.

3. 결론

KURT를 이용한 장기부식 시험은 실험실에서 장기부식시험과 달리, 부식환경을 처음과 동일하게 유지할 수 있다는 장점이 있다. 장기부식시험은 초기 시험계획을 정확하게 수립하는 것이 중요하며, 일단 시험이 시작되면 그 결과가 나오기 위해서는 수년간의 기다림이 필요하다. 지난 1년 가까이 KURT에서의 부식시험을 수행해 오면서, 현재 설치된 부식모듈의 문제점들을 발견하였으며, 기존의 부식모듈을 개선하여 보다 정확한 유속과 온도관리의 필요성을 느끼게 되었다. 따라서 이들 문제점을 고려하여 새로운 부식모듈을 디자인하고 제작하였다(Fig. 3). KURT에서의 부식모듈은 심층지하수를 꾸준히 공급하여 무산소 조건에서 장기부식시험을 할 수 있다고 보았다.

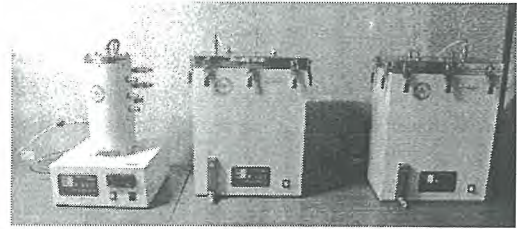


Fig. 3. Modified corrosion modules in KURT

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업 과제로 수행된 것으로서, 본 연구의 재정지원에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] W. H. Bowyer, "Design Basis for The Copper/Steel Canister", SKI Report 98:29, 1998.
- [2] F. King, L. Ahonen, C. Taxen, U. Vuorinen, L. Werme, "Copper corrosion under expected conditions in a deep geologic repository", SKB TR-01-23, 2001.
- [3] M. S. Lee, H. J. Choi, et al. "저온분사로 제조된 구리층의 부식특성" 춘계방사성폐기물학회논문집, pp.137-138, 2008.

고준위 폐기물 처분장 건설을 위한 최적 환기 시스템 설계에 관한 연구

윤찬훈, 김진, 최희주*

인하대학교, 인천광역시 남구 용현동 253 인하대학교

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

yoon0940@hanmail.net

1. 서론

국내 에너지의 장기적인 수요상황을 볼 때 원자력 발전의 비중이 확대되는 것은 불가피 하므로 환경 친화적인 사용 후 핵연료의 관리 및 고준위 폐기물의 처분방안의 마련은 원자력의 개발만큼이나 중요하다. 즉, 폐기물의 양, 고준위 폐기물에서 발생되는 고열, 방사성에 의한 독성 등을 대폭 감축시킬 수 있는 환경 친화적인 관리 시스템이 절실히 필요하다. 그중에서도 고준위 폐기물에 의한 고열 및 방사성에 의한 독성은 최적의 환기시스템의 도입을 통한 친환경적 해결 및 완화가 가능하며, 처분장의 계획 단계부터 환기시스템이 적용된다면 환경 친화적인 처분장의 건설이 가능할 것이다. 이에 본 연구에서는 방사성 폐기물의 효율적인 관리 및 저장을 위하여 최적 환기시스템을 적용한 처분장 설계를 목적으로 여러 환기시스템 설계도안을 비교·분석하였다.

2. 본론

2.1 이론적 배경

처분장의 환기적인 측면에서의 최적 설계안을 완성하기 위해서는 기본적으로 갱도의 저항을 줄이고 발생되는 압력손실을 최소화 하여 신선한 공기의 효율적 분배가 가능한 설계가 이루어져야 한다. 선정된 도안에서 소요환기량을 선정한 후 설계상의 갱도 단면적, 길이, 표면 거칠기 등 관련되어지는 인자들을 이용한 컴퓨터 시뮬레이션 과정을 통해 최적 환기 네트워크가 완성된다. 환기 시스템에서 공기의 흐름은 거의 정상 난류로 간주되어지며 갱도 내 마찰손실을 계산하기 위해서는 식 1의 Atkinson Equation이 사용된다.

$$P = R \cdot Q^2 \quad \text{————— (식1)}$$

P : 갱도 압력손실 [$N/m^2 = Pa$]R : 저항 [$N \cdot S^2/m^8$]Q : 환기량 [m^3/s]

그리고 갱도의 저항은 식 2와 같이 표현 된다.

$$R = \frac{KP(L+L_e)}{A^3} \quad \text{————— (식 2)}$$

R : 갱도 저항 ($N \cdot s^2/m^8$)

P : 주변장 (m)

L : 갱도 길이(m)

 L_e : Equivalent Length(m)A : 갱도 단면적(m^2)K : Friction Factor(kg/m^3)

2.2 폐기물 처분장 도안 설계

폐기물에서 발생되는 열 제거에 적합한 소요환기량을 바탕으로 다양한 환기시스템 회로를 설계하여 최적 설계 도안을 도출하고자 하였다. Table 1.의 처분장 설계조건을 바탕으로 여러 도안들을 검토하고, 각각의 장단점을 비교·분석하여 한국형 폐기물 처분장 설계를 위한 여러 도안들을 제안하였다.

Table 1. Design Condition

2만톤처분시	Metal	Monazite	SAP	Fly ash
저장위치(m)	200m	500m	200m	200m
발열량(kW/tunnel)	×	38	5,174	6,523
터널수	2	16	1	1
환기필요성	×	○	○	○
Shaft	4개(직경 5~6m) : Air intake, Return, 사람통로, 폐기물통로			
기타	각 터널간의 거리 40m			

2.3 환기시스템 회로 디자인

200m Level에 저장되는 SAP, Fly ash는 고발열 폐기물로서, 환기시스템 설계시 가장 중점을 두었다. 이에 따라서 Ait Intake수직갱은 200m Level터널로만 집중시키도록 설계하였다. 또한 500m Level의 Monazite는 저발열 폐기물이므로 사람이동통로 및 폐기물 이동통로를 최대한 활용

한 환기시스템 설계를 주목적으로 하였다. CASE1의 경우 세 개의 수직갱을 가능한 한곳으로 집중시킴으로서 굴착을 용이하게 설계하였으며, CASE2의 경우는 Return 수직갱을 정 중앙에 배치하였다. 두 경우 모두 Bleeder가 존재하지 않는 500m Level의 환기는 Duct를 사용한 강제 환기를 기본 개념으로 설계하였다.

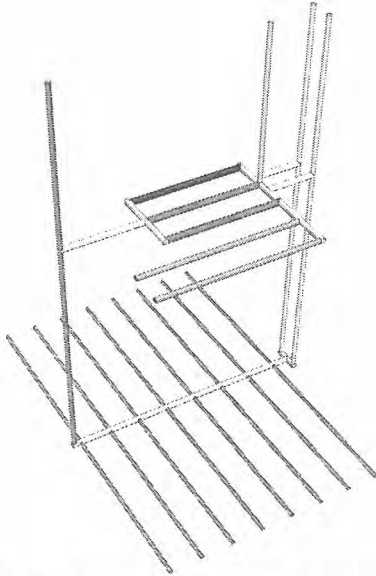


Fig. 1. Ventilation system design of CASE1

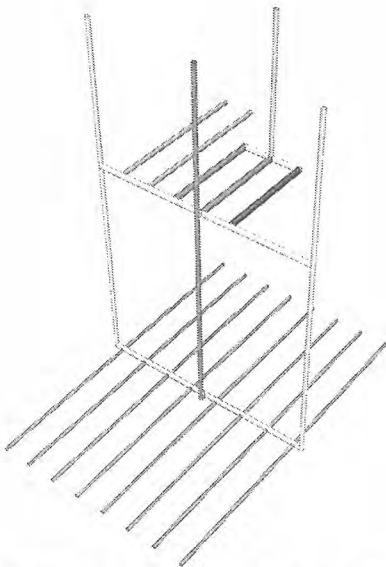


Fig. 2. Ventilation system design of CASE2

3. 결론

본 연구에서는 한국형 고준위 폐기물 처분장 건설에 있어 환기적 관점으로 여러 환기시스템을 비교·분석하고, 처분장에 적합한 설계안을 선정하였다. 향후 선정된 도안과 굴착 시나리오를 바탕으로 고준위 폐기물에 대한 열 저장 환기와 공사중 환기의 최적 방안에 대한 수행이 이루어질 계획이다.

4. 참고문헌

- [1] 한국형 고준위폐기물 처분시스템, 한국원자력연구원 기술보고서, pp.38-165, 2008.
- [2] Jin Kim, Sang-Ki Kwon, "Ventilation System Strategy for a Prospective Korean Radioactive Waste Repository", Journal of the Korean Radioactive Waste Society Vol.3(2), pp.135-148, 2005.
- [3] Office of Civilian Radioactive Waste Management (OCRWM), "Yucca Mountain Project; Yucca Mountain Science and Engineering Report", DOE, USA, 2002.
- [4] Malcolm J. Mcpherson, "Subsurface Ventilation and Environmental Engineering" pp.209-240, 1993.

공학적방벽 원전콘크리트의 열화인자에 의한 미세구조 변화

김도겸, 이장화, 김기범, 이호재

한국건설기술연구원, 경기도 고양시 일산서구 시민대로 1190

dgkim@kict.re.kr

1. 서론

콘크리트는 원자력 발전 구조물, 입자가속기 등 방사선 차폐가 필요한 구조물에 사용되는 경제성과 편리성을 겸비한 우수한 재료이다. 그러나 방사선 차폐용 원전콘크리트의 기본 물성에 대한 연구결과가 부족하여 외국의 품질규정, 차폐성능 및 시공관리에 필요한 시설 기준 및 참고문헌에만 의존하고 있는 실정이다. 이에 본 연구는 국내 방폐구조물에 사용된 실제 재료와 배합조건으로 시편을 제작하여 공학적 방벽의 재령에 따른 물리적 특성의 변화를 관찰하였다. 압축강도, 탄성계수, 투기계수, 투수계수를 측정하여 원전콘크리트의 물리적 특성을 성능을 평가한다.

2. 원전 구조물의 배합과 열화조건

본 연구에서는 방사선 차폐용 원전구조물에 사용되는 배합을 이용하여 동결융해 시편과 황산염 시편을 각각 제작하였으며 그에 따른 배합은 표 1과 같이 나타내었다. 이때 사용 재료는 실제 원전구조물에서 사용되는 재료를 사용하였다. 열화조건은 KS F 2456에 규정되어 있는 급속 동결융해에 대한 콘크리트의 저항 시험 방법 중 급속 동결 후 수중 융해 시험을 이용하여 1회 6시간 동결융해를 반복하여 30 사이클 마다 동탄성계수와 중량변화 측정을 실시하였고, 50 사이클 이후, 150 사이클 이후 수은 압입법을 이용하여 공극량의 변화를 측정하였으며, 황산염의 경우 5% Na_2SO_4 용액에 침지시킨 시편에 대하여 침지기간이 28, 56, 91, 180일에 대한 중량 변화 및 길이변화를 측정 하였다.

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

3. 결과

3.1 동결융해 결과 분석

동결 융해 실험 결과를 그림 1, 그림 2와 같이 나타내었다. 동결 융해 실험 결과 그림 1에서 공극분포를 보면 50사이클이 지났을때, 총 공극량이 증가하는 것을 알 수 있다. 그와 더불어 그림 2에서는 상대 동탄성 계수와 질량 변화를 나타내었는데, 150 사이클까지의 실험을 진행한 결과 큰 차이를 보이지는 않지만 미세하게나마 동탄성 계수와 질량이 감소하는 것을 알 수 있다. 본 실험에서 동결융해에 의해 원전구조물이 동결융해에 의해 열화가 진행되지만, 그 영향은 매우 작다고 할 수 있다.

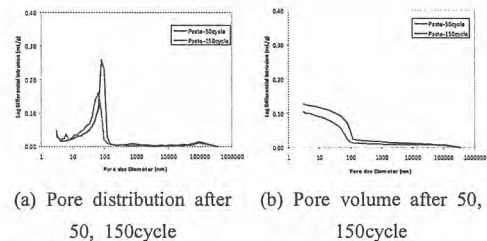


Fig. 1. Changes of pore structure by Freeze-thaw cycle

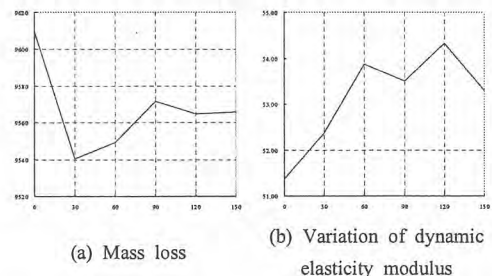


Fig. 2. Variations of mass and dynamic elasticity modulus by freeze-thaw cycle

3.2 황산염침식 결과 분석

5% Na_2SO_4 용액에 침지 시킨 후 그림 3과 같

이 길이 변화, 중량 변화를 측정하였다. 길이 및 중량 변화 실험에서 가시적으로 나타날 정도로 크진 않지만 미세한 변화가 확인되고 있다. 이는 초기 황산염침식의 열화과정 중 발생하는 에트린가이트에 의해 팽창이 일어나게 되고 그에 따라 시편 내부가 밀실하게 되며 전체적인 길이 및 중량이 증가되는 것으로 판단된다. 91일 이후의 결과에서는 질량은 증가하지만 길이는 감소하는 것을 알 수 있는데 이는 지속적인 열화로 인해 열화생성물이 발생되며 그로 인한 질량은 증가하지만, 부피팽창은 정지하며 감소가 이뤄지는 대표적인 황산염침식의 예를 보여주는 결과가 나타난다. 식 (1)과 같이 시멘트의 대표적인 수화생성물 중 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 의 경우 황산염 등과 같은 열화인자와의 반응에 빠르게 반응하는 취약한 면을 보이는데 일반적으로 황산염이온과 반응하게 되면 에트린가이트 및 소머사이트를 생성하게 되며, 이는 시간이 경과할 수록 팽창에 의한 균열이 발생하는 원인이 된다 [1].

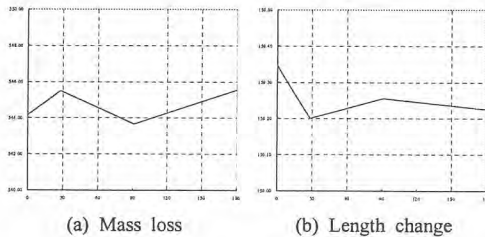
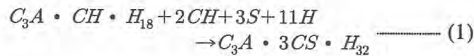


Fig. 3. Variations of mass and length by sulfate attack

4. 결론

본 연구에서는 원전구조물에서의 열화요인 중 동결융해와 황산염 침식에 대한 미세구조 변화 분석을 실시하였다. 동결융해의 경우 150사이클까지의 질량 및 동탄성계수의 변화와 50사이클에서의 공극변화를 측정하였으며, 황산염 침식은 길이 및 중량변화를 측정하였다.

동결융해에서 공극은 초기보다 50사이클, 150사이클 진행하였을때 점차적으로 공극이 증가하였음을 확인하였다. 그리고 질량 및 동탄성계수는 변화폭이 매우 작은 것을 확인 할 수 있었다.

황산염의 경우 시편의 길이 및 질량이 증가하

였는데 이는 초기 열화생성물인 에트린가이트에 의한 열화의 증거로 볼 수 있으며, 이로 인한 팽창 및 열화진전이 일어났음을 예측할 수 있다.

5. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

6. 참고문헌

- [1] Mehta, P. K., Monteiro, P. J. M., 'Concrete Microstructure, properties and materials', Mc Graw Hill, 2006.

공학적 규모의 KENTEX-C 실증실험: 장치설치 및 실험계획

이제완, 조원진, 권상기

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

iolee@kaeri.re.kr

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 공학적방벽시스템은 처분용기, 완충재, 뒷채움재를 포함하는 핵심 구성방벽요소이며, 구성시스템이 복잡하고, 열-수리-역학적-화학적 현상이 복합적으로 일어나기 때문에, 성능 예측 및 시스템의 설계가 어려운 부분이다. KENTEX-C 실증실험은 KRS 공학적방벽시스템의 성능을 실증하기 위한 공학적 규모의 실험으로서, 열-수리-역학적 처분조건에서의 완충재를 통한 음.양이온의 거동을 실증하고, 공학적방벽시스템의 성능 및 장기 건전성을 평가할 수 있는 실증기술을 확보하는데 그 목적이 있다. 본 논문에서는 KENTEX-C 실험장치와 설치 및 향후 실험계획을 소개한다.

2. KENTEX-C 실험장치

KENTEX-C 실험장치는 KRS 공학적방벽시스템(Fig. 1(a))의 1/3 크기 실증장치로서, 기존의 KENTEX장치 [1]에 음.양이온 용액 순환공급시스템을 추가.보완하여 만들었다. 압력실린더, 가열시스템, 완충재블록, 용액순환펌프시스템, 센서/기기, 히터제어시스템/데이터수집시스템, 프레임구조물 등의 하드웨어와 실험장치를 모니터링 및 제어하고 또한 센서로부터 나오는 신호를 계측하고 수집.분석하는 운영프로그램으로 구성된다 (Fig. 1(b)). 압력실린더는 처분시스템의 처분공 (bore hole)을 모사하기 위해 히터 주위에 벤토나이트블록을 설치하고 외부로부터는 지하수의 유동을 모사할 수 있도록 steel cylinder, end covers, water injection ports, sensor ports, insulator 등으로 구성하였으며, 가열시스템은 처분시스템에서 붕괴열을 갖는 폐기물과 처분용기를 모사할 수 있도록 열원요소 (heating element), 산화마그네슘 충전재, 히터용기 (outer steel cylinder), 케이블용 파이프 (cable-guiding pipe) 등으로 구성하였다. 벤토나이트블록은 경주 벤토나이트를 사용하여 제

작성, 기술성 및 경제성을 최적화 할 수 있도록 Type A, Type B, Type C의 3가지 형태로 설계. 제작하였다. 총 176개의 블록이 채워진 압력실린더 내 완충재블록의 건조밀도는 1.5 Mg/m^3 이다. 실험 대상 음.양이온은 각각 요오드와 세슘이며, CsI용액의 농도는 10^{-2} M 이다. 실험용액은 고압펌프를 이용하여 압력용기 실린더의 둘레면으로 공급되게 하였으며, 실린더의 상부와 하부방향으로 는 공급되지 않도록 하였다. 히터의 제어는 programmable logic circuit 방식으로 수행하였으며, 실험실 내의 온도는 항온항습기를 이용하여 일정하게 유지하도록 하였다.

3. 시운전 및 향후 실험계획

KENTEX-C 실증실험은 현재 시운전 중이다. 완충재 블록과 히터 경계면에서의 온도를 90°C 로 유지하기 위해, 약 160 W의 전력 (electric power)을 공급하고 있으며, 실험장치가 설치된 실험실의 온도는 25°C 로 유지하고 있다. 그리고 실험용액은 용액순환펌프를 통하여 5기압의 압력으로 공급되고 있다. 이 시운전을 통해서 히터가 정상적으로 작동되는지, 용액순환공급시스템에서 용액의 누출이 없는지, 설치된 센서의 작동이 정상적인지, 그리고 PRODASH-EN 운전 프로그램을 통해 히터 제어와 센서로부터 데이터의 수집 및 저장이 정상적으로 이루어지고 있는지를 점검하고 있다. 향후 본 KENTEX-C 실증실험을 통해서 공학적방벽시스템의 열-수리-역학적 복합과정에서 음.양이온 (anion and cation) 거동을 실증하고, 기준처분시스템의 THMC 복합거동 해석 모델 개발할 예정이다. 그리고 본 실증실험을 통해 얻어진 연구결과는 향후 KURT에서 수행될 THMC 현장시험과 한국형기준처분장 공학적방벽시스템의 설계 및 성능평가에 기초자료로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 이재완 외, “고준위폐기물처분장 공학적방벽의 열적-수리적-역학적 거동 연구: 공학적 규모 실증실험,” KAERI/TR-3429/2007, 한국원자력연구원 (2007).

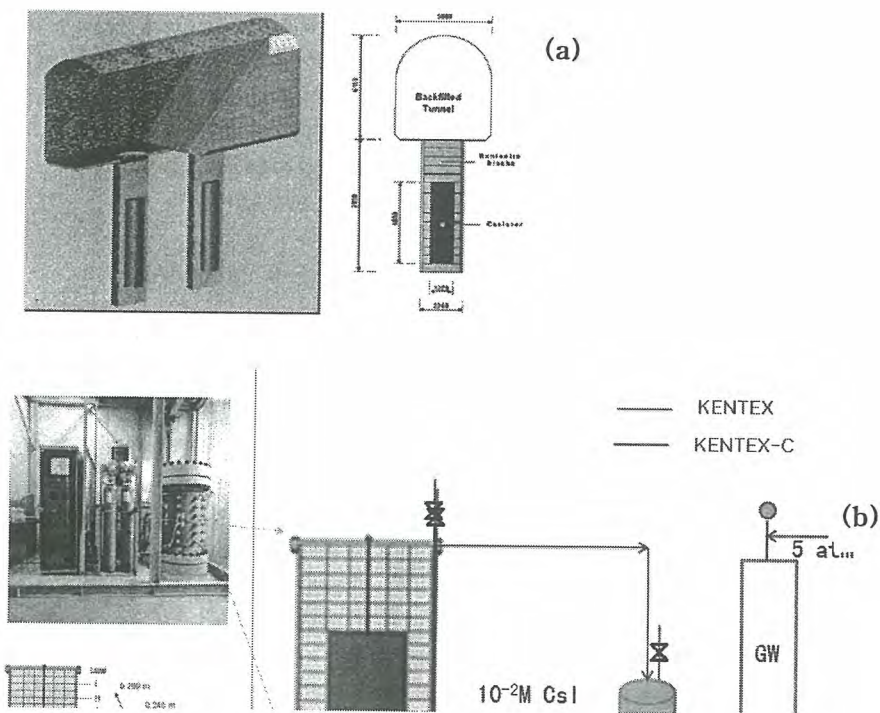


Fig. 1. KRS의 공학적방벽시스템 개념도(a) 및 KENTEX실험장치(b).

압축벤토나이트의 팽윤압에 대한 염분의 영향

임진규, 이재완, 조원진, 권상기

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

odinlig@naver.com

1. 서론

고준위폐기물처분장에서 완충재의 중요한 방벽 기능 중 하나는 밀봉역할이다. 처분장내 공극을 최소화하고 주위 암반의 균열을 메워 지하수나 유출 핵종의 이동을 최대한으로 지연시키는 역할을 한다. 완충재 후보물질로는 벤토나이트가 유력하다. 이것은 벤토나이트의 높은 팽윤성, 양호한 흡착능 및 처분환경에서의 내구성 등 때문이다. 완충재가 방벽제로서 밀봉역할을 제대로 하기 위해서는 팽윤능이 커야 하지만, 다른 한편으로는 처분용기와 주위 암반에 과도한 하중을 주지 않도록 적절한 팽윤압을 가져야 한다. 그러므로 벤토나이트를 처분장 완충재로 사용할 경우 대상물질의 팽윤압 측정은 완충재의 설계 및 성능평가를 위해서 매우 중요하다.

벤토나이트의 팽윤압은 제한된 공간에서 물과 접촉한 벤토나이트가 수화반응 또는 삼투현상을 통해 그 공간의 외벽에 작용하는 압력을 말한다. 압축벤토나이트를 처분장 완충재로 설치할 경우, 완충재 팽윤압은 벤토나이트의 광물특성, 공극수의 화학적 특성, 시공 시 공학적 특성 등에 영향을 받는다.

우리나라는 고준위폐기물처분장을 임해지역에 건설할 가능성이 높으며, 이 경우 처분장으로 유입되는 지하수는 해수와 처분장 구조물과의 상호작용으로 인해 그 속에 다량의 염분을 함유하게 되고, 그 결과 완충재로 사용되는 벤토나이트의 팽윤압이 영향을 받을 가능성이 있다.

이와 관련하여, 본 연구에서는 국산 벤토나이트를 대상으로 압축벤토나이트의 팽윤압을 측정하고, 염도에 따른 팽윤압의 변화를 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험

실험에 사용된 벤토나이트는 경주산 벤토나이트로 원광을 분쇄 한 후 200 메쉬(mesh) ASTM

(American Society for Testing and Materials) 망체를 통과한 것을 사용하였고 광물분석 결과, Ca-벤토나이트로서 몬모릴로나이트 (montmorillonite, 70 %)와 장석(feldspars, 29%)을 주성분으로 하고, 소량의 석영(quartz, ~1%)을 포함하였다. 화학조성은 SiO_2 56.8%, Al_2O_3 20.0%, Fe_2O_3 6.0% 및 기타 미량성분으로 되어 있다. 벤토나이트의 주요 교환가능 양이온은 Ca^{2+} 이고, 양이온교환능은 57.6 meq/100g이다.

압축벤토나이트는 직경 5cm, 높이 3cm로 벤토나이트를 105℃에서 24시간 건조시킨 후 유압프레스와 몰드를 사용하여 $1.6\text{g}/\text{cm}^3$ 의 건조밀도를 가지도록 제작하였다. 실험에 사용된 팽윤압 측정장치는 압축벤토나이트를 고정시킬 팽윤장치, 공압을 이용한 수공급장치 그리고 팽윤압을 측정할 로드셀(Load cell)로 구성된다. 팽윤장치에 압축벤토나이트와 필터를 설치하고 팽윤장치 상부에 로드셀을 장치한다. 그 후 수공급장치를 통하여 1MPa의 수압으로 팽윤장치 밀면에 물을 공급하여 팽윤하도록 하고 형성된 팽윤압은 상단에 설치된 로드셀에서 30일 동안 측정하였다. 사용한 실험용액으로는 탈염수, 0.04M NaCl, 0.4M NaCl 용액을 사용하였다.

2.2 실험 결과

실험에서 측정된 팽윤압 변이곡선은 일례로서 0.04M NaCl 용액에 대해 Fig. 1에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이, 압축벤토나이트의 팽윤압은 초기 약 5일 정도까지는 팽윤압이 급격히 증가하여 다시 약 15일까지는 팽윤압이 소폭 감소하였다. 그리고 약 17일부터 팽윤압이 다시 증가하기 시작하여 25일부터 안정된 값을 나타내었다. 따라서 팽윤압은 25일 이후에는 정상상태에 도달된 것으로 간주하고, 30일 경과한 시점에서의 수공급장치에서 가한 수압(1MPa)을 제외한 값을 최종값으로 하였다. 실험결과, 염도에 따른 팽윤압은 탈염수에서는 2.59 MPa, 0.04M NaCl에서는 2.76 MPa 그리고 0.4M NaCl에서는 2.1 MPa로

측정되어 묽은 농도의 NaCl 용액에서는 탈염수보다 오히려 높았고, 0.4M에서는 감소하는 경향을 보였다. (Fig. 2)

3. 결론

압축벤토나이트의 팽윤압에 대한 염분의 영향을 알아보기 위해 탈염수, 0.04M NaCl 용액, 0.4M NaCl 용액을 대상으로 벤토나이트 팽윤압 시험을 실시하였다. 실험결과 팽윤압 변이곡선은 초기에 급격히 증가하였다가 점차적으로 소폭 감소한 후 다시 증가하여 25일 이후에서는 정상상태에 도달하였다.

일반적으로 압축벤토나이트의 팽윤압은 염도가 증가할수록 감소하는 것으로 알려져있지만, 0.04M NaCl에서는 오히려 탈염수에서의 팽윤압보다도 높은 값을 보였는데 이는 벤토나이트 내의 Ca^{2+} 양이온이 용액내의 Na^+ 로 치환되고 수화되어지며 발생한 추가적인 팽윤으로 인한 것으로 보인다.

본 연구에서 얻어진 실험결과는 KRS 공학적방벽시스템의 완충재 성능 평가 및 설계의 기초자료로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

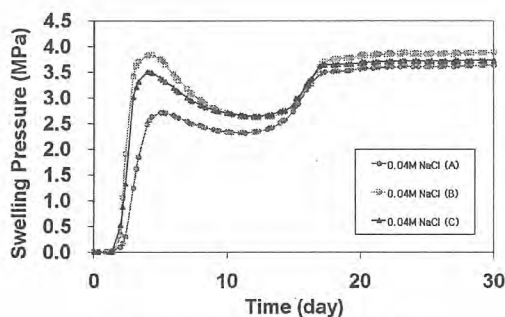


Fig. 1. Swelling pressure - 0.04M NaCl

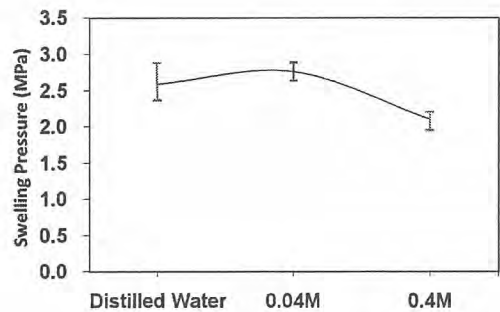


Fig. 2. Swelling pressure - Salinity

국내 잠고체폐기물 기체발생 실증실험장치 설계 및 구축

이선정, 박진백, 김주열*, 김석훈*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*(주) 미래와 도전, 경기도 용인시 기흥구 공세동 705-5

sjlee@krmc.or.kr

1. 서 론

국내 중·저준위 방사성폐기물을 위해 현재 경주시 양북면에 처분시설 부지를 확보하고, 총 100만 드럼 규모로 월성원자력환경관리센터를 건설하고 있다.

해당 시설은 지하수 포화대에 위치하기 때문에 지하처분시설로 분류되며, 주위 암반과 지하수의 지화학 조건에 따라 폐쇄후 처분안전성에 영향을 받게 된다. 폐쇄후 처분환경에서는 금속 부식, 미생물에 의한 유기물질 분해, 방사분해 등에 의해 수소, 메탄, 이산화탄소 등의 기체가 생성될 것으로 추정된다. 이러한 발생기체는 처분시설 내부 압력변화를 초래하며 지하수 유출 및 핵종의 이동을 가속화시키고, 지하암반 균열을 통해 인간과 환경에 대한 방사선피폭을 야기할 수 있다.

기체발생은 폐기물의 특성과 처분환경에 영향을 받으므로 방사성폐기물 처분 후 처분장 내에서 발생하는 기체의 종류와 발생특성을 규명하고 나아가 발생된 기체의 종합관리방안을 수립하기 위해서는 실제 처분환경을 고려한 장기간의 실증실험이 반드시 필요하다.

본 연구에서는 월성원자력환경관리센터에 처분되는 다양한 잠고체 방사성폐기물로부터 폐쇄 후 발생하는 기체의 종합관리방안 수립을 위하여, 실증 실험시설의 현장부지 설치를 통한 기체발생현상 실증 실험의 실험장치 설계 및 구축에 관한 개요를 소개하고자 한다.

2. 본 론

2.1 실증장치

기체발생 실증실험장치(이하 실증장치)는 현재 굴착 중인 처분동굴 내에 설치될 예정이다. 잠고체 폐기물은 실제 발전소 등에서 발생하는 것과 동일한 유형의 200L 및 320L의 철재 드럼을 사용하여 각각 16-pack과 9-pack의 콘크리트 용기에 장착된 후 약 24×15m (9-pack) 및 27×15m (16-pack)의 철재 탱크 내로 들어가게 된다. 실험은 철재탱크 내부에 지

하수를 채운 상태로 수행되므로, 철재탱크는 적어도 10년간 실증장치의 구조적 건전성을 유지하기위해 ASME 코드를 준수하는 스테인레스강을 사용한다.

또한, 제어장치는 실증장치 내부의 수위조절 및 발생기체 유량 측정을 위하여 실증장치 상부에 별도로 설치하며, 육안 검사를 위하여 실증장치 양쪽 측면에 창을 설치하되 빛에 의한 미생물 활동 증가를 방지하기 위하여 덮개를 설치한다.

실증장치 내부는 실제 지하수 조건과 미생물 조건을 충족시키기 위하여 주변 지하수를 이용한다. 처분부지 주변 지하수의 기본자료는 Table 1에서 보여지는 바와 같다.

Table 1. The analysis results of borehole groundwater in the repository site of Gyeongju

Sample No.	SS-6-1	SS-6-2	SS-6-3
Sampling Date	'09.08.12	'09.08.12	'09.12.28
Depth [m]	GL	-133~-214	-133~-214
	EL	-80~-161	-80~-161
Temperature [°C]	18.7	18.7	13.6
pH	8.0	8.0	7.8
ORP [mV]	-137	-137	-
EC [μ S/cm]	145	145	172
DO [mg/L]	0.02	0.02	0.02
TDS [mg/L]	140	139	127

- GL: Ground Level
- EL: Elevation Level
- ORP: Oxidation-Reduction Potential
- EC: Electrical Conductivity
- DO: Dissolved Oxygen
- TDS: Total Dissolved Solids

2.2 잠고체 폐기물

본 연구에서는 실제로 처분될 잠고체 폐기물을 기준으로 시험하는 것이 주요 사항이므로 잠고체 조성 중 처분대상이 아니거나 가스발생 모사시험에 큰 영향을 미치지 않는 폐기물은 제외하고 조성을 결정하는 것이 효율적이다.

모의 잠고체 폐기물은 잠고체폐기물의 발생량 비교결과 원자력발전소의 폐기물량이 전체의 64%를 차지하므로 이를 기준데이터로 활용하여 대표조성으

로 사용하는 것이 타당하다고 판단된다. 또한 폐기물의 인수기준의 규정사항을 준수하여 설정한 모의 잡고체 폐기물 조성 산출은 Table 2와 같다.

Table 2. The composition of DAW(Dry Active Waste)

잡고체	발생량 (kg)	구성비 (%)	무게(kg)/드럼*
가연성	고무류	22,995	4.4
	면류	67,207	12.8
	목재류	7,717	1.58
	비닐류	122,259	23.2
	플라스틱	15,977	3.0
	종이류	97,693	18.6
	활성탄	12,437	2.4
	소계	346,285	67.0
비가연성	유리류	6,298	1.2
	철재류	155,915	30.2
	콘크리트	8,484	1.6
	소계	206,546	33.0
합계	552,831	100.0	146.0

* 발생비(%) × 146.0 kg/drum

2.3 실시간 모니터링 시스템

본 연구의 주요 목표는 실증장치 내에서 금속 부식, 미생물 분해, 방사분해 등에 의해 발생하는 수소, 이산화탄소, 메탄 등의 기체 혼합물량을 측정하는 것이며, 그 양은 상당히 적을 것으로 예상된다.

적은 기체유량 측정이 가능한 관류형 유량계에 의한 직접측정 방식과 Beaubien et. al.[1]에 의해 보고된 간접측정 방식을 함께 적용하였다. 간접측정방식은 Fig. 1과 같이 3-way 솔레노이드 밸브, bulb, 압력 변환기, 통풍기로 구성되며, 두 방식을 혼합 적용함으로써 모니터링의 연속성과 상호 측정이 가능하도록 하였다.

액체시료는 펌프 작동에 의한 탱크내부 온도 증가를 방지하기위하여 직접 샘플링 분석으로 하였다.

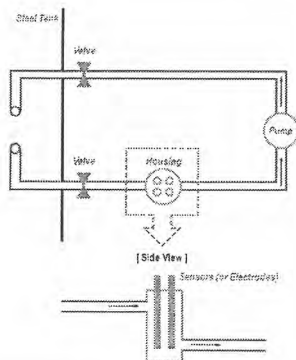


Fig. 1. A schematic design of the on-line measurement system for water chemical parameters.

2.4 샘플분석 시스템

실험에서 생성되는 기체는 Table 3과 같은 주기로 수집되어 분석할 예정이며, 액체 시료에서의 화학조성은 Table 4와 같은 주기로 분석될 예정이다.

Table 3. The pre-arranged frequency of determining compositional variation of the gas generated

Gas	Period
CH ₄ , CO ₂ , H ₂ , O ₂ , N ₂	2-month
H ₂ S, C ₂ H ₄ , C ₂ H ₆	1-year

Table 4. The planned frequency of determining the water chemical parameters

Items	Period
pH, ORP, EC, DO	1- or 2-week
Temperature	
Cations and anions	3-month
Alkalinity	
DOC and DIC	
Microbe populations	

2.5 실험 프로그램

실험 프로그램은 다음과 같은 세단계로 요약된다.

- 설계
 - 개념 설계
 - 상세 설계
- 설치
 - 현장 조사
 - 현장에 대한 적합성 검토
 - 구성 및 배치 결정
 - 현장 설치
- 모니터링
 - 접속 개시
 - 온라인 측정
 - 기체 및 액체시료의 분석
 - 측정값과 코딩값을 사용한 비교 분석

3. 결 론

본 연구는 월성원자력환경관리센터에 처분되는 잡고체 방사성폐기물로부터 폐쇄 후 발생하는 기체양을 예측하기 위하여 수행중인 연구의 일환으로 실제 처분장 환경에서의 실증실험이다.

실험 수행기간 동안 발생된 기체의 생성률 및 구성요소가 모니터링 될 것이며 모니터링 결과는 컴퓨터 모델링을 통해 예측된 값과 비교 분석할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] A. Beaubien, C. Jolicoeur, and J. F. Alary, Automated High Sensitivity Gas Metering System for Biological Processes, Biotechnology and Bioengineering, 32, pp.105~109, 1988.

국내 지하심부 미생물 및 광물의 우라늄 반응 특성

이승엽, 오종민, 백민훈

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

seungvlee@kaeri.re.kr

1. 서론

지하심부는 지표와는 다른 환경을 가지고 있으며, 대체로 환원상태(낮은 Eh)의 지하수와 단열(fracture)을 가진 암석 등으로 구성되어 있다. 지하심부에는 다양한 종류의 혐기성미생물들이 서식하고 있으며, 이들 중의 일부는 산소가 희박한 조건에서 용존 금속원소들을 환원시키거나 콜로이드와 같은 광물 형성 작용을 일으킬 수 있다. 이와 같은 미생물들을 금속환원미생물이라고 일컫는데, 이들은 에너지원으로 잔존 유기물을 이용하거나 수소(H_2) 혹은 메탄(CH_4) 가스 등을 이용할 수 있다[1]. 자연 조건에서 공급되는 에너지원들은 미생물에게 전자공여체로 이용되며 주변의 용존 산화금속원소 혹은 산화철 광물 등은 환원되거나 광물 변이가 일어난다[2].

본 연구에서는 한국원자력연구원 지하처분연구시설인 KURT(KAERI Underground Research Tunnel)의 지하심부 지하수에 서식하고 있는 금속환원미생물들을 이용하여 방사성폐기물의 주요 핵종인 우라늄의 환원 및 흡착 기작에 의한 용존 우라늄 저감 및 이동억제 현상을 알아보고자 하였다. 또한, 지하 환경에 존재하는 광물들의 영향을 알아보기 위해 철을 함유하고 있는 대표적인 광물로 흑운모와 침철석을 선정하여 미생물과의 상호작용 특성을 관찰하였다.

이와 같이, 일부 광물을 포함한 미생물에 의한 핵종 반응 연구는 국내에서는 거의 다뤄지지 않았던 연구들이다. 국내의 지하심부에서 채취한 토종 미생물을 이용한 핵종 반응 및 이동억제 연구는, 향후 국내 방사성폐기물 처분에 있어서 핵종에 대한 생지화학적 작용(biogeochemical reaction)의 이해와 더불어 처분 안전성을 보다 향상시키는 데 중요한 기초 자료로 활용 될 수 있을 것이다.

2. 본론

2.1 실험방법

실험에 사용된 미생물은 한국원자력연구원 KURT 막장의 좌측모듈의 시추공 아래 약 140 m 부근의

지하수에서 채취되었다. 미생물-광물-우라늄의 상호반응을 알아보기 위해 100 mL 성장배지에서 Fe(III)/glucose에서 배양된 미생물(M1), Mn(IV)/lactate에서 배양된 미생물(M2), 그리고 스와넬라균(SP)이 각각 사용되었다. 우라늄의 초기 농도는 50 μ M 이었으며, 광물로는 흑운모(1.0 g/100 mL)와 침철석(0.03 g/100 mL)이 소량 이용되었다.

2.2 흑운모-미생물-우라늄 상호반응

흑운모가 주요 광물질로 존재할 경우 미생물에 의한 우라늄의 환원 및 흡착 반응에 미치는 영향을 살펴 보았다. 스와넬라균(SP)이 있는 경우 실험시작 2일 후에 대부분의 우라늄이 용액상으로부터 제거됨을 알 수 있다(그림 1). 짧은 기간내에 대부분의 우라늄이 스와넬라균에 의해 제거된 반면, KURT 지하미생물은 우라늄을 제거하는 효율이 그다지 좋지 않았다. M1 미생물에 의해 제거되는 우라늄의 양은 극히 미미하였고, M2 미생물에 의한 우라늄 제거는 상대적으로 빠르게 진행(약 1주일 소요) 되었다. M1과 M2는 같은 KURT 지하미생물임에도 불구하고 초기 배양조건의 차이에 의해 매우 다른 결과를 보여 주었다. 특히, 전자수용체에 있어서, M1은 철산화물(β -FeOOH)을 이용하였고 M2는 망간산화물(MnO_4)을 이용한 점이 크게 다른 조건이었다.

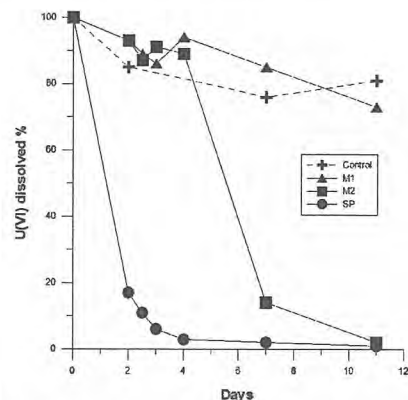


Fig. 1. Aqueous uranium removal by dissimilatory metal-reducing bacteria as biotite particles were suspended in the media

2.3 침철석-미생물-우라늄 상호반응

2.3.1. 흡착 우라늄의 탈착

본 실험에서 침철석이 존재할 때 대부분의 우라늄은 빠른 시간내에 흡착 및 제거되었다(그림 2). 미생물에 의한 우라늄의 환원 및 제거라기 보다는 침철석과 우라늄과의 반응에 의해 대부분의 우라늄이 침철석 표면에 흡착된 것으로 보인다. M1 미생물 시료의 경우 특징적으로 시간이 지나면서 용액상의 용존우라늄 농도가 점차 증가하였다. 이는 실험 초기 침철석에 다량 흡착되었던 우라늄이 미생물에 의해 서서히 탈착되고 있음을 나타낸다.

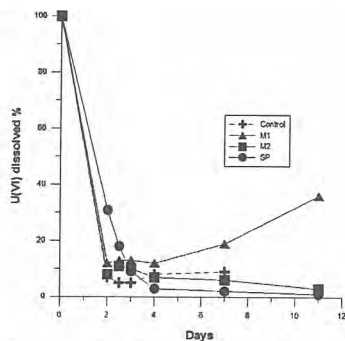


Fig. 2. Aqueous uranium removal by dissimilatory metal-reducing bacteria as goethite particles were suspended in the media

2.3.2. 우라늄 탈착 기작

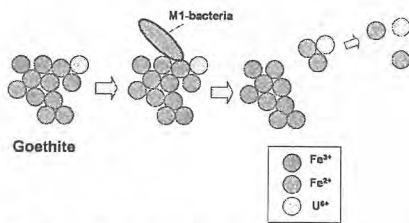


Fig. 3. A schematic illustration for a goethite dissolution by M1-bacteria resulting in the desorption of pre-adsorbed uranium

그림 3은 침철석-미생물-우라늄과의 상호반응에서 우라늄의 거동을 모식적으로 나타낸 그림이다. 대부분의 용존우라늄은 미생물 보다 비표면적이 훨씬 넓은 침철석 표면과 빠르게 반응하여 실험 초기 침철석의 표면에 대부분 흡착된다. 그 이후, 철환원미생물(예: M1 미생물)이 침철석과 반응하고 미생물에 의해 일부 침철석이 Fe(III)로 환

원되면서 점차 침철석의 용해가 시작된다. 이 과정에서 침철석에 흡착된 우라늄도 Fe(II) 이온과 같이 거동하고 해리되면서 용존우라늄의 농도도 더불어 증가한다.

3. 결론

결과적으로, 국내 지하심부미생물 중에서 금속 환원미생물을 활용하여 토양 혹은 지중의 방사성 핵종을 환원시키거나 이동을 저지하는데 사용코자 한다면, 이용하는 미생물의 핵종 혹은 주변 광물과의 반응 특성 등을 잘 살펴야 할 것으로 사료된다. 비록, 금속환원미생물이 일반 핵종들의 환원 및 용해도 감소에 기여를 한다 할지라도, 특정 미생물의 경우 광물에 흡착되어 있는 핵종들(예: 우라늄)을 용해 혹은 탈착시켜 오히려 핵종들의 확산을 촉진할 우려가 있을 수 있음이 본 실험을 통해 확인되었다. 따라서, 이용하고자 하는 금속환원미생물의 특정 핵종에 대한 환원 특성 뿐만아니라, 주변 광물들(특히, 철 함유 광물들)과의 상호작용에 따른 영향 등을 면밀히 조사하여 실제적인 용존핵종들의 농도 저감 및 이동 억제에 실현될 수 있도록 해야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 연구비를 지원받아 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Konhauser, K., 2007, Introduction to Geomicrobiology. Blackwell Publishing, Malden, USA, 425 p.
- [2] Roh, Y., Moon, H.S., 2001, Iron reduction by a psychrotolerant Fe(III)-reducing bacterium isolated from ocean sediment. Geosciences Journal, 5, 183-190.

셀레늄의 철산화물 흡착에 미치는 음이온의 영향

김승수, 민제호, 이재광, 백민훈, 최중원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nsskim@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 핵종 중 Se-79는 반감기가 6.5×10^4 년으로 장수명 핵종이지만, 자연수 중에 Se(VI)와 Se(IV)의 산화상태로서 음이온으로 존재하여 처분장 주변의 암석에 잘 흡착되지 않고 지하수에 따라 쉽게 이동할 것으로 예상된다. 그러나 방사성폐기물 혹은 사용후핵연료가 심부지하에 처분되었을 경우, 이들로부터 유출되어 나온 셀레늄은 낮은 산화환원전위를 갖는 지하수 중에서 Se(0), 혹은 처분용기의 부식생성물과 반응하여 용해도가 낮은 FeSe, FeSe₂를 형성할 수 있다. 그러나 이 조건에서도 Se(IV)이 미량으로 존재할 수 있는데, 이들도 처분용기의 부식생성물인 철 산화물에 쉽게 흡착하는 것으로 알려져 있다 [1]. 한편, 일반적으로 실제 지하수에는 탄산, 플루오린, 황, 염소, 규소 이온과 같은 음이온들이 상당량 존재한다. 따라서 이 음이온들이 철산화물에 의한 셀레늄의 흡착을 방해할 수 있다.

본 연구에서는 처분장에서 고준위폐기물로부터 유출되어 나온 셀레늄의 지하화 거동을 예측하기 위하여 KURT 지하수에 존재하는 음이온들의 농도를 참고하여 [2] 이들 이온들이 셀레늄의 철산화물 흡착에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 실험

지하수에 흔히 존재하는 음이온들이 셀레늄의 철산화물 흡착에 미치는 영향을 실험하기 위하여 고체 흡착매질로서 magnetite와 ferrite 분말을 사용하였다. 이 철산화물 1.0 g을 $1.0 \times 10^{-4} \sim 1.0 \times 10^{-6}$ mol/L 농도의 selenite (Se(IV)) 혹은 selenate (Se(VI)), 그리고 방해이온으로 $1.0 \times 10^{-2} \sim 1.0 \times 10^{-4}$ mol/L 농도의 탄산, 플루오린, 규산 이온을 각각 포함한 20 mL의 용액에 넣고, NaClO₄을 넣어 용액중 이온강도를 비슷하게 조절하였다. 그 후, 소량의 HClO₄과 NaOH를 첨가

하여 용액의 pH를 조절한 후 7일동안 반응시켰다.

반응후 상등액을 0.2 μ m의 공극크기를 갖는 polyethersulfone 필터, 혹은 NMWL 10k ultrafiltration membrane (Millipore, PES)으로 거른 다음, 용액중에 녹아있는 셀레늄의 양을 inductively coupled plasma - mass spectrometry로 측정하였다.

3. 결과 및 토의

탄산 이온과 플루오린의 농도에 따라 셀레늄의 magnetite 흡착에 미치는 영향을 그림 1에 나타냈으며, 규산 이온의 영향을 표 1에 나타내었다. 그림 1에서 Se(IV)는 용액의 pH가 증가함에 따라 magnetite에 흡착이 감소하는 것으로 나타났으며, 탄산 이온은 셀레늄의 흡착에 방해를 한 반면, 플루오린 이온은 거의 영향을 주지 않는 것으로 나타났다.

표 1의 결과는 규산 이온도 셀레늄의 흡착에 방해를 하는데, 상당량의 규소가 magnetite에 흡착하는 것으로 보아 셀레늄과 서로 경쟁반응을 하는 것으로 나타났다. 또한, 동일한 농도의 탄산 이온과 규산 이온을 넣은 조건에서 Kd값의 비교한 결과는 규산 이온의 영향이 탄산 이온보다 더 큰 것으로 나타났다. 그러나 magnetite와 달리 ferrite의 경우에는 규산 이온의 영향이 크게 나타나지 않았다.

Selenate는 pH 7 ~ 11 영역에서 magnetite와 ferrite 모두에 흡착되지 않았다.

4. 결론

지하수에 흔히 존재하는 음이온 중 셀레늄의 magnetite 흡착에 미치는 음이온들의 방해효과는 규산 > 탄산 > 플루오린 이온 순으로 나타났으나, ferrite의 경우에는 규산 이온의 영향이 탄산 이온보다 작게 나타났다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] M. Martínez, J. Giménez, J. de Pablo, M. Rovira, L. Duro, Applied Surface Science Vol. 252, 3767-3773, 2006.
- [2] S. S. Kim, M. H. Baik, K. C. Kang, J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry Vol. 280, No.3, 577-583, 2009.

Table 1. The distribution constant (K_d) of selenite onto magnetite in silicate and carbonate solutions at near pH=9.0

Se(IV) (mM)	Na ₂ SiO ₃ (mM)	Na ₂ CO ₃ (mM)	K _d (mL/g)
0.1	1		14
0.01	1		30
0.01	0.1		587
0.1		1	82
0.01		1	506

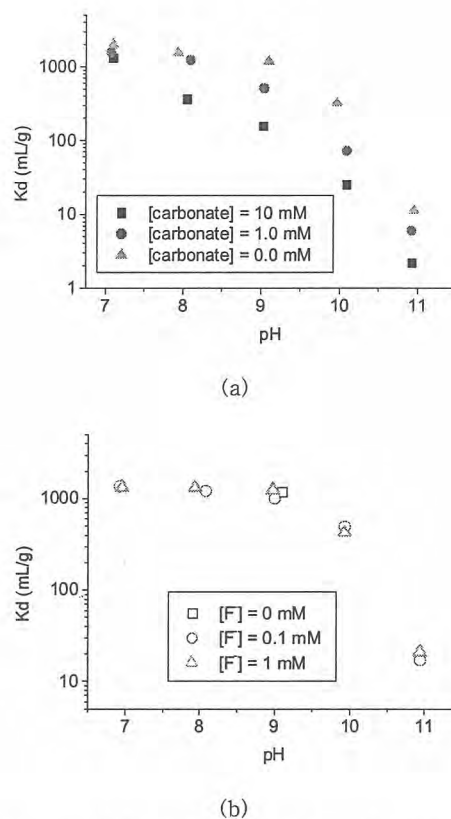


Fig. 1. Variation of distribution constant (K_d) of selenite onto magnetite as a function of pH: (a) in various carbonate solutions, and (b) in various fluoride solutions

고준위폐기물 처분시설의 동적거동 모니터링을 위한 현장암반 설치용 AE Waveguide에서의 신호전파 분석

김진섭, 이경수, 권상기, 최종원
한국원자력연구원, 대전 유성구 대덕대로 1045
kverity@kaeri.re.kr

1. 서론

지구물리 탐사기법 중의 하나인 AE(Acoustic Emission)은 심지층 처분장의 실시간 동적거동 모니터링 수단으로 최근에 높은 관심을 받고 있는 기술이다. AE 기법을 이용한 암석시료의 건전성 연구는 주로 실내실험을 위주로 수행되었으며, 현장암반을 대상으로 한 적용사례는 매우 드문 상황이다. AE 기술의 현장적용을 위해서는 암반 표면에 waveguide의 설치가 필요하며, 이를 통해 계측신호의 결과해석을 위해서는 waveguide에서의 신호왜곡 현상에 대해 정량적인 평가가 선행되어야 한다.

따라서 본 연구에서는 AE sensor의 현장설치를 위해 사용되는 waveguide에서의 신호감쇄 및 시간지연 그리고 주파수 분석과 암석의 시스템 전달함수를 분석하였다.

2. 실험재료 및 장치

2.1 실험재료

암석시료에 대한 waveguide를 설치를 위해 화강암 시편(LxWxH: 248x544x105 mm)을 사용하였다. Waveguide의 설치패턴에 따른 신호변화를 분석하기 위해 waveguide를 암석시편에 3가지 방법으로 부착하였다. AE sensor를 grease를 사용하여 시료에 직접 부착한 방법(CH.2)을 기준 부착방법으로 선택하였으며, 나머지 둘은 waveguide를 암석시편에 드릴을 이용하여 삽입한 후 그 이음새를 그대로 둔 경우(CH.1)와 에폭시로 채운 경우(CH.3)이다.

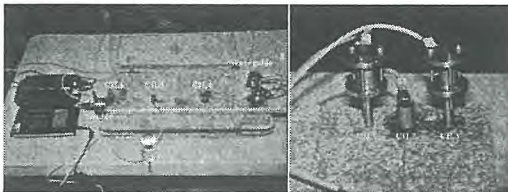


Fig. 1. Test apparatus and sensor mounting

AE waveguide($\Phi 9 \times 100$ mm)는 스테인리스(SUS 304) 재질의 단위중량 8t/m³을 가지며, AE sensor의 경우 $60 \pm 20\%$ (kHz)의 공진을 지닌 PZT 타입의 센서이다. 데이터 수집을 위한 sampling time은 2 μ s이었고, 신호 발생기로는 52kHz의 초음파 펄스를 사용하였다.

3. 실험결과 및 분석

3.1 Waveguide의 신호감쇄 및 시간지연

각 AE sensor 위치별 신호의 first arrival time 및 시간지연을 측정하였다. CH.1~CH.3는 부착방법에 따른 효과를 그리고 CH.4~CH.6은 거리에 따른 신호감쇄 특성을 조사하기 위한 자료로 사용되었다. 각각의 신호감쇄 및 시간지연을 아래의 Table 1과 Fig. 2에 나타내었다.

Table 1. Average first arrival time and first peak amplitude of AE signal

Description	CH.1	CH.2	CH.3	CH.4	CH.5	CH.6
Ave. arrival time (ms)	0.958	0.933	0.945	0.894	0.852	0.818
Ave. amplitude (volt)	0.613	0.757	0.518	1.389	6.182	1.644

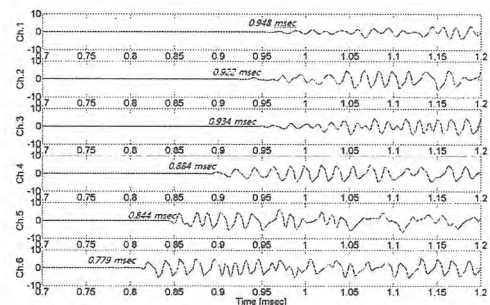


Fig. 2. Time variance of signal and first arrival time measurements

3.2 Normalization of amplitude decay

화강암 시편 거리에 따른 신호의 감쇄특성을 조사하기 위해 아래의 식(1)을 사용하여 정규화하였다(Fig. 3).

$$A(x) = A_0 \exp\left(-\frac{\pi f}{VQ} x\right) \quad (1)$$

실험데이터 분석을 통해 A_0 가 21.25, $\pi f/VQ$ 가 0.074, 그리고 Q 값이 512로 산정되었다. 일반적으로 Q 값이 클수록 감쇄량이 크며, 전형적인 금속에 대한 Q 값이 1000 보다 크고, 콘크리트의 Q 가 100 보다 작음을 고려할 때, 도출된 Q 값은 이 사이에 해당함을 알 수 있다.

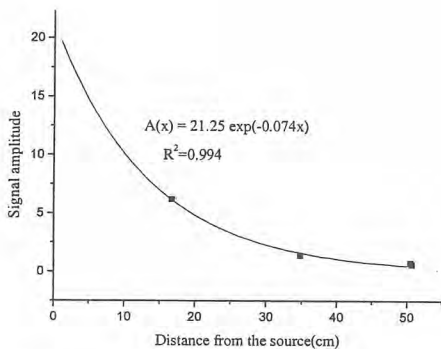


Fig. 3. Normalization of amplitude attenuation with a distance

3.3 Waveguide에서의 주파수 분석

Waveguide 통한 신호의 주파수 분석을 위해 Fourier transformation을 수행하였다. 또한 원신호에 대한 측정된 각 신호의 신호유사성을 아래의 식(2)를 이용하여 Mean Magnitude Squared Coherence를 구하였다(Fig.4). 암석 표면에 직접 부착한 sensor의 경우 원신호에 대해 92%의 유사성을 보인데 반해, epoxy로 채워진 waveguide의 경우 원신호에 비해 90%의 유사성을 나타내었다.

$$\hat{C}_{xy}\left(\frac{f_{\min}}{f_{\max}}\right) = \frac{1}{f_{\max} - f_{\min}} \int_{f_{\min}}^{f_{\max}} C_{xy}(f) df \quad (2)$$

또한 input 신호에 관계없이 media 자체의 주파수 신호를 측정하기 위해 system transfer function을 구하였다(식 (3)). 이를 통해 각각의 granite과 waveguide 그리고 filling material에 대한 예상되는 고유 주파수를 도출하였다.

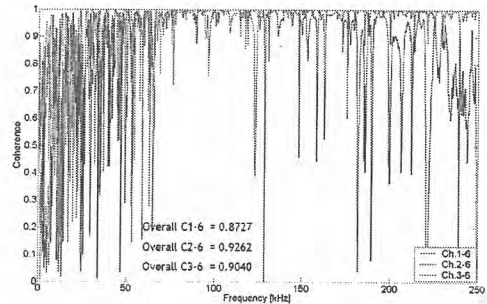


Fig. 4. Mean MSC(magnitude squared coherence) sum of signals

$$H_u = \frac{(Z_u \cdot \bar{X}_u)_{avr}}{(X_u \cdot \bar{X}_u)_{avr}} = \frac{(CC_u^{<x,z>})_{avr}}{(AC_u^{<x>})_{avr}} \quad (3)$$

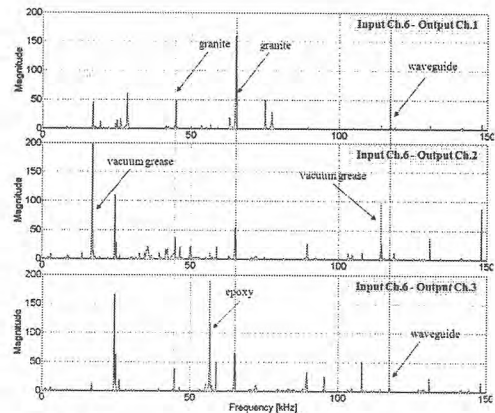


Fig. 5. System transfer function of a specimen

4. 결론

- CH.1과 CH.2 사이의 시간지연은 0.025msec이고, CH.3과 CH.2의 시간지연은 0.012msec이다.
- 최초도달 신호의 감쇄비는 CH.1/CH.2의 경우 0.81이고, CH.3/CH.2의 경우 0.68이다.
- 거리에 따른 신호의 감쇄량에 대해 정규화식을 도출하였다.
- System transfer function을 통해 waveguide의 주파수 대역이 118kHz에서 확인되었다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

제4분과

사용후핵연료 및 핵연료주기 (Oral)

레이저 분광을 이용한 탄산염 내 우라늄(VI) 착물 화학종 규명 연구

조혜륜, 정의창, 차완식, 정동용, 김광욱
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 대덕대로 1045
hrcho@kaeri.re.kr

1. 서론

후행 핵연료주기와 관련된 연구를 수행함에 있어 수용액에 존재하는 악티나이드 원소의 화학적 거동을 조사하는 것이 매우 중요하다. 특히 악티나이드 원소가 포함된 고준위 방사성 폐기물 처분의 안전성을 예측하기 위하여 극미량 악티나이드 화학종 규명 (chemical speciation) 연구가 필수적이다 [1]. 극미량 악티나이드 화학종을 규명하기 위한 효과적인 방법으로 레이저 분광기술을 꼽을 수 있다. 다양한 분광기술 중에서도 시간분해 레이저 형광 분광학 (TRLFS, Time-Resolved Laser Fluorescence Spectroscopy) 기술을 이용할 경우, 수용액 내 존재하는 수십 나노 몰 (10^{-8} ~ 10^{-9} M)의 우라늄 화학종을 구분할 수 있다 [2].

자연계에 안정하게 존재하는 우라늄 화학종으로는 U(VI)-CO₃이 대표적이다. 특히 알칼리금속 및 알칼리토금속이 관여된 3성분 우라늄 탄산염 착물 (complex)은 환경 중의 우라늄 화학 거동을 설명할 수 있는 중요한 화학종이다. 일반적으로 UO₂(CO₃)₃⁴⁻ 화학종은 상온에서 형광 특성이 관찰되지 않는 반면, 알칼리토금속이 결합된 3성분 M(II)-U-CO₃ 화학종은 형광 세기가 증가되어 TRLFS를 이용한 연구가 활발히 진행되고 있다 [3]. 그러나 현재까지 알칼리금속이 관여된 3성분 M(I)-U-CO₃ 화학종에 대한 연구는 극히 드물다.

U(VI)-CO₃ 화학종은 사용후핵연료의 위해도 저감화를 위하여 연구 개발 중인 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching) 공정에서도 중요한 요소로 고려되고 있다 [4]. 고농도의 Na₂CO₃ 용액 조건에서 초우라늄원소 및 대부분의 핵분열생성물은 침전시키고, 우라늄만 선택적으로 용해시키는 COL 공정에는 안정한 UO₂(CO₃)₃⁴⁻ 화학종의 생성이 중요하다. 이러한 우라늄 용해과정에서 COL 공정 시료 내 과량으로 존재하는 Na⁺ 이온이 3성분 Na-U-CO₃ 화학종 형성을 통해 용해 화학종의 안정도에 영향을

미칠 것으로 예상된다.

이 연구에서는 TRLFS를 이용하여 대표적인 알칼리금속인 Na⁺ 이온과 UO₂(CO₃)₃⁴⁻ 화학종의 결합반응에 의해 생성되는 3성분 우라늄 화학종의 형광 특성을 조사하였다. 그 결과를 이미 보고된 알칼리토금속이 관여된 3성분 우라늄 탄산염 착물의 형광 특성과 비교한다.

2. 본론

2.1 실험

우라늄 산화물(UO₂ powder)을 용해하여 U(VI)의 농도가 10 mM인 모용액을 준비하였다. 이때 바탕 매질은 0.01 M HClO₄이다. Na₂CO₃ 및 NaHCO₃를 적절한 비율로 혼합하여 (Na/H)CO₃ 모용액을 준비하였다. 위 두 모용액을 적절한 비율로 혼합하여 우라늄 탄산염 화학종이 존재하는 시료를 제조하였다. 시료의 pH는 HClO₄ 및 NaOH 용액을 이용하여 조절하였고, Na⁺ 이온농도는 NaClO₄를 첨가하여 조절하였다.

2.2. 탄산염계 우라늄 화학종의 분광특성

그림 1에 탄산염계에 존재하는 우라늄(VI) 화학종의 흡수 스펙트럼(점선)을 바탕 매질이 0.1 M HClO₄인 용액에 존재하는 UO₂²⁺ 이온의 흡수 스펙트럼(실선, 414 nm 파장에서 물 흡광계수가 약 8 M⁻¹cm⁻¹)과 비교하였다. 탄산염계에서 생성된 우라늄 화학종은 UO₂²⁺ 이온과 마찬가지로 단파장 영역에서 흡광도가 급격하게 증가하는 특성을 나타내었다. 또한 350-500 nm 파장 영역에서 보이는 UO₂²⁺ 이온 고유의 흡수 특성이 크게 변하고 흡광도도 증가하였다. 관찰된 흡수 스펙트럼은 이미 보고된 UO₂(CO₃)₃⁴⁻ 화학종의 흡수 스펙트럼(붕우리: 435, 448 및 462 nm)과 일치한다.

그림 2에 탄산염계에 존재하는 우라늄(VI) 화학종의 형광 스펙트럼(점선)을 바탕 매질이 0.1 M HClO₄인 용액에 존재하는 UO₂²⁺ 이온의 형광 스펙트럼(실선, 붕우리: 488, 509, 533, 558 nm)과

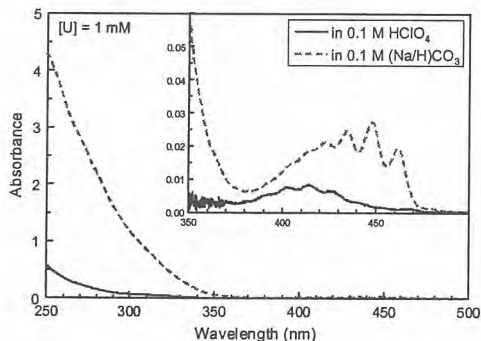


Fig. 1. Absorption spectra of different uranium species are compared. Solid and dashed lines indicate spectra of free uranyl ion (UO_2^{2+}) and uranium carbonate complex ($\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$), respectively.

비교하였다. 탄산염계에서 측정된 형광 세기는 순수한 UO_2^{2+} 화학종의 형광세기에 비해 약 800 배 감소하였고, 단파장 영역으로 이동된 형광 봉우리(화살표로 표시)가 관찰되었다. 이러한 단파장 이동 현상은 pH 8에서 관찰된 Ca-U-CO_3 복합체의 형광 특성(봉우리: 466, 485, 504, 527 nm [3])과 일치한다. 그러나 관찰된 형광 스펙트럼은 Ca-U-CO_3 복합체 고유의 형광 스펙트럼과 비교하여 첫 번째 봉우리 파장 위치를 제외한 전체 스펙트럼 모양에는 차이가 있다. 이는 시료의 pH가 높을 때 생성될 수 있는 $\text{UO}_2(\text{OH})_3^-$ 화학종과 같은 우라늄 가수분해 화학종의 영향 때문이다. 장파장 이동 특성을 보이는 우라늄 가수분해 화학종 및 순수한 우라늄 탄산염 화학종의 형광 특성을 조사하고, 용액 중에 존재하는 대표적인 알칼리금속 원소인 Na^+ 이온이 우라늄 탄산염 화학종의 형광 특성에 미치는 영향을 조사하였다. 이를 바탕으로 COL 공정 시료 내 존재할 수 있는 우라늄 화학종에 대해 논의한다.

3. 결론

탄산염계에 존재하는 우라늄 화학종의 흡수 및 형광 특성을 조사하였다. 순수한 UO_2^{2+} 이온과 비교하여 흡수가 크게 증가했음에도 불구하고 형광 세기는 크게 줄어들었다. 자연계에 흔히 존재하는 알칼리금속이온(Na)이 이러한 우라늄 탄산염 화학종의 형광 특성에 미치는 영향을 보고한다.

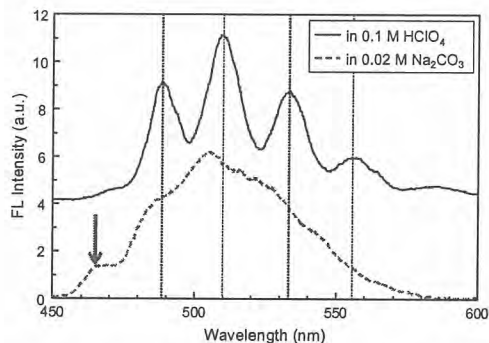


Fig. 2. Normalized emission spectra of different uranium species are compared. It seems that at least two different uranium species coexist in a uranium-carbonate solution (dashed line).

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] J.-I. Kim, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 38, No. 6, pp. 459-482, 2006.
- [2] 정의창, 조혜륜, 박경균, 방사성폐기물학회지, Vol. 7, No. 3, pp. 133-141, 2009.
- [3] G. Geipel, S. Amayri, G. Bernhard, Spectrochimica Acta A, Vol. 71, pp. 53-58, 2008.
- [4] 연구보고서 KAERI/RR-3108/2009, 한국원자력연구원.

레이저 분광을 이용한 LiCl-KCl 용융염 내 란탄족 원소 (Nd^{3+}) 형광 특성 연구

정의창, 배상은, 박용준, 배인애, 차완식, 조영환, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

eciung@kaeri.re.kr

1. 서론

고온의 용융염 매질에 녹아 있는 란탄족 및 악티늄족 원소의 열화학적 안정도(thermochemical stability)는 사용후핵연료 재활용을 위한 고온전해분리공정(pyroprocessing)에 영향을 주는 요소이다. 열화학적 안정도는 이들 원소들이 포함된 염화 착물(chloride complex)의 종류와 용융염 매질의 종류 및 주변 온도 등의 조건에 따라 달라진다. 따라서 고온 조건에서 염화 착물을 대상으로 하는 화학종 규명(chemical speciation) 연구는 전체 공정의 성능을 향상시키는데 도움을 줄 수 있다.

현재까지는 고온 조건에서 염화 착물의 화학종을 규명하기 위해 자외선-가시광선 파장 영역의 흡수 스펙트럼을 측정하는 고전적인 분광광도법(UV-Visible spectrophotometry)이 주로 이용되었다 [1-3]. 원자 및 분자 분광학 분야에서는 일반적으로 나노초 또는 그 이하의 시간 폭을 가진 펄스 레이저 광원을 사용하는 시간분해 레이저 형광 분광학 (TRLFS, Time-Resolved Laser Fluorescence Spectroscopy) 기술을 이용할 경우에 흡수 분광광도법에 비해 100배 이상 우수한 감도의 스펙트럼을 얻을 수 있다고 알려져 있다. 또한 스펙트럼의 변화뿐만 아니라 형광수명(fluorescence lifetime)의 변화를 비교해 화학종을 구분할 수 있다는 장점을 가지고 있다. 그럼에도 불구하고 현재까지 TRLFS 기술을 이용한 고온 용융염 연구 사례가 보고된 것은 극히 드물며, 최근 들어 한국원자력연구원과 KAIST를 중심으로 TRLFS 기술을 이용한 고온 용융염 내 란탄족 원소 연구결과가 발표되기 시작하였다 [4,5].

이 연구에서는 고온 용융염 매질에 녹아 있는 네오디뮴 (Nd) 원소의 형광 및 흡수 스펙트럼을 조사하였다. 특히, 355 nm 파장의 레이저빔을 입사시켰을 때 상온(room temperature) 조건에서는 나타나지 않고, 고온 조건에서만 나타나는 형광 신호(파장은 ~ 750 nm, ~ 810 nm)의 특징적인 양상에 대해 보고한다.

2. 본론

2.1 실험

용융염 형광 실험을 수행하기 위한 glove box 및 고온 로(furnace) 장치는 참고문헌 [5]에서 설명한 것과 동일하고 TRLFS 실험장치의 구성은 참고문헌 [6]에서 설명한 것과 유사하다. Nd:YAG 레이저의 제 3 고조파 레이저빔(파장 355 nm, 펄스 에너지 ~ 10 mJ, 펄스 폭 ~ 6 ns, 반복률 10 Hz)을 시료에 입사시켰을 때 발생하는 Nd 원소의 레이저 유도 형광 사진을 그림 1에 보였다. 그림 1(a)는 450 °C의 LiCl/KCl 용융염에 NdCl_3 시료가 0.25 wt.% 녹아 있는 조건에서 측정한 형광을 보이고 있다. 자외선 파장의 레이저빔과는 확연히 구분되는 붉은색 계열의 형광을 관측할 수 있다. 그림 1(b)는 그림 1(a)와 비교할 목적으로 동일한 온도의 용융염에 TbCl_3 시료가 0.25 wt.% 녹아 있을 때 관측한 형광을 보였다 [6]. NdCl_3 시료와는 달리 녹색 계열의 형광을 관측할 수 있다.

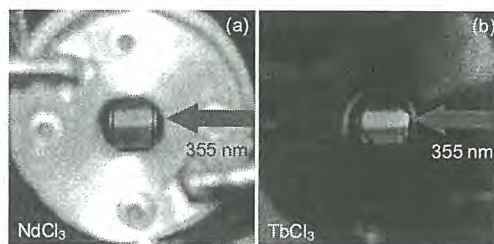


Fig. 1. (a) Laser-induced fluorescence of Nd species (0.25 wt.% NdCl_3), (b) laser-induced fluorescence of Tb species (0.25 wt.% TbCl_3) in liquid phase of molten LiCl/KCl eutectic at 450 °C

위의 사진에서 보인 것과 같은 형광을 참고문헌 [6]에서 설명한 것과 동일한 광섬유 다발을 이용해 분광계에 전송함으로써 형광 스펙트럼을 기록하였고, 오실로스코프를 이용해 형광수명을 측정함으로써 고온 상태에서의 염화 착물 화학종을 조사하였다.

2.2. 결과 및 논의

그림 2에 Nd^{3+} 화학종의 흡수 및 형광 스펙트럼을 나타내었다. 고온 용융염 매질에서 Nd^{3+} 화학종의 에너지 준위를 이해하기 위해 상온(25°C)의 수용액 매질과 고온(400°C)의 용융염 매질에서 측정된 흡수 스펙트럼을 그림 2(a)에 비교하였다. 그림 2(a)에서 보인 용융염 매질 내 흡수 스펙트럼은 수용액 매질 내 흡수 스펙트럼에 비해 장파장 방향으로 이동했으며, 참고문헌 [2,3]에서 보고한 것과 같이 589 nm, 750 nm, 810 nm에서 흡수 띠가 관측되었다.

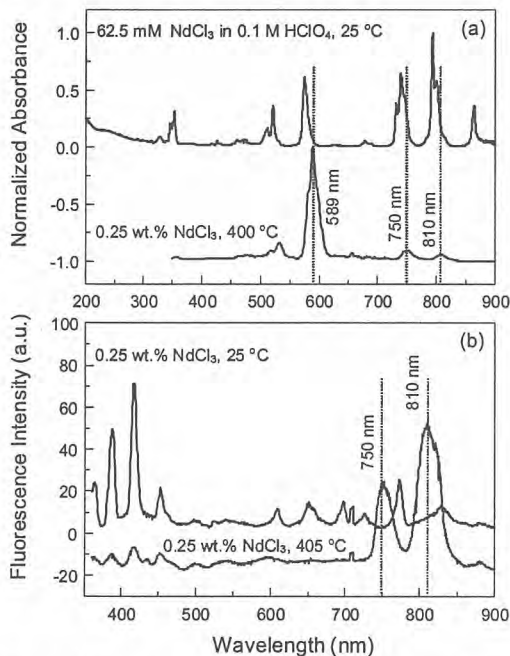


Fig. 2. Absorption spectra of Nd^{3+} species in H_2O (25°C) and molten LiCl/KCl salt (400°C), (b) fluorescence spectra in LiCl/KCl salt (25°C) and molten LiCl/KCl salt (405°C)

그림 2(b)에서는 상온(25°C)의 용융염 매질과 고온(405°C)의 용융염 매질에서 측정된 형광 스펙트럼을 비교하였다. 상온에서는 350-450 nm 파장 범위에서 형광 신호가 두드러지고, 고온에서는 근적외선 파장 영역에서 상온에서는 관측되지 않은 두 개의 형광 신호가 관측되고 있다. 특히, 750 nm, 810 nm 파장의 형광 신호는 그림 2(a)에서 관측한 흡수 띠와 파장 위치가 일치함을 알 수 있다.

용융염 매질의 온도를 변화시킴에 따라 달라지는 각 파장의 형광 세기를 측정하였고, 각 파장에

서 형광수명을 측정함으로써 여러 종의 염화 착물이 용융염 매질 내에 존재할 수 있다는 것을 논의한다.

3. 결론

고온 용융염 매질 내 Nd^{3+} 원소의 흡수 스펙트럼을 측정하였고, 수용액 매질 내의 흡수 스펙트럼과 비교하였다. TRLFS 기술을 이용하여 Nd^{3+} 원소의 형광 스펙트럼을 측정하였고, 고온 조건에서만 관측되는 형광 신호를 확인하였다. 온도 변화에 따른 형광 세기와 수명을 분석함으로써 용융염 매질 내에 존재할 수 있는 염화 착물의 종류에 대해 논의하고, 각 형광 신호의 특징적인 양상들을 정리하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원 받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] C.V. Banks, M.R. Heusinkveld, J.W. O'Laughlin, "Absorption Spectra of the Lanthanides in Fused Lithium Chloride-Potassium Chloride Eutectic", *Anal. Chem.* Vol. 33, pp. 1235-1240, 1961.
- [2] T. Fujii, H. Moriyama, H. Yamana, "Electronic absorption spectra of lanthanides in a molten chloride I. Molar absorptivity measurement of neodymium(III) in molten eutectic mixture of LiCl-KCl ", *J. Alloys Comp.* Vol. 351, pp. 16-19, 2003.
- [3] T. Fujii, T. Nagai, N. Sato, O. Shirai, H. Yamana, "Electronic absorption spectra of lanthanides in a molten chloride II. Absorption characteristics of neodymium(III) in various molten chlorides" *J. Alloys Comp.* Vol. 393, pp. L1-L5, 2005.
- [4] B.Y. Kim, D.H. Lee, J.-Y. Lee, J.-I. Yun, "Electrochemical and spectroscopic investigation of Tb(III) in molten LiCl-KCl eutectic at high temperature", *Electrochem. Commun.* Vol. 12, pp. 1005-1008, 2010.
- [5] E.C. Jung, S.-E. Bae, W. Cha, I.A. Bae, Y.J. Park, K. Song, "Temperature dependence of laser-induced fluorescence of Tb^{3+} in molten LiCl-KCl eutectic", submitted to *Chem. Phys. Lett.* 2010.
- [6] 정의창, 조혜륜, 박경균, "시간분해 레이저 유도 형광 분광학을 이용한 U(VI) 가수분해 화학종 규명 연구", *방사성폐기물학회지*, Vol. 7, No. 3, pp. 133-141, 2009.

고온 용융염내 란타나이드 화학종의 전기화학적 주요 인자 도출방법 개발

김택진, 정용주*, 윤달성, 김지용, 심준보, 김시형, 백승우, 김광락, 안도희, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

*한국기술교육대학교, 충남 천안시 동남구 병천면 가전리 307

ktj@kaeri.re.kr

1. 서론

세계적으로 에너지 수요가 증가함에 따라 우리나라에서도 원자력 발전의 확대에 따른 부산물로 발생하는 사용후핵연료의 발생 누적량은 기하급수적으로 증가하고 있는 것이 현실이다. 이에 사용후핵연료의 부피를 감소시켜 처분장면적을 감소시키고 유용한 물질을 회수하여 고속로의 연료로 재활용 할 수 있는 이점을 가지고 있는 파이로프로세스의 연구가 활발히 진행되고 있다. 파이로프로세스의 여러 공정 중에서도 전해 환원, 전해정련, 전해제련 공정은 용융염 매질을 이용하여 전기화학적으로 분리하는 공정이다. 따라서, 용융염에서 악티나이드 및 란타나이드 원소에 화학적 거동에 대한 기초연구가 전기화학적 방법 및 분광학적 방법을 사용하여 매우 활발히 이루어지고 있다. 지금까지는 전기화학적 방법을 이용하여 표준전위 및 확산계수 값 등을 결정하고, 분광학적 방법을 통해서 흡수스펙트럼이나 형광특성을 측정하여 몰 흡광계수 및 농도 분석 등이 주로 진행되어 왔다. 하지만, 지금까지 용융염내에서 악티나이드 및 란타나이드의 전극반응 속도상수에 대한 연구는 거의 이루어지지 않았었다. 본 연구에서는 세계 최초로 용융염내에서 란타늄 원소 전극반응의 주요 특성인자인 표준전위 및 속도상수를 도출하는 방법론을 개발하였다.

2. 실험 및 결과

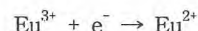
2.1 실험

용융염 매질로는 LiCl-KCl 공융염을 사용하였고, 매질온도는 500°C로 조절되었다. 이 공융염에 EuCl₃을 첨가하여 최종적으로 Eu의 농도가 10mM이 되도록 하였다. 기준전극으로는 1.0 mol%의 AgCl을 LiCl-KCl 공융염에 녹여서 펠렛 형태로 만든 후, 한쪽 끝이 막힌 파이렉스 유리관에 넣어서 제조하였다. 작업전극으로는 glassy carbon 막

대를 사용하였고, 상대전극으로는 텅스텐 막대를 사용하였다. 전압전류조절기는 Autolab사의 PGSTAT302N을 사용하였고, 측정된 실험 데이터로부터 속도상수 및 표준전위 등을 얻기 위해 DigiSim (BAS Inc.) 프로그램을 사용하였다. 모든 실험은 산소와 수분이 1 ppm 이하로 유지되고 순도 99.999%의 Ar 가스로 채워져 있는 글로브박스에서 수행하였다. 전기화학 셀로는 한쪽 끝이 열린 직경 13 mm 석영 튜브를 사용 하였다.

2.2 결과

고온 용융염에 EuCl₃을 녹인 후, 작업전극으로 glassy carbon 전극을 사용하여 순환전압전류 곡선 (CV curve)을 얻었다 (Fig. 1). 실험적으로 얻은 CV 곡선에 대하여 아래와 같은 전극반응 메커니즘을 기반으로 비선형 회귀분석을 수행하였다.



비선형 회귀분석에는 BAS 사의 DigiSim 프로그램이 사용되었다.

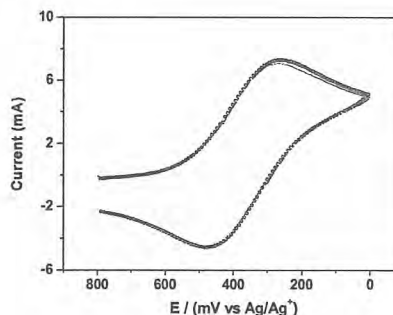


Fig. 1. CV curve of 10 mM EuCl₃ in LiCl-KCl solution at 500°C: scan rate = 1500 mV/s; working electrode = glassy carbon; experimental data (O); simulated curves (—)

일반적으로 회귀분석시 초기값은 회귀분석의

결과에 큰 영향을 미치기 때문에 다양한 초기값에서 curve fitting을 수행하였다. 초기값의 최적화 과정을 거친 후, 특정 스캔속도에 얻은 CV curve와 fitting 결과를 비교한 결과 매우 잘 일치하고 있음을 알 수 있었다 (Fig. 1). 회귀분석은 실험값과 이론값 차이를 제공한 것의 합을 최소화 하는 방향으로 진행되었다. 최적의 fitting 결과로부터 Eu^{3+} 의 전극반응을 규정하는 핵심인자인 표준전위, 표준속도상수 및 transfer coefficient를 동시에 계산하는데 성공하였다.

3. 결론

LiCl-KCl 공용염에 있는 Eu^{3+} 의 CV curve로부터 비선형 회귀분석을 통하여 Eu^{3+} 의 환원반응에 대한 표준속도상수, 표준전위 및 transfer coefficient를 동시에 결정하는 방법론을 개발하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

An Electrochemical Study of Lanthanide Elements in LiCl-KCl Eutectic Molten Salt to Convert All The Spent Nuclear Fuel into Low and Intermediate Level Waste

Judong Bae, Byung Gi Park*, Kwang Hong*, and Il Soon Hwang

Seoul National University, Building 31-1, Daehak-dong, Gwanak-gu, Seoul, 151-742, Republic of Korea

*SoonChunHyang University, 646, Eupnae-ri, Shinchang-myun, Asan, Choongchungnam-do, 336-745, Republic of Korea

jd32@snu.ac.kr

1. Introduction

Pyrochemical process is one of the key technologies to recover actinide elements and long-lived fission products from the spent nuclear fuel for the reduction of radioactive waste toxicity. An additional unit step for the residual actinide recovery, designated as "Pyro-RedSox (Pyrochemical Reduction and Selective Oxidation)", was proposed to convert all the spent nuclear waste into low and intermediate level waste by achieving high decontamination factor (DF) for TRU elements [1]. The measurement of basic material properties of lanthanide elements in LiCl-KCl eutectic molten salt is necessary to evaluate the performance of the step. Thus, standard potential, activity coefficient, and diffusion coefficient of lanthanide elements is being tried to determine using conventional electrochemical methods.

2. An Electrochemical Study of Lanthanide Elements in LiCl-KCl eutectic salt

2.1 Pyro-RedSox Step for Residual Actinide Recovery

After electrorefining and electrowinning step to recover actinide elements, residual actinide elements and unrecovered elements are remained in the molten salt. As the first stage of Pyro-RedSox step, both actinide and rare earth elements are reduced into liquid metal (Cd or Bi) by applying controlled current or potential. And only rare earth elements can be selectively oxidized(chlorinized) into molten salt by adding oxidant (CdCl_2 or BiCl_3). The co-extraction of actinide elements into molten salt is prevented by controlling the oxidant amount [1].

2.2 Experimental

Preparation of reagents and main experiment was carried out in a glove box under the inert atmosphere (concentration of both O_2 and H_2O < 1 ppm). LiCl-KCl eutectic molten salt (59 mol% LiCl, anhydrous, >99.99% purity) was procured from Sigma Aldrich, melted at about 600°C for over 1 day to remove adsorbed oxygen and moisture. Lanthanide chlorides are also procured from Sigma Aldrich, and prepared as mixture with LiCl-KCl salt before the experiment.

For the electrochemical measurement, tungsten wire (Sigma Aldrich, $D=1\text{mm}$, >99.99% purity) was applied as working and counter electrode. as a reference electrode, a silver wire was immersed into a pyrex tube containing LiCl-KCl-AgCl(1wt%) mixture. A quartz tube (ID = 11mm) was carefully cleaned and dried for the experimental cell.

2.3 Results and Discussion

2.3.1 Cyclic Voltammetry Measurement of Samarium

Cyclic voltammetry was measured for LiCl-KCl- SmCl_3 (1 wt%, 0.039 mol/kg) mixture at 500°C as shown in Fig. 1. The perforated line is the cyclic voltammogram of LiCl-KCl only and the solid line is the cyclic voltammogram of LiCl-KCl- SmCl_3 mixture. From the measurement for LiCl-KCl salt, electroactivity domain, which is positively limited by the Cl^-/Cl_2 oxidation and negatively limited by the Li^+/Li reduction, was determined as 3.51 V.

The wave of the cyclic voltammogram for LiCl-KCl- SmCl_3 mixture is characteristic of a soluble-soluble system related to $\text{Sm}^{3+}/\text{Sm}^{2+}$ redox couple [2]. The peak potentials are approximately -0.86 V (cathodic) and -0.70 V (anodic) versus

Ag/AgCl reference electrode, respectively.

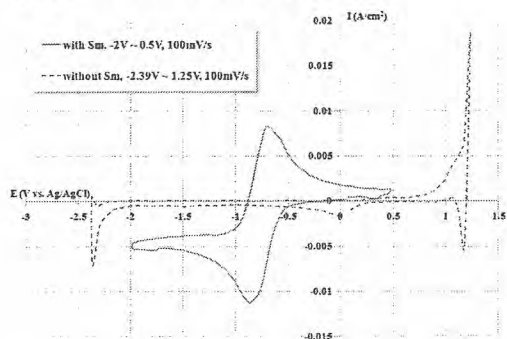


Fig. 1. Cyclic voltammogram for the reduction of samarium trivalent ion (1wt%, 0.039 mol/kg) on a tungsten electrode ($S=0.45\text{cm}^2$) in LiCl-KCl eutectic salt with scan rate of 100 mV/sec at 773K.

2.3.2 Standard potential of the redox couple $\text{Sm}^{3+}/\text{Sm}^{2+}$ and activity coefficient, diffusion coefficient of samarium

The standard potential of the $\text{Sm}^{3+}/\text{Sm}^{2+}$ redox system was determined from cathodic and anodic peak potential. The determined standard potential was about -1.97 V versus Cl_2/Cl^- . The difference between the data of this study and reference data was about 0.3 V versus Cl_2/Cl^- at 773K as shown in Table 1.

Table 1. Standard potential of the $\text{Sm}^{3+}/\text{Sm}^{2+}$ redox system in LiCl-KCl

	T(K)	E^0 (V vs. Ag/AgCl)	E^0 (V vs. Cl_2/Cl^-)
This study	773	-0.78	-1.97
Reference	773	-0.97	-2.00
[3]	823	-0.95	-1.98

The activity coefficient of samarium was also determined from the cathodic peak potential compared with reference data as shown in Table 2. The determined data was agreed well with reference.

Table 2. Activity coefficient of samarium in LiCl-KCl salt using the redox standard potential

	T(K)	$10^4 \times \gamma$
This study	773	5.79
Reference [3]	773	3.58
	823	4.49

The diffusion coefficient of samarium trivalent ion in LiCl-KCl was determined from the peak current data of cyclic voltammogram using Randles-Sevcick equation.[2]. The determined data was well-agreed with reference data as shown in Table 3.

Table 3. Diffusion coefficient of samarium trivalent ion in LiCl-KCl calculated from the peak current data

	T(K)	$\times 10^5 \text{ cm}^2/\text{s}$
This study	773	1.08
Reference [3]	723	0.76
	773	1.30

3. Conclusion

The cyclic voltammetry was measured for LiCl-KCl-SmCl₃ mixture and the standard potential, activity coefficient, and diffusion coefficient of this system was determined from the voltammogram data. The calculated data was well-agreed with reference. Based on this results, another techniques for other lanthanide elements will be applied for better understanding of LiCl-KCl-LnCl_n system.

4. Acknowledgement

Korean Ministry of Education, Science and Technology (partially) provided financial support for this work through Basic Atomic Energy Research Institute (BAERI) Program (Program code: E009-00-78190).

5. References

- [1] H. O. Nam, et. al., "All the Spent Nuclear Wastes to Low and Intermediate Level Wastes: PyroGreen", Proceedings of Global 2009, Paris, France, 2009.
- [2] Southampton Electrochemistry Group, "Instrumental Methods in Electrochemistry", Ellis Horwood, Chichester, UK, 2001.
- [3] G. Cordoba, et. al., "An electrochemical study of samarium ions in the molten eutectic LiCl + KCl", Journal of Electroanalytical Chemistry, 572, p. 145-151, 2004.

파이로 공정물질의 핵물질 계량을 위한 균질화 필요성

안성규, 신희성, 김호동

한국원자력연구원, 305-353 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

skahn76@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정을 통해 사용후핵연료를 다루는 시설에서, 안전조치 목적의 우라늄 및 플루토늄 (^{235}U , Pu) 계량은 필수요소이다. 일반적으로 원자력 시설에서는 파괴분석 및 비파괴분석을 통해 핵물질의 양을 간접적으로 측정, 결정, 관리한다. 현재 파이로공정의 계량 방안으로는 큐륨 자발핵분열 중성자를 측정하여 큐륨의 양을 결정하고, 파괴분석 혹은 비파괴분석을 통해 결정한 플루토늄(혹은 우라늄-235)-큐륨 비율(Cm ratio)을 적용하여 핵물질의 양을 결정하는 방안이[1] 가장 현실적인 방안이다. 습식 재처리공정에서는 모든 핵물질을 용해시킨 후, 연속공정으로 처리하지만, 파이로 공정 개념에서는 배치별 공정을 통해 불연속적으로 처리한다. 사용후핵연료는 길이방향으로 다른 연소도 분포를 보인다. 따라서 길이방향 위치에 따라 동위원소 구성 비율이 달라지며, 이에 따른 배치별 차이가 전체 핵물질 계량의 오차로 작용하게 된다. 본 연구에서는 공정 운전 및 계량관리에 영향을 미치는, 배치별 핵물질 량 차이를 예측해 봄으로서, 공정 전 균질화의 필요성의 근거로 제시하고자 한다.

2. 본론

2.1 축방향 연소도 분포 차이에 따른 핵물질

사용후핵연료의 연소도는 축방향으로 크게 다르다 (Figure 1). 연소도가 다르면 그 위치에 포함된 물질의 동위원소 양과 비율도 달라진다. 지난 연구결과[2]를 바탕으로 예측해 본 핵물질의 양은, Table 2에서 보듯이 연소도가 30, 40, 50GWd/MTHM 일 경우 포함된 U-235의 경우 2배 이상, Pu는 최대 30%, Cm-244는 최대 10배 이상 차이난다. 결과적으로 U-235/Cm 및 Pu/Cm ratio도 최대 20배 이상 크게 달라진다.

분말화된 핵연료에 포함된 핵물질의 양을 파괴분석방법으로 결정하고자 하는 경우, 미량의 샘플을 채취하여 분석하는데, 위와 같이 위치별 연소

도 차이에 따라 핵물질 조성이 크게 달라질 경우, 그 결과를 전체량에 반영시킬 경우 큰 오차를 야기한다. 공정물질 내 포함되는 전체 핵물질 양이 초기부터 잘못 예측한다면, 이후 공정중, 공정후 산출물에 대한 계량 역시 의미가 없어진다. 따라서 균질화 공정을 통해 각 동위원소의 함량을 전체 핵연료다발(1 캠페인)에 대해서는 동일하게 만들고, 미량의 시료 분석을 통해 핵물질의 초기 입력량을 결정하고, 이후에 활용할 Cm ratio를 정확하게 결정할 필요가 있다.

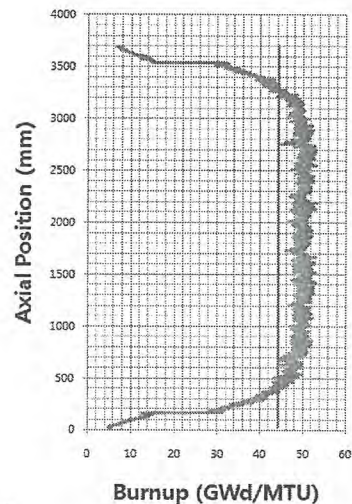


Fig. 1. An example of axial burn-up profile and average burn-up

Table 1. Amount of special nuclear material and Cm ratios as different burn-up estimated by 3rd-order regression (unit: g)

BU(Wd/tHM)	30G	40G	50G
U-235	16110	10970	7076
Pu	8596	10008	11191
Cm-244	8	32	83
U ratio	1943	339	86
Pu ratio	1037	310	136

2.2 불균질 배치별 핵물질 양의 차이

Figure 1과 같은 연소도 분포를 가진 핵연료를 균질화하지 않고 배치로 구분할 경우(10배치/다발) 끝단의 저연소도 물질이 모인 배치와 중간的高연소도 물질이 모인 배치 간에는 큰 차이가 생긴다. Table 2는 50kg 배치일 경우 최소연소도 배치와 최대연소도 배치에 포함된 Pu 양의 차이를 보여준다. 공정 시 각 배치의 전후에 어느 배치를 처리하느냐에 따라 공정물질 내 포함된 Pu 양은 최대 50% 이상 차이날 수 있다.

정련공정과 같이 염속에 포함된 Pu/U 비율을 모니터링하면서 운전하는 경우, 어떤 배치를 처리하느냐에 따라 운전 시간 등의 조건이 크게 달라진다. 이는 공정자체에도 큰 부담으로 작용할 수 있다. 입력 물질을 균질화 할 경우 1개의 캠페인 내에서는 공정차이가 거의 없어지게 되며, 다른 핵연료다발(다른 캠페인)일 경우에도 그 차이를 최소화할 수 있다.

Table 2. Pu amounts and their difference in the batch of maximum burn-up and batch of minimum burn-up in one spent fuel assembly

구분	Pu	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
최소	7.1E+03	9.0E+01	4.6E+03	1.5E+03	6.7E+02	2.7E+02
최대	1.1E+04	3.0E+02	5.8E+03	2.8E+03	1.3E+03	8.9E+02
차이 (증가)	56%	230%	26%	89%	97%	224%
차이 (감소)	-36%	-70%	-21%	-47%	-49%	-69%

2.3 불균질 재순환 핵물질에 의한 차이

전체 파이로 공정을 운전함에 있어서, TRU 내 Pu의 경우 약 0.18%, U원소 내 U-255의 경우 약 6.18%가 정련, 환원공정 및 스크랩과 염의 재순환에 의해 서로 다른 배치 간, 그리고 서로 다른 캠페인(다른 어셈블리) 간 재순환 된다. 불균질 배치를 처리할 경우, 각 배치의 평균 연소도와 각기 다른 Cm ratio를 적용하더라도, 재순환되는 물질의 Cm ratio는 다르며 이들이 섞일 경우 핵물질 제량에 오차를 유발하게 된다. Table 3에서 보듯이 그 차이는 Pu의 경우 약 1.6%, 재순환이 많이 되는 U-235의 경우 12% 이상으로 나타났다.

이로 인한 동일 핵연료 다발에 대한 각 배치별 오차를 최소화하기 위해서는, 전처리 공정에서 균질화 작업이 필수적이다. 균질화 작업은 다른 핵연료 다발 간의 영향을 줄이는데도 도움을 줄 수 있다.

Table 3. Error for Pu and U-235 resulted by using Cm ratio for recycled materials

BU 변화	Pu 오차	U-235 오차
30 -> 40	-0.11%	-8.58%
40 -> 50	-0.09%	-9.00%
30 -> 50	-0.12%	-12.75%
50 -> 40	0.26%	-3.54%
40 -> 30	0.49%	-3.52%
50 -> 30	1.55%	-1.00%

3. 결론

본 연구에서는, 사용후핵연료의 축방향 연소도 분포가 다르다는 점, 파이로 공정의 각 배치별 차이로 이어질 경우, 핵물질 포함량의 차이를 예측하였다. 이러한 핵물질 양의 차이는 핵물질 제량의 오차를 유발함은 물론 안정적이고 일정한 공정운전을 방해하는 요소로 작용할 수 있음을 살펴보았다. 현재 파이로 공정에 제안할 수 있는 제량방안을 효과적으로 적용하기 위해서는, 사용후핵연료의 전처리 과정에서 균질화시키는 것이 필수적이라 결론내릴 수 있다. 불균질한 물질이 공정에 어떠한 악영향을 미치지, 안정적인 공정운전을 위해 필요한 균질도는 얼마인지 더욱 세심한 연구가 필요하겠다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

- [1] P.M. Rinard, H.O. Menlove, "Application of Curium Measurements for Safeguarding at Large-Scale Reprocessing Plants" 19th ESARDA Symposium-Montpellier, May 1997.
- [2] 임혜인 외, "사용후핵연료 연소도에 따른 주요 핵종의 함량 변화 분석", 한국방사성폐기물학회 춘계학술발표대회, 2010.

집합체 내부 감마선/중성자 측정을 통한 연소도 분포 도출

박세환, 엄성호, 신희성, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ex-spark@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료 집합체 연소도는 정확한 측정을 필요로 한다. 사용후핵연료는 연소에 의하여 핵분열 물질이 줄어들게 된다. 따라서, 사용후핵연료의 이동, 저장시 핵입계 안전성 측면에서 사용후핵연료의 연소도를 고려하면 보다 조밀한 사용후핵연료 설치가 가능하다. 현재 사용후핵연료 연소도에 대한 고려는 평균 연소도만을 포함하고 있다. 그러나, 최근 고연소 핵연료의 경우 평균 연소도만으로는 충분하지 못하며, 연료봉 축방향의 연소도 분포를 고려해야 한다고 알려져 있다. 또한 평균 연소도만을 고려한 경우와 연소도 분포를 고려한 경우를 비교할 경우 사용후핵연료 포함된 U-235, Pu의 양에 차이가 발생한다. 따라서 보다 정확한 핵물질 계량을 위하여 연소도 분포 고려를 필요로 한다. 본 연구에서는 집합체 내부에 감마선과 중성자 검출기를 삽입하여 축방향으로 이동시키면서 감마선 선량 및 중성자 분포를 측정하였으며, 측정된 분포를 이용하여 연소도 분포를 도출하였다. 도출된 연소도 분포는 Depletion 코드로 계산된 연소도 분포와 연료봉 감마선 스캔으로 얻은 연소도 분포와 비교하였다.

2. 실험 및 결과

본 실험에서는 사용후핵연료 집합체 내부 제어봉에 감마선 검출기 (이온 챔버)와 중성자 검출기 (Fission 챔버)를 삽입하여 측정하였다. 사용후핵연료는 한국원자력연구원 조사후시험시설에 있는 C-15 집합체를 이용하여 측정이 진행되었다. C15 집합체는 고리 1호기에서 연소된 집합체로서 평균연소도는 32,000 MWD/MTU 이며, 82년 배출되었다. 집합체가 수중에 보관되어 있기 때문에 집합체 제어봉에 검출봉을 삽입하고, 검출봉 내에 이온 챔버 혹은 Fission chamber를 삽입하였다. 검출봉을 축방향으로 이동시키면서 감마선 선량 및 중성자 선속 변화를 측정하였다. 이온 챔버에서 발생한 신호는 길이 15 m의 신호선을 지나서

전자회로에 의하여 증폭되어 선량으로 변환 되기 되었다. Fission chamber에서 측정된 신호는 길이 11 m의 신호선을 지나서 전치 증폭기에 의하여 일차 신호증폭이 되며, 증폭기 (shaping amplifier)에 의하여 신호 모양 및 증폭이 이루어졌다. 증폭기에서 나온 신호는 MCA (Multi Channel Analyzer)에 의하여 디지털 신호로 바뀌어 저장되었다. 각각의 집합체 높이에 대하여 중성자 선속은 Fission chamber 에너지 스펙트럼 상에서 일정 채널 이상의 count수를 합하여 구하였다.

집합체의 그리드 부분은 연소가 되지 않아 선량이 감소하는 부분이 측정되었다. 또한 중성자는 감마선에 비하여 핵연료 집합체 내에서 투과율이 높기 때문에 축방향 중성자 선속 분포가 축방향 감마선 선속 분포에 비하여 퍼져 있음을 알 수 있었다. 따라서 연소도 분포 결정을 위하여 감마선 분포 측정이 보다 정확한 분포를 얻을 수 있음을 알 수 있다.

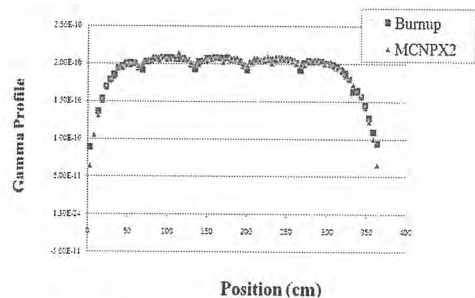


Fig. 1. Burnup profile and the gamma-ray dose profile, which is obtained from MCNPX simulation

측정된 감마선 선량 및 중성자 선속 분포로부터 연소도 분포를 도출하기 위하여 MCNP 시뮬레이션을 수행하였다. 일단, MCNP 시뮬레이션은 전체 집합체에 대하여 수행되었다. 측정 지점에서 거리를 달리하는 연료봉에 대하여 연료봉이 일정한 연소도 분포를 가질 경우 측정 지점에서 얻을 수 있는 감마선 선량을 계산하였다.

연소도에 의하여 발생하는 감마선을 ORIGIN을 이용하여 구하였다. 냉각기간이 오래된 집합체의 경우 ~ 90 %의 감마선이 Cs-137에서 발생하는 감마선이므로 660 keV의 측정되는 선량 분포 변화를 계산하였다. MCNPX 시뮬레이션 결과 계산된 선량의 크기는 검출기 위치에서 연료봉이 멀어질수록 감소하지만, 선량 분포의 모양은 동일함을 알 수 있었다. 따라서, MCNPX를 이용하여 하나의 연료봉이 연소도 분포를 가질 경우 측정되는 감마선 선량 분포를 구하였다. 중성자 분포에 대하여 동일한 계산을 수행하였다.

구한 연소도 분포를 연료봉 감마선 스캔 데이터, 발전소 제공 연소도 분포 데이터와 비교하였다. 본 연구를 통하여 얻은 연소도 분포는 5 % 오차 범위내에서 연료봉 감마선 스캔 연소도 분포 데이터 일치함을 알 수 있었다.

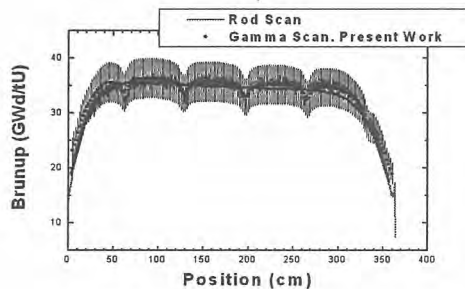


Fig. 2. Burnup profiles from present work, gamma scan for fuel rod, and the calculated one with depletion code

3. 결론

핵연료 집합체 제어봉에 감마선과 중성자 검출기를 삽입하여 이동시키면서 선량 및 선속 분포를 측정하였다. MCNPX계산을 통하여 측정된 결과를 연소도 분포로 변환하였다. 얻어진 연소도 분포는 연료봉 감마선 스캔을 통하여 얻은 결과와 오차 범위에서 일치함을 보였다. 집합체 외면에서 연소도 분포를 측정할 수 있는 장치 개발을 진행하고 있다.

4. 감사의 글

This work has been carried out under the nuclear R&D program of the Ministry of Education, Science and Technology (MEST) of Korea.

5. 참고문헌

- [1] A. Lebrun et al., "Nondestructive assay of nuclear low-enriched uranium spent fuels for burnup credit application", Nuclear Technology 135 (2001) 216.

Isotopic Fissile Assay in Spent Fuel using Lead Slowing Down Technique

YongDeok Lee, Chang Je Park, Geun-il Park, Jung Won Lee, Kee Chan Song

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon

ydllee@kaeri.re.kr

1. Introduction

Recently, nuclear energy is reconsidered to provide a global energy need as a sustainable manner. Nuclear energy is the most feasible option to reduce the carbon dioxide production and global warming as a green energy. Many countries have a plan to construct nuclear power reactors and Korea also has a plan to build more nuclear power plants to supply the necessary energy. Currently, about 40 % of electricity originates from the nuclear power in Korea. However, the inevitable result is the production of high level radioactive waste during the utilization of a nuclear reactor. The nuclear spent fuel emits intense radiation, and some nuclides such as neptunium, plutonium, americium, have a very long half-life, more than thousands of years. Therefore, spent fuel management is a big issue for the current and next generation in Korea.

In 2009, more than 10,000 tones of spent fuel were stored at nuclear power reactor site pools in Korea. Every year, about 700 tones of spent fuel are newly produced. The amount of spent fuels will reach the maximum storage capacity soon. Therefore, various options were considered to manage the amount of spent fuels. An interim storage is being considered and the fuel cycle increasing proliferation resistance is being researched. More accurate fissile material inventory is to be fed back to integrated storage design, transport, management, fuel cycle safety, international transparency and economics.

The lead slowing down technology is being developed at KAERI (Korea Atomic Energy research Institute) for the isotopic fissile material contents analysis in spent fuel and recycled fuel. There are several existing technologies to analyze the fissile contents in the spent fuel[1]. Most of them do not

have a capability for the direct isotopic fissile analysis. Some technologies still need the help of burnup codes to induce the fissile content. However, the lead slowing down spectrometer is possible to analyze the isotopic fissile content in the spectrometer without interference of the intense radiation background (neutron and gamma rays) or heat emission. In the spectrometer, U235 and Pu239 and Pu241 contents are analyzed. The accurate U235 and Pu239 and Pu241 contents will give an increased international transparency and credibility for spent fuel management and reutilization.

2. Lead Slowing Down Spectrometer

The spectrometer consists of lead slowing down medium, external neutron source, radiation detector, remote control system and data acquisition and processing system. Because of the neutron background by curium-244, the intense interrogation neutrons are required to induce the prompt fast fission neutrons from U235, Pu239 and Pu241 in spent fuel. Based on the simple calculation, 10^{12} or 10^{13} neutrons per second are necessary to get the proper detection statistics. One section accelerator tube is considered to get the neutrons. The external neutron source slows down in the lead medium. The continuous interrogation neutron energies are obtained and the neutrons finally enter the fuel. The prompt fast fission neutrons with respect to the fission characteristics of fissile materials(U235, Pu239 and Pu241) can be detected at the surrounding neutron detectors. The detected signals have direct relationship to the content of fissile materials.

$$\int_{S_{\text{det}}} \int_{E_1}^{E_2} \sigma_f \phi_f(r, E, t) dE dA \quad \text{--- (1)}$$

A broad range of interrogation neutron energies is available in the lead. The energy between 100keV to 0.1eV is very sensitive to distinguish the fissile material fissions. The fission threshold detectors are used for detecting the prompt fast fission neutrons from the fissionable materials. The detector faces the intense gammas from the spent fuel and the neutrons from the external neutron source. The detector must have an ability to distinguish between the prompt fast fission neutron and the neutron from the external source. The lead also serves as a shield to the intense gamma rays from spent fuels.

From the previous calculation[2], the spectrometer geometry and source position was decided. Based on the geometry, several sensitivity calculations were done: fuel position sensitivity, detection sensitivity, detector design, multiplication effect and energy resolution analysis in the lead and the fuel. The energy resolution was conserved in the lead and the fuel area to distinguish the fission signals from the U235, Pu239 and Pu241.

3. Conclusion

The lead slowing down spectrometer has been proposed to analyze the isotopic fissile content for the spent fuel management and the reutilization of recycled fuel. The new technology has good features for the analysis of the content of isotopic fissile materials. The lead slowing down system is the most feasible choice to analyze the fissile contents directly in the spent fuel. The spectrometer geometry was optimized and several sensitivity calculations were done. For the external neutron source, the linear accelerator is selected to produce the proper interrogation neutrons intensity to overcome the background. The threshold fission detector is used for resolving the fission characteristics of each nuclear material. Therefore, the detected fission signals have the direct relationship to each fissile material content.

4. Acknowledgement

This work is performed under the auspices of Korea Ministry of Science and Technology as a R&D project.

5. References

- [1] S. J. Tobin, et al., Determining Plutonium Mass in Spent Fuel with Nondestructive Assay Techniques-Preliminary Modeling Results Emphasizing Integration among Techniques, Global 2009, Paris, Sept. 6-11, 2009.
- [2] YongDeok Lee, et al., Development of lsdt spectrometer for nuclear fissile assay, Global2009, September 7-10, 2009.

Development of Dynamic Environmental Effect Calculation Model

Chang Joon Jeong, Won Il Ko

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeok-daero, Yuseong, Daejeon

cjjeong@kaeri.re.kr

1. Introduction

The spent fuel (SF) accumulation has become a major issue for sustainable operation of nuclear power plants. If a once-through (OT) fuel cycle is selected, the SF will be disposed into the repository. Otherwise, in case of fast reactor (FR) or reuse cycle, the SF will be reprocessed and the high level waste (HLW) will be disposed. The short-term, long-term decay heat, and radioactivity are considered as main environmental parameters of the SF and HLW. In this study, the dynamic calculation models for radioactivity, short-term decay heat, and long-term heat load of the SF are developed and incorporated into the DANESS [1] code.

2. Dynamic Modeling

2.1 Short-term Decay Heat Model

When the isotopic concentration is calculated, then the radioactivity, instant decay heat, and long-term heat load can be calculated.

The short-term or instant decay heat can be calculated by:

$$SDH(Iso) = DHF(Iso) * IC(Fuels, Iso) \quad (1)$$

where, IC(Fuels, Iso): Isotope concentration

SDH(Iso): short-term decay heat [w]

DHF(Iso): decay heat factor of isotope [w/g]

Also, the radioactivity is calculated by:

$$ACT(Iso) = SACT(Iso) * IC(Fuels, Iso) \quad (2)$$

where, ACT(Iso): activity of isotope [Ci]

SACT(Iso): specific activity of isotope [Ci/g]

2.2 Long-term Heat Load Model

The long-term heat is calculated through the

integration of the decay heat between 100 yrs and 1500 yrs after disposal [2].

The heat load factors are calculated by the following equation:

$$LTH[Iso] = HLF[Iso] * ID[Iso] \quad (3)$$

where LTH[Iso]: Heat load [W-yr]

HLF[Iso]: Integrated heat load factor [W-yr/g]

ID[Iso]: Isotope disposing [g]

The *HLF* can be calculated by

$$HLF(Iso) = DH_m(Iso) * DHF_m(Iso) + DH_d(Iso) * DHF_d(Iso) \quad (4)$$

where $DH_m(Iso)$: decay heat of mother isotope [W/g],

$DHF_m(Iso)$: decay heat factor of mother isotope [yr]

$DH_d(Iso)$: decay heat of daughter isotope [W/g],

$DHF_d(Iso)$: decay heat factor of daughter isotope [yr]

The $DHF_m(Iso)$ and $DHF_d(Iso)$ can be calculated by

$$DHF_m = \frac{1}{\lambda_m} \left[e^{-\frac{t_1}{\lambda_m}} - e^{-\frac{t_2}{\lambda_m}} \right] \quad (5)$$

$$DHF_d = \frac{\lambda_m}{\lambda_d - \lambda_m} [DHF_m - DHF_d] \quad (6)$$

where λ_m : decay constant of mother isotope [1/yr]

λ_d : decay constant of daughter isotope [1/yr]

t_1 : starting time of integration [yr]

t_2 : termination time of integration [yr].

3. Analysis of Once-Through Cycle

The OT cycle was modeled by the “National Energy Basic Plan” [3]. In the OT cycle, the SF is cooled at reactor storage pool for 10 years, and then it is stored for 50 years in the interim storage. As shown in Fig. 1 the total SF inventory continuously increases with time and becomes ~186500 t 2150. The SF in storage pool remains almost constant value of 14000 t, while the amount of SF in the interim storage

increases and will be ~ 101000 t. From 2060, the SF will be disposed into the repository and it will become ~ 72000 t in 2150.

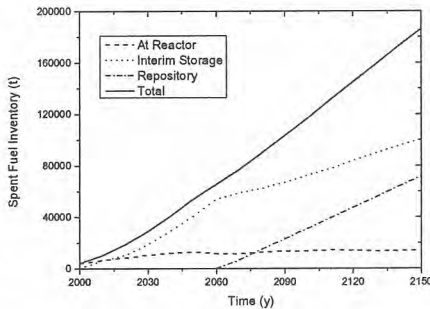


Fig. 1. Spent Fuel Inventory in Facility

The short-term decay heat (STDH) and radioactivity are calculated with the reference year of 2100. Fig. 2 shows short-term decay heat of Cs-137 and Sr-90 isotopes. The initial STDH are 2.27×10^6 W and 1.84×10^6 W, respectively, and they decrease to $\sim 1/10$ of initial values after 100 yrs.

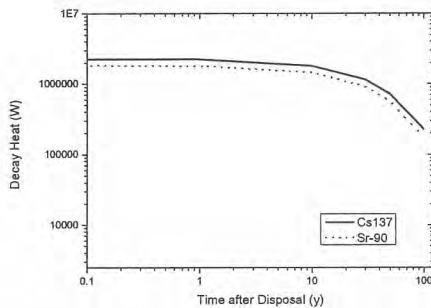


Fig. 2. Short-term Decay Heat of Fission Products

As shown in Fig. 3, the radioactivity of LLFP maintains constant value of 1.46×10^4 Ci and 4.51×10^5 Ci, respectively, during 100 yrs. The radioactivity of Cs-137, Sr-90, and Kr-85 decrease to $\sim 1/600$, $\sim 1/10$, and $\sim 1/10$ of initial value, respectively.

The LTH of Am isotope with cooling time is shown in Fig. 4. The LTH of Am-241 after 100 yrs disposal will be 1700 MW-y which is the highest value among the LTH of the actinides. The LTH of Pu-241 is $\sim 1/2$ of Am-241.

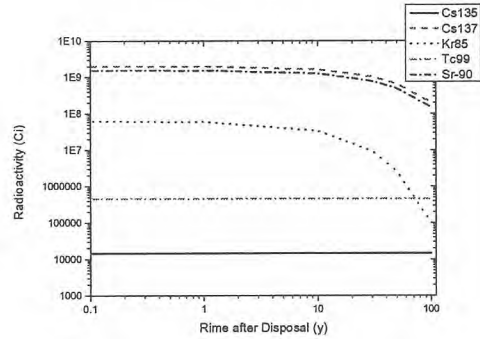


Fig. 3. Radioactivity of Fission Products

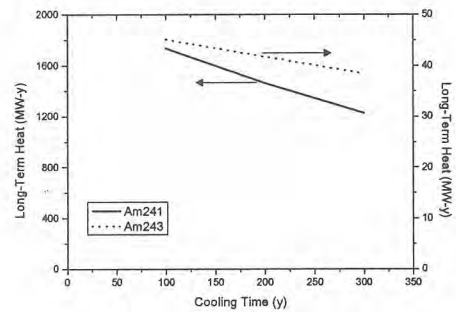


Fig. 4. Long-term Heat Load of Am Isotopes

4. Summary

The dynamic environmental effect evaluation model for spent nuclear fuel has been developed through short-term decay heat model, short-term radioactivity model, and long-term heat load model. From the analysis results, it is known that the newly developed method can be easily applied to evaluate the environmental effect of the spent fuel.

5. References

- [1] L. V. D. Durpel et al., "DANESS- Dynamic Analysis of Nuclear Energy System Strategies," Global 2003, New Orleans, November 16-20, (2003).
- [2] R. Wigeland et al., "Repository Impact of LWR MOX and Fast Reactor Recycling Options," Global 2003, New Orleans, November 16-20, (2003).
- [3] "National Energy Basic," Ministry of Knowledge and Economy, (2008).

제4분과

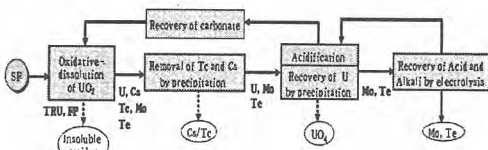
사용후핵연료 및 핵연료주기 (Poster)

과산화 수소 함유 고염기성 탄산염 용액의 건전성

이일희, 임재관, 최은경, 현준택, 성새름, 정동용, 양한범, 김광욱
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nehlee@kaeri.re.kr

1. 서론

탄산염 계에 의한 SF로부터 U만을 산화 용해시키는 그림 1과 같은 공정개발에 있어 각 단위 공정에 대한 기술적 타당성 입증도 중요하지만 각 경계 면에서의 탄산염 용액 (또는 유기침전제 함유 탄산염 용액 등)의 특성 분석 특히 H_2O_2 가 함유된 고염기성 탄산염 용액의 장기 건전성 평가가 필요하다. 따라서 본 연구는 $Na_2CO_3-H_2O_2$ 탄산염 계에서 SF의 산화-용해, Cs/Re (Tc의 대체 원소)의 선택적 침전 제거 및 U의 산성화 침전 회수 등을 순차적으로 수행하여 각 단위공정에서 배출되어 다음 공정의 공급 용액으로 사용되는 탄산염 용액 즉, SF의 산화-용해액, Cs/Re의 선택적 침전-상등액, U의 산성화 침전-상등액 등의 건전성을 검토한다.



(Fig. 1)

2. 본론

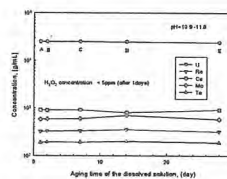
2.1 실험

모의용액의 조성은 탄산염 계에서 SF를 산화-용해 할 시 U과 공용해되는 Cs, Re, Te, Mo 등이 함유된 5성분 계로 구성하였다. SF의 산화-용해액은 모의 FP-산화물을 0.5M Na_2CO_3 -0.5M H_2O_2 로 산화-용해한 후 여과한 여액으로, Cs/Re의 침전-상등액은 SF 산화-용해액에 NaTPB 및 TPPCI를 각각 첨가하여 Cs과 Re을 선택적으로 침전 제거한 후 여과한 상등액으로, 그리고 U의 산성화 침전-상등액은 Cs/Re의 선택적 침전-상등액을 산성조건에서 U을 UO_4 로 침전시킨 후 여과한 상등액으로 각각 준비하였다.

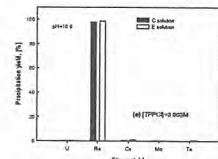
2.2 결과 및 토의

그림 2는 SF 산화-용해액의 숙성시간에 따른 용해액 내 U, Cs, Re, Mo 및 Te의 농도 변화를 나타내었다. 숙성시간에 따른 각 원소의 농도 변화는 거의 없으며, 용액 내 pH 변화 또한 10.9~11.2로 거의 일정하였다.

그림 3은 그림 2의 숙성시간 7일 (C 용액) 및 숙성시간 28일 (E 용액)의 SF 산화-용해액에 TPPCI 및 NaTPB를 각각 첨가할 경우 각 원소의 침전율이다. 본 연구에서는 TPPCI에 의한 Re의 선택적 침전만을 나타내었으나, TPPCI에 의해서는 Re만이 NaTPB에 의해서는 Cs만이 선택적으로 침전된다. 따라서 SF 산화-용해액의 숙성시간에 따른 Cs 및 Re 침전에 영향이 없는 것 같으며, Cs/Re의 선택적 침전의 경우 SF 산화-용해액을 약 1개월간 방치해도 별 문제가 없을 것으로 보인다.



(Fig. 2)

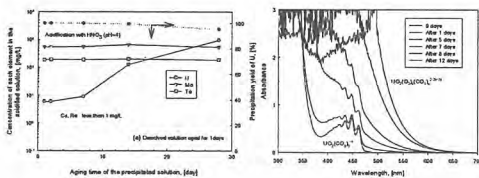


(Fig. 3)

그림 4는 그림 2의 SF 산화-용해액 A 용액과 C 용액에 NaTPB와 TPPCI를 첨가하여 Cs과 Re을 선택적으로 침전 제거시킨 후 여과한 Cs/Re 침전-상등액을 pH 4로 산성화할 때, Cs/Re 침전-상등액의 숙성시간에 따른 U 산성화 침전-상등액 함유되어 있는 각 원소의 농도 및 U의 침전율이다. SF 산화-용해액 A의 경우 U을 제외한 Cs, Re, Mo, Te 등의 숙성시간에 따른 U 산성화 침전-상등액의 농도를 보면 Cs과 Re은 NaTPB와 TPPCI에 의한 선택적 침전 제거 단계를 거쳐 각각 1 mg/L 이하가 존재하고 있으며, Mo와 Te은 각각 595 ± 45 mg/L, 195 ± 5 mg/L로 실험오차 범위에서 변화하고 있고, 산성화에 의해 전혀 침전이 일어나지 않음을

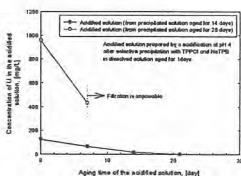
알 수 있다. 그러나 U은 숙성시간에 증가에 따라 산성화 침전-상등액의 농도가 7일 이내는 별 영향이 없으나, 7일 이후부터는 급격히 증가하고 있다. Cs/Re 침전-상등액의 숙성시간 7일 이내에서는 10 mg/L 이하로 별 문제 없이 거의 100%의 U을 회수할 수 있었으나, 숙성시간 28일에서는 957 mg/L로 95.7%의 U을 회수할 수 있었다. 한편 C 용액의 경우 Cs/Re 침전-상등액의 숙성시간 7일에서 126 mg/L로 99% 이상의 U이, 숙성시간 28일에서는 1876 mg/L로 94.8%의 U 회수가 가능하다.

그림 5는 Cs/Re 침전-상등액의 숙성시간 증가에 따라 U의 산성화 침전이 감소되는 원인을 규명하기 위한 것으로 UO_2 0.2g을 $\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 용액 30mL에 용해하여 숙성시간 변화에 따른 U의 UV이다. 숙성시간 7일까지는 uranyl preoxocarbonato 착물의 전형적인 형태를 유지하고 있으나, 8일이 경과된 부터는 uranyltricarbonato로 전환되고 있다. 따라서 그림 4의 U 산성화 침전-상등액 내 U 농도가 숙성시간에 따라 급격히 증가된 것은 uranyl preoxocarbonato 착물이 일부 uranyltricarbonato로 전환되어 U 산성화 침전 시 UO_4 로 침전되지 않고 상등액 내 여전히 U 이온상태로 존재하는 데 기인하는 것 같다.



(Fig. 4)

(Fig. 5)



(Fig. 6)

그림 6은 U 산성화 침전-상등액의 숙성시간에 따른 U의 농도 변화를 나타내었다. 1일, 2일 및 7일이 경과된 Cs/Re 침전-상등액의 경우 초기 산성화 침전-상등액 내 U의 농도가 각각 10 mg/L 이하로 U 산성화 침전-상등액의 숙성시간에 따른 U 농도가 분석오차 범위에서 거의 일정하였으며, 숙성시간 14일이 경과된 Cs/Re 침전-상등액에 의한 U 산성화 침전-상등액의 경우에는 U의 농도가

120 mg/L로 숙성시간 증가에 따라 다소 감소하기는 하나 대체적으로 별 영향이 없다. 그러나 28일이 경과된 Cs/Re 침전-상등액에 의한 산성화 침전-상등액의 경우 숙성시간에 따라 상당량의 U이 재침전되어 U의 농도가 급격히 감소하며 특히 이 경우 침전된 U과 용액 내 존재하는 U의 고-액 분리가 매우 힘들어 다음 단계로의 이송이 거의 불가능하였다.

3. 결론

$\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-H}_2\text{O}_2$ 용액의 건전성은 각 단계에 주입 용액으로 사용되는 U의 산화-용해액, Cs/Re의 침전-상등액 및 산성화 침전-상등액으로 구분하여 검토하였다. Cs/Re의 선택적 침전의 경우 용해액의 숙성시간에 별 영향 없이 순차적으로 Re과 Cs의 침전 제거가 가능하였다. 그러나 U의 산성화 침전에서는 용해액이나 Cs/Re의 침전-상등액을 장시간 숙성시킬 경우 U이 uranyltricarbonato로 일부 전환되어, U의 침전 회수율을 감소시키므로 99% 이상의 U을 회수하기 위해서는 산화-용해액 및 Cs/Re 침전-상등액의 숙성시간을 각각 7일 이내 즉, 총 14일 이내에 처리하는 것이 효과적이다. 그리고 후속 산/알카리 회수 공정으로 주입되는 산성화 침전-상등액의 경우 또한 숙성시간을 7일 이내에서 최대 14일 이내에서 처리하는 것이 U의 재침전으로 인한 고-액 분리의 어려움을 방지하는데 효과적이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

5. 참고문헌

- [1] K. W. Kim, D. Y. Chung, H. B. Yang, J. K. Lim, E. H. Lee, K. C. Song and K. S. Song, Nucl. Tech., **166**, 170-179(2009).
- [2] E. H. Lee, J. K. Lim, D. Y. Chung, H. B. Yang, J. H. Yoo and K. W. Kim, J. Radioanal. Nucl. Chem. **284**(2), 387(2010).
- [3] K. W. Kim, Y. H. Kim, S. Y. Lee, E. H. Lee, K. C. Song and K. Song, Ind. Eng. Chem. Res. **48**, 2085-2092(2009).

알카리 탄산염 용액에서 우라늄 침전 및 여과 특성

양한범, 이일희, 임재관, 정동용, 김광욱

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

nhbyang@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 사용후핵연료 (SF)를 대상으로 한 U의 용해 시 기존의 산 매질에서의 U 용해 대신에 알카리 탄산염 용액에서 U의 산화 침출방법을 사용할 경우 조업 안전성 및 경제성을 향상시키고, 2차 폐기물 발생량을 감소시킬 수 있는 대안으로 관심이 증대되고 있다 [1]. SF로부터 TRU 원소를 제외한 U만을 회수하기 위한 즉, 고농도 알카리 탄산염-H₂O₂ 용액 계에서 U의 산화 침출 및 침전에 의한 U만의 회수 COL 공정 (COL: Carbonated based Oxidative Leaching process)이 제안되었으며[1], 이는 알칼리 탄산염 용액 계에서 비산성 상은 산화용해 침출 및 침전기술을 사용하여 SF로부터 Mo, Te 등 몇 가지 원소를 제외하고 TRU를 포함한 대부분의 FP 핵종은 불용해 또는 가수분해 침전되어 잔사물로 남기고, U만을 선택적으로 용해 침출시켜 용해된 U 용액으로부터 U만을 고순도로 침전 회수할 수 있는 기술을 바탕으로 하며, SF의 탄산염 용해침출 공정-처분 저해핵종 침전제거 공정-탈탄산 산성화에 의한 U 고순도 침전공정-사용염의 재순환 공정 등 4개의 단위공정으로 구성되어 있다. 특징으로는 SF부터 U만의 침전분리 회수로 핵확산 저항성이 보다 강화되었으며, 또한 공정에 사용되는 탄산염은 모두 2차 폐기물로 폐기하지 않고 모두 재순환 시켜 폐기물의 발생량을 대폭 저감화 하는 친환경성이 보다 강화된 새로운 개념의 SF 관리 방안이라는 점이다. 본 연구에서는 U의 침전 회수 기술 확보를 위한 연구로서 우선 알칼리 탄산염 용액으로부터 U 침전물의 구조, 형상 등의 특성 규명과 여과특성에 대해 고찰하였다.

2. 실험방법

U 침전실험은 0.5 M Na₂CO₃ - H₂O₂ 용액에 UO₂를 용해액을 사용하여 실험조건에 의한 우라늄 침전을 시킨 후 상등액의 U 농도를 분석하여 침전율을 계산하였다. 침전물 입자크기 분포도는

Microtrac사의 습식 입도분석기로 분석하였다. U 침전물의 XRD 분석은 X-ray diffractometer (Rigaku)로 측정하였다. U 침전물의 여과 특성 실험은 유리 여과장치와 압력-진공 펌프 (Gast)를 연결하고, 중간에 액체 트랩용 250 mL 삼각플라스크를 설치하여 제작한 장치를 사용하여 실험하였다. 전기오븐은 대흥과학 (모델: DCF-150L), pH 측정기는 Orion (모델: EA 940), 모든 실험은 Milli-Q plus로 제조한 18MΩ의 2차 증류수를 사용하였다. U 침전물의 여과 특성 실험은 0.5 M Na₂CO₃ - H₂O₂ 용액에 UO₂를 용해한 용액을 시발물질로 하여 동일한 조건에서 만든 U 침전물을 사용하여 다음 기기 항목에서 기술한 여과장치와 여과필터 (Membrane filter, Whatman cellulose nitrate membrane filters, 0.2 μm, Ø 47mm)를 사용하여 수행하였다. 이때 여과압력은 (ΔP) -34 kPa (-255 mmHg)이고, 여과 면적은 $9.6 \times 10^{-4} \text{ m}^2$ 인 그리고 침전물 생성온도는 상온 (25±1℃)인 조건에서 150 mL의 U 침전 용액의 여과 시간을 측정하였다. 여과 종료 후 여과된 여과물 (cake)을 여과장치로부터 분리하여 전기오븐에 넣고, 100℃에서 10시간 동안 건조시킨 후 건조 cake의 무게를 측정하였다. U의 농도 분석은 U이 함유된 실험용액의 일정량을 취하여 발색제 Arsenazo III를 사용하여 비색분석법으로 분석하였다. U 침전물의 건조는 실험조건에 맞추어 상온 (25±1℃)인 조건에서 자연건조하거나 또는 전기오븐에 넣고 90℃에서 4시간 동안 건조시켰다.

3. 결과 및 고찰

3.1 우라늄 침전조건

우라늄 침전은 0.5 M Na₂CO₃ - 1 M H₂O₂ 수용액에 UO₂를 용해시켜 만든 U 용액 (5 g/L)을 대상으로 질산용액을 첨가하여 U 용액을 탈탄산 산성화에 의한 U 침전 조건은 다음과 같다.

U 용액의 탈탄산 산성화 과정에서 pH 조건에 따른 U의 침전율은 85.5% (pH=6), 96.7% (pH=5), 99.9% (pH=3.5) 이고, 침전시간이 20분, 40분, 60

분 및 240분일 때 각각 86.8%, 98.3%, 99.8% 및 99.9%의 U 침전율을 얻었다. 침전온도 조건에서는 온도가 증가할수록 U 침전율이 감소되어, 25℃에서 99.9% 이던 U 침전율이 60℃에서는 97.2%까지 감소하였다. $UO_4 \cdot 4H_2O$ 침전에 미치는 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 분말 첨가 실험에서는 seed로 첨가되는 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 분말량이 용액 100 mL당 50 mg 및 100 mg으로 증가할수록 침전속도는 증가되었으나, 침전시간 4시간 경과후 동일한 99.9%의 U 침전율을 얻었다.

3.2 U 침전물 특성

UO_2 를 0.5 M Na_2CO_3 - 1.0M H_2O_2 용액 계에서 용해시켜 만든 U 용액 (5 g/L)에 HNO_3 용액을 첨가하여 산성화시키면 U 용액의 pH가 낮아지면서 U 침전양이 증가하며 pH 3.5일 때 U 침전량은 최대값이 되고, 상등액 중 U 농도는 최저값이 되었다. U 침전반응을 보면 U 용액의 uranyl peroxocarbonato 착물이 HNO_3 용액으로 탈탄산 산성화되면서 우라닐 착이온의 carbonate 화학종은 CO_2 기체로 방출되고 U는 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 로 침전된다. U 침전물의 SEM과 XRD를 측정하여 U 침전물이 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 이며, 모양은 부정형임을 확인하였다. XRD 측정결과, U 침전물을 25℃에서 건조시키면 $UO_4 \cdot 4H_2O$ 이며, 90℃에서 건조시키면 $UO_4 \cdot 2H_2O$ 로 분석되었다. 그리고 pH 3.5에서 생성시킨 U 침전물의 입자분포도를 측정한 결과 U 침전물 입자크기는 $<1\mu m$ 로 분석되었다.

3.3 우라늄 침전물의 여과특성

본 연구에서는 여과특성을 나타내는 속도식중 Ruth의 여과속도식을 적용하였다 [2,3]. 여과속도식의 여과 정압계수 K 는 t/V 대 V 를 도시하여 구한 기울기로부터 $1/K$ 값을 결정하였으며, 여과속도식의 평균 여과 비저항(α)은 여과 정압계수, 여과액 점도, 여과 cake 단위 건조무게와 최종 여액의 부피 비 등을 이용하여 계산하였다. 본 연구에서는 여액의 양, 점도 및 침전물의 농도가 침전물의 생성조건에 따라 크게 변화하지 않아 α 값이 여과특성을 결정할 수 있을 것으로 판단하였다. U 침전물에 대한 정압 여과계수는 $\square=1.69 \times 10^{-6} m^2/sec$ 이며, 평균 여과 비저항 값(α)은 $3.89 \times 10^{12} m/Kg$ 로 측정되었다. U 침전물에 대한 α 값은 여과성이 보통을 나타내는 $10^{11} m/Kg \sim 10^{13} m/Kg$

에 해당되므로[3], U 침전물(UO_4)의 여과성은 보통인 것으로 분석되었다.

4. 결론

0.5 M Na_2CO_3 - 1 M H_2O_2 용액 계에서 질산용액으로 탈탄산 산성화 U 침전법으로 99.9%의 U 을 회수할 수 있었다. SEM, XRD 및 입자크기 분석기로 U 침전물을 측정한 결과 비정형의 uranium peroxide ($UO_4 \cdot 4H_2O$)로 규명되었으며, 침전물의 입자크기 0.1 μm 이하였다. 또한 U 침전물의 여과성 난이도 평가는 진공 정압여과 방식으로 Ruth 식의 평균 여과 비저항(α) 값을 측정한 결과 $3.89 \times 10^{12} m/Kg$ 로서 U 침전물 ($UO_4 \cdot 4H_2O$)의 여과성 난이도는 보통수준이었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원 받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] K.W. Kim, D.Y. Chung, H.B. Yang, J.K. Lim, E.H. Lee, K.C. Song, and K.S. Song, Nucl. Technol., Vol.166, 170-179, 2009.
- [2] B. F. Ruth, Ind. Eng. Chem., Vol.38, No.6, 564-571, 1946.
- [3] Y. Kondo, J. Radioanal. Nucl. Chem., Vol.191, No.1, 115- 128, 1995.

pH가 조절된 고농도 탄산염 용액에서 UO_2 전극의 산화용해 특성

김광욱, 양한범, 임재관, 정동용, 최은경, 현준택, 성세름, 이일희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 과산화수소를 갖는 탄산염 용액 계를 이용하여 사용후핵연료 내의 U만의 선택적 용해와 용해된 U의 UO_4 로 침전 회수할 수 있는 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching) 공정이 소개된 바 있다.[1,2] COL 공정은 사용후핵연료를 관리하기 위한 한 방법으로 높은 핵확산저항성과 환경친화성이 있다고 평가되고 있다. 탄산염 용액에서 과산화수소에 의한 UO_2 의 용해 방법은 간단하지만 과산화수소에 의한 UO_2 의 산화 용해반응이 발열 특성을 가지므로, 온도가 상승된 알칼리 탄산염 용액에서 과산화수소가 자체 분해되어 과산화수소의 소모량이 많게 되는 문제를 가지게 된다. 과산화수소를 사용하지 않은 탄산염 용액에서의 UO_2 의 전해 산화는 COL 공정의 경제성 및 안정성을 향상시킬 수 있다. 지금까지 탄산염 용액에서 UO_2 의 양극 산화는 많이 연구되어 있으나, 이들 연구는 모두 사용후핵연료의 지하처분 시 사용후핵연료의 부식 용해를 규명하기 위한 연구로 대부분 UO_2 산화-환원 평형 전위에서의 용해 기구를 규명하기 위한 것으로 UO_2 산화-환원 평형전위 이상의 전위에서 탄산염 용액에서의 UO_2 의 연구는 거의 이루어지지 않은 상태이다.

따라서 본 연구에서는 다양한 pH로 조절된 탄산염 용액에서 UO_2 의 용해 기구 규명 및 용해속도 평가가 수행되었다.

2. 본론

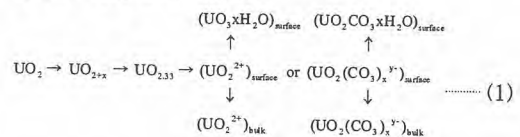
2.1 실험

양극으로 사용되는 UO_2 는 직경 8.2mm, 길이 10mm의 펠렛으로 전극 터미널로 사용되는 SUS 봉과 테프론 슬리브 내에서 연결되어 전극으로 사용되었다. 전해 셀은 pH가 조절된 50 mL 용액의 0.5 M 탄산용액에 UO_2 전극과 참조전극으로 SSE (Ag/AgCl), 대용전극으로 Pt를 장착하여 구성하였다. UO_2 전극 표면은 금강석 (No. 400,800,

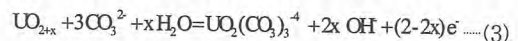
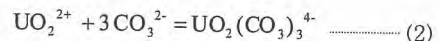
1200)과 0.5 μm 알루미늄을 순차적으로 사용하여 연마하였으며, 이후 증류수로 철저히 세척하여 사용하였다. Voltammogram은 -1.5V ~ +4.5 V (vs SSE) 범위에서 측정되었고, UO_2 전극의 용해속도는 여러 정전압에서 용해된 U 농도를 측정하여 평가하였으며, 이때 UO_2 전극은 전해 과정에서 발생하는 산소가 전극 표면 모여 전해 반응 측정에 영향을 주는 것을 최소화하기 위하여 표면을 상부로 향하도록 하였다. 용해 후 전극 표면을 절단하여 SEM, 및 EPMA를 사용하여 전극 표면 상태를 분석하였다. 용액중의 U 농도는 Arsenazo III를 이용한 비색분석을 통하여 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

UO_2 는 식 (1)과 같이 여러 단계를 거쳐 UO_2^{2+} 형태로 용해되며, 이후 전극 표면의 조건에 따라 $\text{UO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ 의 부식 생성물로 변화될 수 있고, 용액에 탄산염 이온이 존재 시 복잡한 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_x^{y-}$ 착물 형태로 존재하거나, $\text{UO}_2(\text{CO}_3)x\text{H}_2\text{O}$ 의 부식생성물이 형성될 수 있다.



UO_2^{2+} 이온이 탄산염 이온과 반응은 식 (2)와 같이 표현되며, 탄산염 이온 용액에서 UO_2 의 산화 용해 반응은 식 (3)과 같이 표현된다.



산소 발생전위 전까지의 범위에서 Voltammogram인 그림 1에서 P1은 UO_2 구조내 입도 경계에 존재하는 비양론성의 UO_{2+x} 의 산화에 의한 것이고, P2는 UO_2 의 $\text{UO}_{2.33}$ 으로 산화에 의한 것이며, P3는 $\text{UO}_{2.33}$ 이 UO_2^{2+} 로 산화에 의한 것이다. P4는 UO_2^{2+} 로의 환원에 의한 것이고, P5는 UO_{2+x} 또는 부식생성물의 환원에 의한 것이다. 그림 2에

는 산소 발생이 일어나는 약 +1 V보다 훨씬 높은 +4.5 V까지의 Voltammogram이 나타나 있다. 그림 1과는 다르게 산소 발생에 의한 전류에 의한 P6가 나타나며 산소 발생 전류가 급격히 감소하다 더 높은 전위에서 다시 전류가 급격히 증가하며, scan을 반복함에 따라 전체적인 전류는 급격히 감소되어 나중에는 거의 전극의 활성이 없어지는 것을 관찰할 수 있다. 이것은 전극 표면에 생성되는 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)\cdot x\text{H}_2\text{O}$ 부식 생성물에 의해 UO_2 표면의 산화용해가 억제되기 때문으로, 이는 EMPA 표면 분석에 의해서도 확인 될 수 있었다. 그림 3. (A)와 (B)에는 여러 정전압이 전극에 공급될 시, 시간에 따른 용액에서 U 농도 변화와 이를 통해 계산된 용해 속도가 나타나 있다. 그림 2에서 보듯이 전극에서 산소발생이 충분히 일어나는 전압이 공급되면, 전극 표면에 부식생성물이 형성되더라도 산소 발생에 의해 전극 표면에 존재하는 부식생성물이 파괴되어 전극 용해가 증가됨을 볼 수 있다.

본 연구에서는 pH가 11.5, 11, 10, 9로 조절된 0.5 M 탄산염 농도에서 voltammogram 변화와 용해 속도를 측정하였다. pH가 낮아질수록 전극 표면에 부식 생성물이 형성이 억제되어 그림 2와 같은 산소발생 전류의 피크가 나타나는 현상이 없어지며, UO_2 의 용해속도는 pH 10이하에서 급격히 증가 되었다.

pH가 높은 탄산염 용액에서의 UO_2 전해 용해는 부식 생성물이 형성되더라도 산소 발생이 충분히 이루어져 전극 표면의 부식생성물이 파괴되는 +4V 이상에서 용해하는 것이 효과적임을 알 수 있었다.

3. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중 장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

4. 참고문헌

- [1] K.-W. Kim, et al., Nuclear Technology, 166,170(2009).
- [2] S.M. Pepper, et al, W.H. Runde, Ind. Eng.Chem.Res.,43,8188(2004).

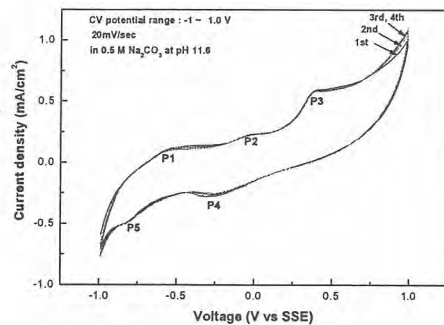


Fig. 1. 산소 발생전위까지의 Voltammogram

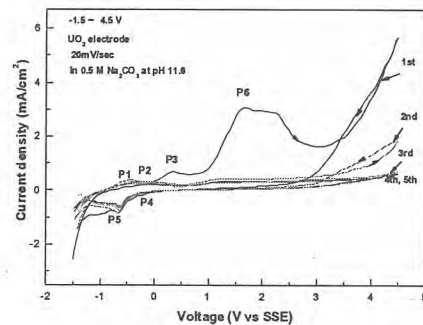


Fig. 2. +4.5 V까지의 Voltammogram

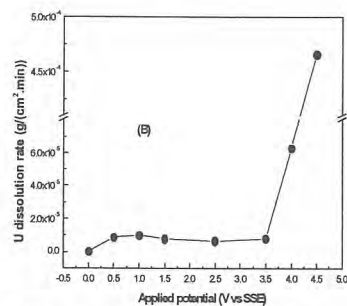
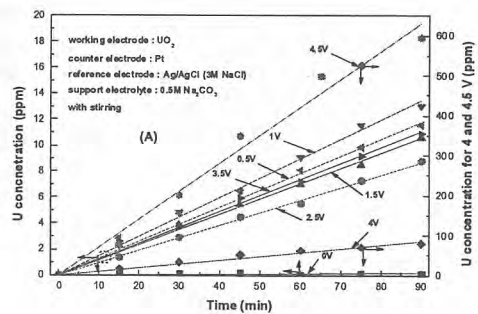


Fig. 3. 여러 정전압 공급에 따른 UO_2 용해속도

고농도 탄산염 용액에서 SIMFUEL 전극의 산화용해 특성

김광욱, 양한범, 임재관, 정동용, 최은경, 현준택, 성새름, 이일희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nkwkim@kaeri.re.kr

1. 서론

최근에 과산화수소를 갖는 탄산염 용액 계를 이용하여 사용후핵연료 내의 U만의 선택적 용해와 용해된 U의 UO_4 로 침전 회수할 수 있는 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching) 공정이 소개된 바 있다.[1,2] COL 공정은 사용후핵연료를 관리하기 위한 한 방법으로 높은 핵확산저항성과 환경친화성이 있다고 평가되고 있다. 화학 용해 방법은 간단하지만 산화제로 첨가된 과산화수소에 의한 UO_2 의 산화 용해반응이 발열 특징을 가지므로, 온도가 상승된 알칼리 탄산염 용액에서 과산화수소가 자체 분해되어 과산화수소의 소모량이 많게 되는 문제를 가지게 된다. 지금까지 탄산염 용액에서 UO_2 또는 SIMFUEL의 양극 산화는 많이 연구되어 있으나, 이들 연구는 모두 사용후핵연료의 지하처분 시 사용후핵연료의 부식 용해를 규명하기 위한 연구로 대부분 UO_2 산화-환원 평형 전위에서의 용해 기구를 규명하기 위한 것으로 UO_2 산화-환원 평형전위 이상의 전위에서 탄산염 용액에서의 UO_2 와 SIMFUEL 연구는 거의 이루어지지 않은 상태이다. 본 연구의 이전 연구로 탄산염 용액에서 UO_2 의 용해를 연구한 바 있다. UO_2 양극 산화 용해에서는 pH가 높은 탄산염 용액에서의 부식 생성물이 형성되더라도 산소발생이 충분히 이루어져 전극 표면의 부식생성물이 파괴되는 +4V 이상에서 용해하는 것이 효과적임을 알 수 있었다. 탄산용액에서의 사용후핵연료의 양극 산화 용해 과정을 보다 잘 이해하기 위해서는 UO_2 산화 용해 이외에 SIMFUEL을 이용한 다른 금속 산화물을 함유한 UO_2 의 산화 용해 특성을 살펴보는 것이 필요하다.

따라서 본 연구에서는 다양한 pH로 조절된 탄산염 용액에서 SIMFUEL 전극의 용해 기구 규명 및 용해속도 평가가 수행되었다.

2. 본론

2.1 실험

양극으로 사용되는 SIMFUEL은 직경 8.2mm, 길이 10mm의 펠렛으로 전극 터미널로 사용되는 SUS 봉과 테프론 슬리브 내에서 연결되어 전극으로 사용되었다. SIMFUEL은 Origen code 계산에 의해 사용후핵연료에 주요 핵종으로 존재하는 TRU를 제외한 16개 성분의 금속산화물을 이용하여 제조되었다. 전해 셀은 pH가 조절된 50 mL 용액의 0.5 M 탄산용액에 UO_2 전극과 참조전극으로 SSE (Ag/AgCl), 대용전극으로 Pt를 장착하여 구성하였다. UO_2 전극 표면은 금강석 (No. 400, 800, 1200)과 0.5 μ m 알루미늄을 순차적으로 사용하여 연마하였으며, 이후 증류수로 철저히 세척하여 사용하였다. Voltammogram은 -1.5V ~ +4.5 V(vs SSE) 범위에서 측정되었고, UO_2 전극의 용해속도는 여러 정전압에서 용해된 U 농도를 측정하여 평가하였으며, 이때 UO_2 전극은 전해 과정에서 발생하는 산소가 전극 표면 모여 전해 반응 측정에 영향을 주는 것을 최소화하기 위하여 표면을 상부로 향하도록 하였다. 용해 후 전극 표면을 절단하여 SEM, 및 EPMA를 사용하여 전극 표면 상태를 분석하였다. 용액중의 U 농도는 ICP를 이용하여 분석하였다.

2.2 결과 및 토의

UO_2 는 식 (1)과 같이 여러 단계를 거쳐 UO_2^{2+} 형태로 용해되며, 이후 전극 표면의 조건에 따라 $UO_3 \cdot xH_2O$ 의 부식 생성물로 변화될 수 있고, 용액에 탄산염 이온이 존재 시 복잡한 $UO_2(CO_3)_x^{y-}$ 착물 형태로 존재하거나, $UO_2(CO_3)xH_2O$ 의 부식 생성물이 형성될 수 있다.

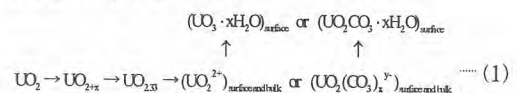


그림 1에는 동일한 용액 조건에서 측정된 UO_2 전극과 SIMFUEL 전극의 Voltammogram이 나타나 있다. 그림 1에는 UO_2 전극에는 그림이 작아 정확히 나타나지 않지만 UO_{2+x} 의 산화, UO_2 의

$\text{UO}_{2.33}$ 으로 산화, $\text{UO}_{2.33}$ 이 UO_2^{2+} 로 산화에 의한 피크가 존재하지만 SIMFUEL 전극에서는 그러한 피크가 불분명하고 UO_2 전극에 비하여 전체적으로 매우 큰 충전전류가 나타나는 것을 볼 수 있다. 이것은 SIMFUEL 전극 내의 epsilon 입자라 불리는 금속 입자 (Ru, Pd, Mo)와 3가 희토류 금속의 UO_2 격자 침입에 의한 SIMFUEL 전극의 전기 전도도 증가에 의한 것으로 생각된다.[2]

그림 2에는 +4.5V까지 확장된 SIMFUEL의 voltammogram이 나타나 있다. 전류는 산소 발생이 일어나는 약 +1 V를 넘어 증가하다 약 +2V에서 피크를 보이며 감소하다 3V 이상에 다시 증가한다. 이것은 전극 표면에 생성되는 $\text{UO}_2(\text{CO}_3) \cdot x\text{H}_2\text{O}$ 부식 생성물에 의한 UO_2 표면의 산화용해가 억제되기 때문이다.

그림 3에는 여러 정전압이 전극에 공급될 시, 시간에 따른 용액에서 U 농도 변화와 이를 통해 계산된 용해 속도가 나타나 있다. 그림 2에서 보았듯이 전극에서 산소발생이 충분히 일어나는 전압이 공급되면, 전극 표면에 부식생성물이 형성되더라도 산소 발생에 의해 전극 표면에 존재하는 부식생성물이 파괴되어 전극 용해가 증가됨을 볼 수 있다.

그림 4에는 pH를 조절한 탄산용액에서 SIMFUEL의 용해 속도가 나타나 있다. pH가 10.5 이하에서는 용해속도가 크게 증가하는 것을 볼 수 있다

pH가 높은 탄산염 용액에서의 SIMFUEL 전해 용해는 부식 생성물이 형성되더라도 산소 발생이 충분히 이루어져 전극 표면의 부식생성물이 파괴되는 +4V 이상에서 용해하는 것이 효과적임을 알 수 있었다.

3. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업 일환으로 수행된 연구결과입니다.

4. 참고문헌

- [1] K.-W. Kim, et al., Nuclear Technology, 166,170(2009).
- [2] B.G. Santos, J.J. Nöel, D.W. Shoesmith, J. Electroanal. Chem. 586 (2006) 1.

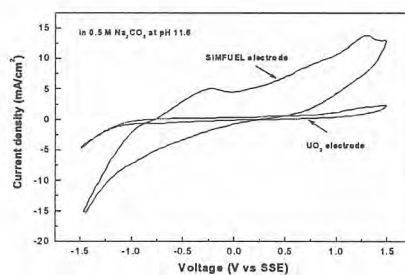


Fig. 1. UO_2 전극과 SIMFUEL 전극의 Voltammogram 비교

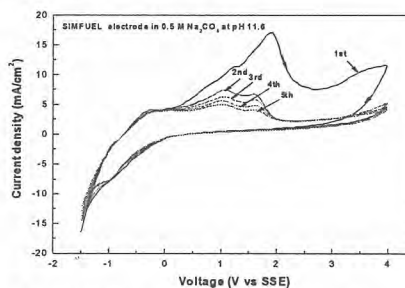


Fig. 2. SIMFUEL 전극의 +4.5 V까지의 Voltammogram

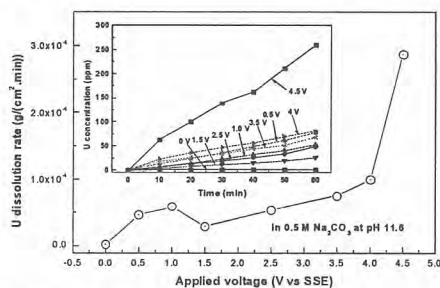


Fig. 3. 여러 정전압 공급에 따른 SIMFUEL 용해속도

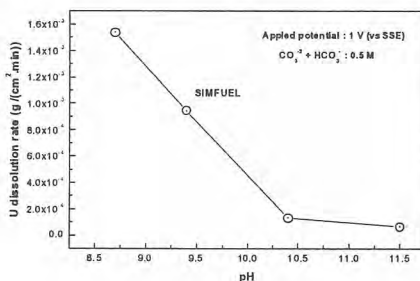


Fig. 4. pH에 따른 SIMFUEL 용해속도

Na₂CO₃-H₂O₂ 용액계에서 (U,Gd)O_x 용해 특성

정동용, 최은경, 이재원, 양한범, 이일희, 박근일, 김광욱

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ndvchung@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구실에서는 탄산염 매질에서의 사용후핵연료(SF) 용해 및 침전 기술만을 사용하여, 고준위 폐기물 처분장 능을 증대시킬 수 있고, 핵확산 저항성과 친환경성을 동시에 증진시키는 알카리 탄산염 용액계를 이용하여 사용후핵연료로부터 우라늄만을 선택적으로 회수할 수 있는 COL (Carbonate-based Oxidative Leaching) 공정을 개발하고 있다.

한전원자력연료에서는 UO₂ 핵연료와 경수로에서 원자로 출력 조절을 위한 핵연료로 사용되는 U-Gd 산화물 핵연료를 생산하고 있다. U-Gd 산화물 핵연료를 생산하는 과정에서 기술기준을 만족시키지 못하는 U-Gd 산화물 scrap이 발생하고 있으나, 현재 이들을 재활용하기 위한 방안이 없어, 한전원자력연료는 이들을 효율적으로 처리하기 위한 기술이 필요하다. (U,Gd)O₂ scrap으로부터 우라늄만의 분리 및 재활용을 위해서는 탄산염 용액 계에서 (U,Gd)O₂ scrap의 용해 및 용해된 U를 UO₄으로 침전 회수하는 기술, 그리고 또한 회수된 우라늄을 핵연료 소결체로 만들기 위한 기술 등이 필요하다. 본 기술 개발을 위해서 핵연료주기 기술개발 본부의 재순환핵연료 기술개발부, 건식재가공 연구팀과 함께 U 분리와 분말/소결체 제조 특성 평가 등, 관련 기술 개발 연구가 일부 수행된 바 있다.

탄산염 용액계에서 우라늄산화물의 용해는 산화제를 사용하여 우라늄 산화상태를 4가에서 6가로 산화시키면 용해가 잘 일어나는 것으로 알려져 있다. 앞서 연구 결과에서 우라늄 용해에 가장 효과가 좋고 추가 폐기물의 발생을 최소화하는 과산화수소를 산화제로 선정된 바 있다.[1]

본 연구에서는 (U,Gd)O₂로부터 우라늄을 회수하기 위해 탄산염 용액에서 용해시킬 때 H₂O₂의 영향을 살펴보고 아울러 Gd의 용해도를 구하였다.

2. 본론

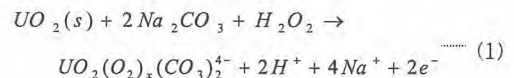
2.1 실험

실험을 위해 사용되는 U-Gd 산화물은 재순환 핵연료 기술 개발부, 건식재가공 연구팀에서 제조한 것으로 Gd 함량이 4%인 (U,Gd)O₂ 형태의 산화물이었다. 시료의 XRD 분석결과는 환원분말은 UO₂의 우라늄산화물로 cubic 구조를 가지는 것으로 나타났다. 이때 Gd 원소는 우라늄에 비해 적은 양으로 우라늄 산화물에 일부가 고형화되어 있을 것으로 추정된다.

실험은 일정 농도와 부피를 갖는 Na₂CO₃와 H₂O₂ 용액에 U-Gd 산화물을 정량하여 투입하였다. 투입 순간부터 시간에 따라 시료 채취하여 우라늄 농도를 분석하였다. 우라늄 농도는 비색방법을 사용하여 분석하였다. 용액중 과산화수소 농도는 Reflectoquant (Merck RQflex plus 10)를 사용하여 측정하였고, Gd의 농도는 ICP-AES로 측정하였다.

2.2 결과

Fig. 1은 0.5 M Na₂CO₃+xM H₂O₂ 용액 70 ml에 (U,Gd)O₂ 분말 5.8 g을 넣고 시간에 따라 우라늄 농도와 H₂O₂ 농도를 측정한 결과이다. 용해 시간 30분 이내에 H₂O₂ 농도 1.0 M에서 32.5 g/l, 2.0M에서 47 g/l에 도달하는 것을 볼 수 있다. 이때의 최대 가능 우라늄 농도는 약 80 g/l 이다. 일반적으로 탄산염 용액계에서 산화제로 과산화수소를 사용하는 경우 아래와 같은 반응에 의해 uranyl peroxo-carbonato complex 형태로 용해된다.[2]



따라서 (U,Gd)O₂가 Na₂CO₃+H₂O₂ 용액에서 용해될 때 H₂O₂ 농도는 우라늄 농도가 증가함에 따라 역으로 감소하는 것을 볼 수 있다. 즉 용해시 반응식 (1)에 따라 용해되는 데, 용액을 위한

H_2O_2 가 더 이상 없는 경우 용해는 중지됨을 볼 수 있다. Fig. 1에서 더이상 감소하지 않는 H_2O_2 농도 값은 Reflectoquant로 측정을 할 때 채취된 용액 내 H_2O_2 농도가 높아 질산으로 회석을 할 때 용액 내 uranyl peroxocarbonato complex가 산에서 분해되면서 peroxide가 생성된다. 따라서 peroxo carbonato complex가 회석될 때 분해가 되어 생성되는 peroxide가 측정되는 값이다. 한편 Gd은 우라늄이 충분히 용해가 이루어졌다고 생각되는 약 1시간 경과후 용액에서 측정된 것이다. H_2O_2 농도 1.0 M에서 147 ppm, 2.0 M에서 143 ppm으로 측정되었다. H_2O_2 농도에 따른 영향은 크지 않았다. 이 실험조건에서 Gd 모두가 용해 가능 농도는 약 3,300 ppm이다. 따라서 약 4%가 용해된 것이다.

Fig. 2에서 용해시 용액 내 pH와 온도의 변화를 나타낸 것이다. 용해가 급격하게 이루어질수록 온도도 급격히 증가하는 것을 볼 수 있다. 이는 식(1)에 의한 우라늄 용해와 더불어 과산화수소가 분해되는 발열반응에 의한 것이다. 용액의 pH는 H_2O_2 농도가 감소함에 따라 감소하다가 증가하는 것으로 나타났다.

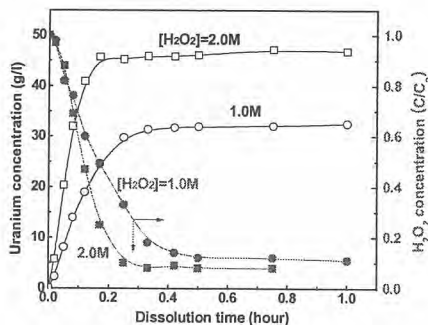


Fig. 1. Dissolution of Gd 4 wt% (U,Gd) O_2 in a 0.5M Na_2CO_3 - H_2O_2 solution

3. 결론

U-Gd 산화물은 0.5 M Na_2CO_3 - H_2O_2 용액계에서 uranyl peroxocarbonato complex로 매우 잘 용해됨을 확인할 수 있었으며, H_2O_2 농도가 증가할수록 우라늄의 용해는 증가한다. 4% Gd를 포함하는 (U,Gd) O_2 에서 과산화수소 농도가 1.0 M과 2.0 M 일때 Gd은 약 145 ppm 용해가 되는 것으로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국과학재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] 정동용 등, 한국방사성폐기물학회, 2008년 춘계학술발표회 논문요약집, pp238-239 (2008).
- [2] S.M. Peper, et al., Ind. Eng. Chem. Res., 43, 8188 (2004).

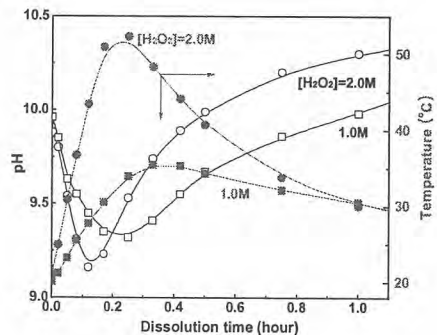


Fig. 2. Variation of pH and temperature during the dissolution of Gd 4% (U,Gd) O_2 in a 0.5M Na_2CO_3 - H_2O_2 solution

전해정련-제련간 연계 염이송 방안 고찰

이성호, 박성빈, 이성재, 권상운, 이한수, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
shlee6@kaeri.re.kr

1. 서론

전해정련공정은 전해환원공정에서 환원된 U 및 TRU 금속전환체를 연계이송장치를 통해 받아 전해정련기의 양극 Basket를 장치내 장착하여 전해정련 반응 후, Salt 내 Pu/U의 비율이 3이상인 되는 조건에서, 전해정련 반응을 종료한 후, 전해정련-제련 염이송장치를 통하여 전해제련 반응기로 LiCl-KCl 공용용융염을 이송한다.

500℃의 고온에서 운전되는 LiCl-KCl eutectic salt의 이송을 위한 방법은 1) gravitational transport 방법과, 진공펌프를 이용하여 감압법으로 이송하는 2) suction transport 방법 및 염이송 펌프를 이용한 3) centrifugal pump transport 방법이 있다. 이러한 3가지 염이송 방법중 염이송 Pump를 이용한 방법은 impeller rotational speed를 조절로 염이송 유량 및 head 조절이 용이하고, 재현성이 우수함으로 원자력 선진국인 일본 CRIEPI 및 미국 ANL에서 사용되어지고 있다.

염 이송 방안은 전해 정련반응기 및 전해 제련 반응기의 용량이 다르므로 직접적인 염이송은 어려움으로 pellet 형태로 pelletizing 시킨 후, 필요한 양을 반응기에 담아 이동이 유리하다. 본 연구에서는 전해 정련 반응 후 전해제련 반응기로의 염이송 방법 결정을 하기위하여 3가지 염이송 방법을 비교 분석하였다.

2. 본론

2.1 염이송 방법 고찰

1) Gravitational transport 방법

중력에 의한 염이송 방법은 그림 1에서와 같이 염이송하는 용기 사이에 높이 차이에 의해 중력의 차이에 의해 염을 이동하는 방법이다. 그러나 이러한 염이송 방법은 전해정련반응기와 전해 제련 반응기사이의 높이 차이가 거의 없어 사용하기 어렵다.

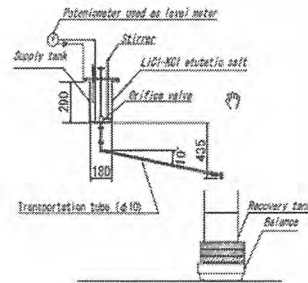


Fig. 1. Gravitational transport method

2) Suction transport 방법: 감압 방법

진공 펌프를 이용한 감압에 의한 염이송 방법으로 그림 2에 나타난 실험 장치에서와 같이 진공 펌프를 이용하여 진공챔브의 압력을 일반적으로 10^{-2} atm 이하로 유지시킨 후

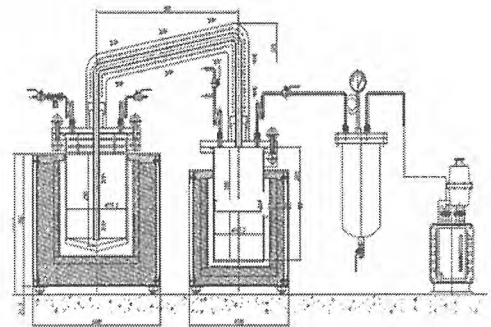


Fig. 2. Suction transport method

3) Centrifugal transport 방법

Mechanical pump 또는 magnetic pump를 이용하여 염을 이송하는 방법으로 3가지 염이송 방법중 salt transport pump를 아용한 염이송 방법이 다른 방법에 비해 Impeller rotational speed 조절로 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 재현성이 우수하다.

3. 결론

전해 정련 반응 후 전해제련 반응기로의 염이송 방법 결정을 하기위하여 고온에서의 염이송 방법을 비교 분석하였다. 분석 결과 3가지 염이송 방법중 salt transport pump를 아용한 염이송 방법이 다른 방법에 비해 염이송 유량 및 펌프 head 조절이 용이하고, 재현성이 우수하여 전해정련-제련간 염이송 방법으로 잠정적으로 결정하였다.

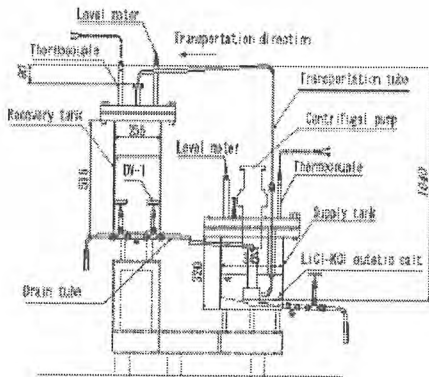


Fig. 3. Cenrifugal pump transport method

2.2. 이송된 염의 Pelletizing

염 이송 방안은 전해 정련반응기 및 전해 제련 반응기의 용량이 다르므로 직접적인 염이송은 어려움으로, 전해정련반응기로부터 염이송 후, 이송된 염을 일정한 크기의 Pellet 형태로 제조한 후, 필요한 양을 운반 용기에 담아 전해제련 반응기로 이동하는 것을 고려중에 있다..

- 정련/제련 반응기에서의 Salt의 양:
 - 정련 반응기: 300kg LiCl-KCl/batch
 - 제련 반응기: 50 kg LiCl-KCl/batch

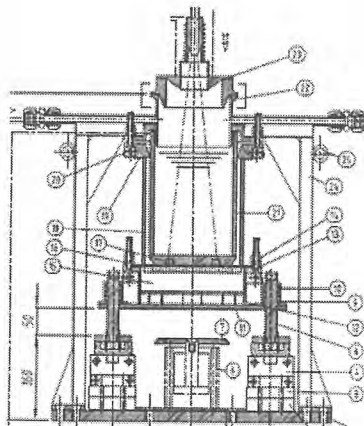


Fig. 4. Pelletizing manufacturing equipment

우라늄 전착물 내의 Uranium과 Salt의 고액분리 특성에 관한 연구

박기민, 권상운, 박성빈, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kmpark1@kaeri.re.kr

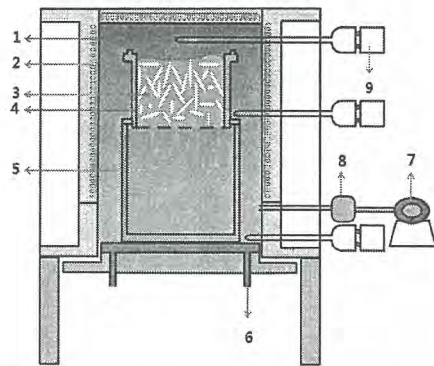
1. 서론

핵연료의 재활용 기술 중, Pyroprocessing은 사용 후 핵연료를 전기적인 방법을 이용하여 U (Uranium), TRU (TRansU ranic), RE (Rare-Earth)등을 회수하는 기술이다. 이 기술은 피복관 제거 및 분말화 시키는 전처리공정, 산화물 핵연료를 환원을 통하여 금속으로 전환 시키는 전해환원공정, 환원된 금속체에서 핵종을 회수하는 전해정련 및 전해제련공정 그리고 각 공정에서 생성되는 폐기물을 안정화 시키는 폐기물처리공정 등 크게 4개의 공정으로 이루어져 있다.¹⁾ 이러한 공정 중 Uranium을 효과적으로 회수할 수 있는 전해정련 공정은 전기·화학적 반응을 이용하여 U만을 회수하는 Electrowinning(ER), ER에서 회수한 우라늄 전착물 (Uranium deposit ; UD)내에 잔류하는 공용염을 제거하기 위한 염 증류 (Cathod process;CP), 염이 제거된 우라늄을 ingot화 시키는 ingot 공정 등으로 분류할 수 있다. 순수한 Uranium을 회수하기 위해서는 염 증류가 중요한 부분을 차지하고 있으며, 이에 적용 가능한 이론적 연구는 활발히 연구되어 지고 있으나,²⁾ 이론적 배경을 구현해줄 수 있는 장치분야는 아직도 미비한 수준에 머무르고 있다. 따라서 본 연구에서는 염 증류시 염이 일차적으로 액상화 된 후 기상화 되는 점을 이용하여 액상화 될 때 충분한 염을 제거함으로써 염 증류 효과 상승 및 회수, 그리고 투입되는 에너지 절감을 목적으로 고액분리 및 증류를 동시에 할 수 있는 장치를 설계하고,³⁾ 그 기능 중 우선적으로 고액분리를 실험, 그 특성을 파악하여 봄으로써 향후 기초자료로 활용하고자 하였다.

2. 실험장치 및 방법

본 연구에 사용된 회분식 실험장치의 모식도는 Fig. 1에 나타내었다. 실험장치의 구성은 크게 우라늄 전착물을 주입할 수 있는 Feeding (Sieve)부, 열원으로서 Heater 2개 및 실제 반응조 내부의 온도를 측정할 수 있는 Thermocouple 3개로 이

루어진 Heating부, 분리된 Salt를 회수하기 위한 Collection basket부, 반응조 내부의 진공도 유지를 위한 진공펌프와 Uranium 산화를 막기 위해 Argon 분위기를 조성하기 위한 Argon 가스 주입부 등으로 이루어져 있다. 실험방법은 Heater 1 : 550~650 °C, Heater 2 : 700 °C로 하여 온도구배 (Temp. slope)를 갖도록 하고, 우라늄 전착물의 총 무게는 약 50 g, 진공도 약 25~35 Torr의 범위에서 진행하였으며, 우라늄 전착물 주입 후 총 반응유지 시간은 1시간으로 하였다. 실험 변수는 온도와 진공도에 따른 염의 고액분리현상을 관찰 하였고, 실험이 종료된 후 Salt basket와 Uranium이 들어있는 Sieve를 회수하여 무게를 측정한 후 물질수지 식을 이용하여 염의 분리·회수된 양을 계산하였다.



1. Reactor 2. Heater 3. Uranium deposits
4. Sieve 5. Salt basket 6. Cooling line
7. Vacuum pump 8. Filter 9. Thermocouple

Fig. 1. Detail scheme of the reactor for salt separation in uranium deposit

3. 결과 및 고찰

반응조 내부의 염과 우라늄의 분리 거동을 알아보기 위하여 Sieve에 순수공용염 (Pure salt) 100 g, DU 50 g을 각각 충전 시킨 후 실험하였다. 사용된 Sieve는 mesh number 100 (150 μ m)로 스테인레스로 제작 되었으며, 온도의 변수는 각각 550 °C, 600 °C, 650 °C, 내부의 진공도는 35 Torr

로 고정시켜 실험하였다. Fig. 2는 실험종료 후 회수된 염의 형태를 보여주고 있으며, 회수된 염의 양을 수치적으로 정리한 결과를 Table 1에 나타내었다.

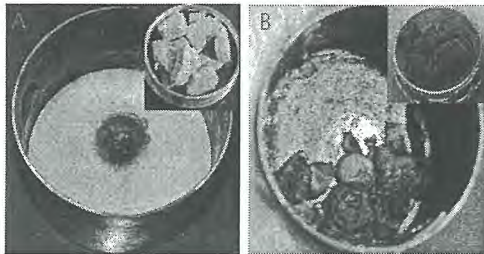


Fig. 2. Recovered salt form. A: Pure salt, B: Uranium deposits. (600 °C)

Table 1. The amount of salt recovery at various temperature (unit : wt%)

550°C		600°C		650°C	
A	B	A	B	A	B
96.8	7.9	97.9	35.1	98.5	32.7

A: Pure salt, B: Uranium deposits

그림과 표에서 보듯이 순수 염을 이용한 염의 분리 양상은 온도가 상승할수록 그 분리양도 증가하는 결과를 보였고, 우라늄 전착물의 경우 염의 분리양은 증가하다가 감소하는 경향을 나타내었다. 이러한 원인은 우라늄 전착물 내에 우라늄 입자가 보유하고 있는 공극의 크기 차이로, 높은 염의 제거속도에 비례하여 공극의 붕괴속도도 빨라져 650 °C가 더 적은 분리 양을 보인 것으로 사료된다. 위의 실험조건과 동일한 조건에서 온도를 600 °C로 고정하고 진공도를 25 Torr, 30 Torr, 35 Torr로 각각 변화하면서 실험하였고 그 결과를 Table 2에 수록하였다. 실험결과 25 Torr와 30 Torr에서 각각 약 0wt%와 0.43 wt%의 염 회수율을 보임으로서 우라늄 전착물을 이용한 염의 효과적인 고액 분리는 반응조 내부의 압력변화의 영향은 미비한 것으로 나타났다.

Table 2. The amount of salt recovered at various vacuum conditions (600 °C) (unit : wt%)

	25 Torr	30 Torr	35 Torr
DU	0.00	0.43	35.1

또한 우라늄 전착물 내 염의 함유량에 따른 고액 분리 정도는 U : 공용염 (LiCl-KCl)의 무게비가 약 1.16 : 1 일 때의 염 회수율은 약 97.1 wt%를 보였고, 7.23 : 1 일 때 약 0.0 wt%로 공용염이 많이 함유된 우라늄 전착물에서 효과적인 고액분리가 일어남을 알 수 있었다.

4. 결론

염 증류 장치를 이용한 우라늄 전착물 내의 우라늄과 공용염의 고액분리에 대한 결론은 아래와 같다.

- 순수 염을 이용한 고액분리 경향은 온도가 높을수록 높은 회수율을 보였으며, 반응조 내의 압력변화에 대한 염의 회수율 변화에는 그 영향이 미비한 것으로 나타났다.
- Uranium deposit의 uranium과 염의 고액분리 경향은, 온도가 높을수록, Uranium 함유량이 낮을수록 높은 염 회수율을 나타내었다. 그러나 반응조 내부의 압력변화는 미비한 영향을 미치는 것으로 나타났다.
- 또한 효과적인 고액분리를 위한 조건으로 Uranium의 입자와 입자 사이의 공극도 중요한 요인임을 알 수 있었다.

5. 참고문헌

- [1] Jeong-Guk Kim, Kwang-Rag Kim, In-Tae Kim, Do-Hee Ahn and Han-Soo Lee., "Thermal Release of LiCl Waste Salt from Pyroprocessing", J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 7(2), pp. 73-78, 2009.
- [2] 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.
- [3] 권상운, 박기민, 김정국, 박성빈, 김광락, 백승우, 이한수., "우라늄 전착물로부터의 염 제거장치 및 이를 이용한 염 제거 방법", 대한민국 특허, 출원번호 10-2010-0053953, 2010.

전해정련공정의 우라늄전착물 함유염 분리장치 개발

권상운, 박기민, 우문식, 강희석, 황성찬, 이성호, 김용호, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

swkwon@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 개발하고 있는 파이로프로세스는 용융염 매질에서 전기화학적으로 분리하는 공정이 중심이 되며, 전해환원, 전해정련 및 전해제련 등의 단위공정들로 구성된다. 파이로프로세스의 원리는 우라늄, 희토류 원소, TRU 원소 및 귀금속 등으로 구성된 잉곳형태의 양극으로부터 용융염으로 녹아나오는 원소들 중에서 우라늄을 고체음극에 전착시켜 제거하고(전해정련), 나머지 원소들 중에서 악티나이드 원소들을 액체음극에 전착시켜 회수하는(전해제련) 것이다 [1,2].

전해정련 공정에서는 고체음극을 이용하여 순수한 우라늄을 분리하며, 이때 전착되는 우라늄의 순도를 고려하여 용융염중의 Pu/U의 비가 2.5~3 정도에 이를 때 까지만 회수하고, 회수된 우라늄 전착물은 텐드라이트 형상의 작은 크기이며, 많은 양의 공융염이 함유되어 있다. 따라서 우라늄전착물에 남아 있는 공융염을 제거하고 우라늄 잉곳으로 제조하여 핵연료의 성분 조정 등의 목적으로 재사용시까지 보관한다.

공융염 제거에는 진공증류의 방법이 보통 사용되나 전해정련에서 발생한 우라늄 전착물의 공융염을 모두 진공증류하기 위해서는 고온에서 장시간 조업해야하는 어려움이 있다.

본 연구에서는 공융염을 액체상태에서 분리하는 공정(고-액 분리)을 통한 일부 분리 단계를 진공증류 공정에 결합하여 진공증류 공정을 보완하는 방법을 제안하고, 이를 구현하기 위한 여러 장치와 운전방법을 연구하였다.

2. 본론

미국 INL 연구소에서는 전해정련과정에서 발생한 우라늄 전착물로부터 공융염을 제거하기 위해 캐소드 프로세서(Cathode Processor)라 불리는 진공증류탑을 공학규모 장치로 개발하여 사용하고 있다[3]. 이 장치는 탑 상부에 우라늄 전착물을 넣

고 외부에 설치된 히터를 이용하여 가열하며, 공냉식으로 냉각되는 하부 응축부위에 공융염 회수도가니를 두어 증발된 공융염을 응축 회수하게 된다. 이 장치는 회분식으로 운전되며, 함유된 공융염 전량을 진공증류하게 되어 많은 열량이 소모되고, 단위 시간당 처리 속도를 올리기 위해서는 증발 단면적이 커져야 하거나 공융염의 증기압이 높은 고온에서 조업되어야 한다. 또 이 방법은 고온에서 운전하게 되어 고온 구조재가 필요하여 제작비도 비싸진다.

본 연구에서는 이러한 문제점들을 극복하기 위하여 증류탑 내에서 진동식 혹은 불활성 기체를 이용한 거름망을 이용하여 미리 액체 상태로 우라늄전착물중의 공융염을 분리하고, 미분리된 공융염은 진공증류에 의해 추가로 분리하는 방법을 제안하였다. 이 방법은 낮은 온도에서 고체-액체 분리에 의해 상당량의 공융염을 제거함으로써 열 제거를 위한 조업시간이 단축될 수 있으며, 진공증류 전 상당량의 염을 고-액 분리하기 때문에 진공증류공정에서 단위 시간당 염의 증발속도에 대한 부담이 줄어든다. 따라서 진공증류 공정의 조업온도를 낮출 수 있어서 초고온재료를 사용하지 않아도 되는 장점을 가지고 있다.

본 연구에서 제안한 열제거 장치는 공융염이 함유된 우라늄 전착물을 진공증류 하기 전에 미리 고-액 분리하는 과정을 진공증류탑과 별도로 고-액 분리 컬럼을 도입하여 수행함으로써 고-액 분리와 진공증류를 고-액 분리 컬럼과 진공증류탑을 동시에 가동하여, 두 배치에서 나온 우라늄 전착물의 진공증류와 염의 고-액 분리를 동시에 수행할 수 있어서 진공증류장치의 가동 활용도를 높여주고, 진공증류탑 내부의 구조를 단순하게 해준다.

공정장치는 우라늄전착물로부터 공융염을 제거하기 위한 고-액 분리 컬럼과 진공증류를 통하여 추가적인 분리를 하기 위한 진공증류탑으로 구성되며, 불활성기체 펄스를 이용하여 거름망을 통한 분리가 쉽도록 설계하였다.

그림 1(a)는 고-액 분리 컬럼을 나타낸 것으로

압력을 유지하기 위한 상부플랜지, 고-액 분리컬럼 내에 위치하고 탈착이 가능한 거름망, 거름망 하부에 위치한 분리 염 수집용기, 가열 히터, 컬럼 상단 측면부에 위치하는 불활성기체 공급/배출 장치로 구성된다.

그림 1(b)는 진공증류탑을 나타낸 것으로 히터를 포함하는 상부플랜지, 내부에 진공증류용 도가니, 측면에는 히터가 설치되고, 하단에는 응축조 및 공용염 수집용기가 있으며, 하단 측면에는 진공배출부와 진공펌프가 있다.

3. 결론

전해정련공정에서 발생한 우라늄전착물에 함유된 공용염 분리공정인 진공증류공정을 보완하기 위하여 공용염을 액체상태에서 분리하는 공정(고-액 분리)을 통한 분리 단계를 진공증류 공정에 결합하여, 진공증류 공정을 보완하는 방법을 제안하고 이를 구현하기 위한 여러 장치와 운전방법을 제시하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, Progress in Nuclear Energy, 31, 131 (1997).
- [2] S. W. Kwon, D. H. Ahn, E. H. Kim, and H. G. Ahn, J. Ind. Eng. Chem., 15, 86 (2009).
- [3] B. R. Westphal, Distillation Modelling for a Uranium Refining Process, Report ANL/TD/CP-87031, INL, ID, USA (1996).

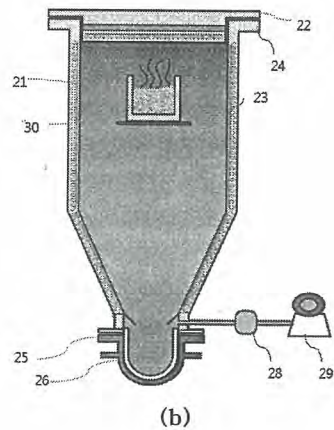
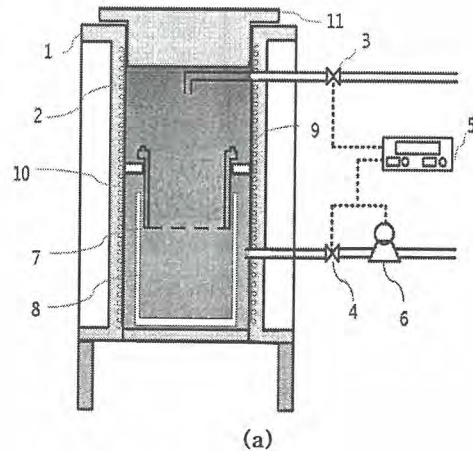


Fig. 1. Schematic diagram of the salt separation system [1 : 본체, 2 : 히터, 3 : 불활성 기체 공급밸브, 4 : 불활성 기체 배출밸브, 5 : 밸브 및 진공펌프 제어 장치, 6 : 진공펌프, 7 : 거름망, 8 : 공용염 수집용기, 9 : 공용염, 10 : 우라늄 전착물, 21 : 진공도가니, 22 : 우라늄전착물, 23 : 열선, 24 : 증류탑, 25 : 응축조, 26 : 공용염 회수용기, 28 : 필터, 29 : 진공펌프]

대기 중에서 온도에 의한 초합금의 부식거동

조수행, 김남훈, 홍순석, 강대승, 정명수, 허진목, 이한수

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

nshcho1@kaeri.re.kr

1. 서론

산화물 사용후핵연료의 전해환원공정은 고온 용융염 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 계에서 우라늄산화물을 전해환원하는 공정으로 음극에서 우라늄메탈로 환원되며, 양극에서 산소가 발생된다. 음극 바스켓에서 생성된 우라늄메탈은 용융염을 포함하고 있으며, 이는 최대한 제거되어야 함으로 음극 바스켓의 구조재료는 고온 용융염계에서 안정되어야 한다. 본 연구에서는 전해환원공정장치에서 음극바스켓의 구조재료의 부식에 영향을 미치는 주요인자인 온도변화를 고찰하여 전해환원공정의 운전조건 및 용융염부식억제형 재료개발에 필요한 기초자료를 도출하고자 한다.

2. 본론

본 연구에서 사용한 Ni-Base 합금인 Inconel 600(73.7Ni-16.3Cr-8.15Fe-0.2Si-0.3Mn), Haynes 263(51.4Ni-20.0Cr-19.2Co-2.49Ti-5.8Mo), Inconel 625(65.3Ni-21.2Cr-0.7Fe-3.4Nb-8.6Mo)를 시편크기, 70mm(L)×15mm(W)×2mm (T)로 가공하여 사용하였다. 부식실험은 환경온도; 650℃~850℃, 부식시간; 72시간, Li_2O 농도; 1wt% 분위기하에서, 혼합용융염 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 를 MgO 도가니에 넣고 아르곤 분위기에서 가열하였으며, 반응온도에 도달하면 시편을 용융염에 침지시킨 후 주어진 부식반응시간에 도달하면 시편을 용융염으로부터 분리시킨 후 아르곤 분위기에서 로냉하였다. 실험종료 후 부식된 시편을 증류수에서 세척하여 용융염을 제거하였으며, 부식생성물의 분석, 미세조직 관찰을 위해 XRD, SEM과 EDS를 사용하여 분석하였다. Fig. 1은 $\text{LiCl-1wt.\%Li}_2\text{O}$, 650℃~850℃, 72시간동안 부식실험 한 Inconel 600 시편의 단면조직을 나타낸 것이며, Fig. 1에서 보는 바와 같이 온도의 전 범위에서 부식층은 연속적이고 조밀한 부식층을 형성하였으나, 750℃ 이상에서는 부식층 직하에 입계부식 현상이 명확하게

나타났으며 입계부식층 두께의 증가를 나타내었다[1]. 부식층의 생성물형성은 Fig. 2에서 보는 바와 같이 온도의 증가에 따라 NiFe_2O_4 , 스피넬산화물에서 LiCrO_2 산화물로 나타났다[2].

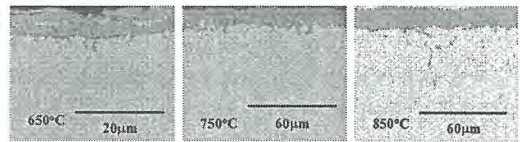


Fig. 1. Cross-sectional SEM image of Inconel 600 specimen corroded for 72 h

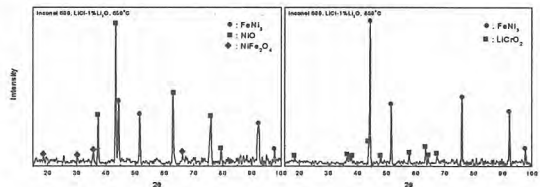


Fig. 2. XRD patterns of the surface of Inconel 600 specimen corroded for 72 h

Fig. 3은 $\text{LiCl-1wt.\%Li}_2\text{O}$, 650℃~850℃, 72시간동안 부식실험 한 Inconel 625 시편의 단면조직을 나타낸 것이며, Fig. 3에서 보는 바와 같이 부식층은 조대한 금속간화합물과 간헐적인 스피넬산화물로 형성된 부식층을 나타내었다. 부식층의 생성물형성은 Fig. 4에서 보는 바와 같이 Inconel 600과 같이 온도의 증가에 따라 NiFe_2O_4 , 스피넬산화물에서 LiCrO_2 산화물로 나타났다.

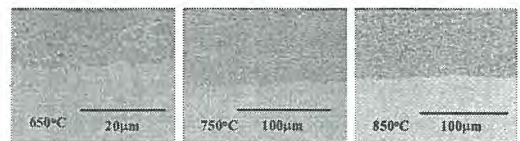


Fig. 3. Cross-sectional SEM image of Inconel 625 specimen corroded for 72 h

Fig. 5는 $\text{LiCl-1wt.\%Li}_2\text{O}$, 650℃~850℃, 72시

간동안 부식실험 한 Haynes 263 시편의 단면조직을 나타낸 것이다.

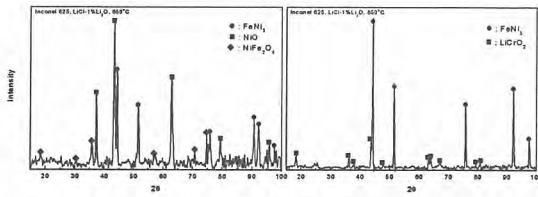


Fig. 4. XRD patterns of the surface of Inconel 625 specimen corroded for 72 h.

Fig. 5에서 보는 바와 같이 650°C에서의 부식층은 조대한 금속간화합물과 간헐적인 스피넬산화물로 형성된 부식층을 나타내었다. 그러나 온도의 증가에 따라 Cr-산화물 부식층이 나타났으며, 850°C에서는 부식층 직하에 입계부식 현상이 나타났다. 부식층의 생성물형성은 Fig. 6에서 보는 바와 같이 온도의 증가에 따라 (Ni,Co)Fe₂O₄, 스피넬산화물에서 LiCrO₂ 산화물로 나타났다.

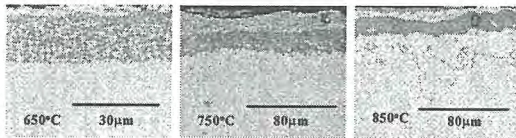


Fig. 5. Cross-sectional SEM image of Haynes 263 specimen corroded for 72 h.

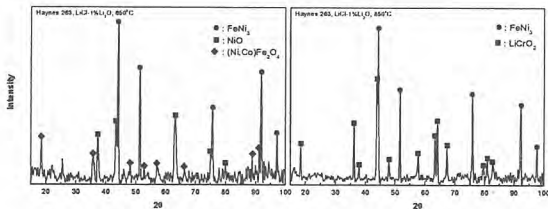


Fig. 6. XRD patterns of the surface of Haynes 263 specimen corroded for 72 h.

3. 결론

연구의 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

Inconel 600은 온도의 전 범위에서 부식층은 연속적이고 조밀한 부식층을 형성하였으나, 750°C 이상에서는 부식층 직하에 입계부식이 나타났으며, 또한 입계부식층 두께의 증가를 나타내었다. 부식층의 생성물형성은 온도의 증가에 따라 NiFe₂O₄, 스피넬산화물에서 LiCrO₂ 산화물로 나타

났다. Inconel 625의 부식층은 조대한 금속간화합물과 간헐적인 스피넬산화물로 형성된 부식층을 나타내었으며, 부식층의 생성물형성은 Inconel 600과 같이 NiFe₂O₄, 스피넬산화물에서 LiCrO₂ 산화물로 나타났다. Haynes 263은 650°C에서의 부식층은 조대한 금속간화합물과 간헐적인 스피넬산화물로 형성된 부식층을 나타내었으나, 온도의 증가에 따라 Cr-산화물 부식층이 나타났으며, 850°C에서는 부식층 직하에 입계부식 현상이 나타났다. 부식층의 생성물형성은 온도의 증가에 따라 (Ni,Co)Fe₂O₄, 스피넬산화물에서 LiCrO₂ 산화물로 나타났다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었으며, 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] S. Ling, T. A. Rahmel and R. Petkovic-Luton, Oxid. Met., 40, 180(1993).
- [2] H. Izuta and Y. Komura, J. Jpn. Inst. Met., 58, 1196(1994).

LiCl 용융염 증발 회수 장치 개발

김익수, 홍순석, 신호섭, 권선길, 허진복
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
 niskim@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료로부터 우라늄 등의 유효한 성분을 회수해서 차세대 원자로인 고속로의 연료로 재활용하고 고준위 방사성폐기물의 양과 독성, 발열량을 대폭 줄임으로써 원자력 발전의 안전성과 경제성을 향상시킬 수 있는 기술인 파이로 공정 (pyroprocessing)을 연구개발 중이다[1]. 파이로 공정은 전기화학적 방법을 이용하여 산화물 사용후핵연료를 금속으로 전환시키는 전해환원 공정으로부터 시작된다[2]. 전해환원 공정에서 제조된 금속 사용후핵연료는 다음 단계인 전해정련 공정의 원료로 사용되어 고순도의 우라늄만을 선택적으로 회수하게 된다. 전기화학적 공정인 이 두 공정은 전해질 매질로서 용융염을 사용하는데, 전해환원 공정은 LiCl-KCl 용융염을 사용하고 있다. 따라서 두 공정간의 연계성을 강화하기 위해서는 전해환원 공정에서 제조된 금속전환체에 잔존하는 LiCl 용융염을 제거하여 전해정련 공정의 전해질 용융염 조성을 벗어나지 않게 하는 것이 중요하다. 이같은 관점에서 금속전환체에 잔존하는 LiCl 용융염을 제거하기 위하여 LiCl 용융염 증발 회수장치를 개발하고자 한다. 이를 위하여 다양한 형태의 실험 장치들을 고안 제작하여 장치의 형태에 따른 LiCl 증류 거동을 살펴보고, 온도 및 압력 등의 조업 변수들이 LiCl 증류 속도에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

용융염 증발회수 실험을 위하여 그림 1과 같은 실험장치를 제작하였다. 장치는 그림에 나타나 있는 바와 같이 LiCl 용기와 가열로, 증발용융염 분말 포집기(Receiver), 배기구 미세분말 trap 등으로 이루어져 있으며, 용융염과 접촉되는 주

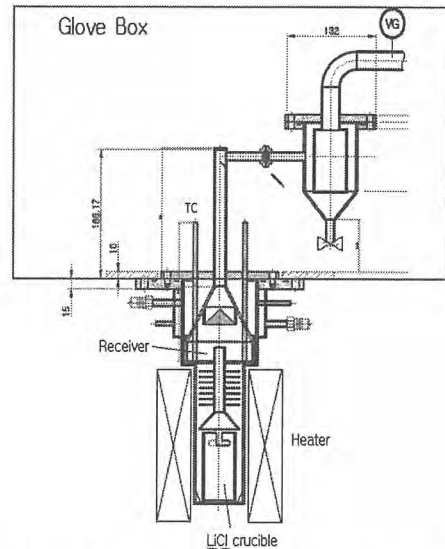


Fig. 1. Schematic of the experimental set-up.

구성품은 내식성이 강한 인코넬 재질로 제작하였고, Ar 분위기의 글로브박스 내에 설치되어 조작되므로 조립 및 해체 시의 편의성을 도모하기 위하여 가능한 간단하게 제작되었다. LiCl의 용기의 크기는 직경 5 cm, 높이 10cm이며, 이를 직경 8 cm, 높이 20 cm의 외통에 넣고 글로브박스 하단부에 조립하고 외부에 원통형의 가열로를 설치하였다. LiCl 용융염은 증발되어 증발기체 유로를 따라 냉각부로 상승하며 응축 고화되어 미세분말로 변하게 되는데 이를 포집하기 위한 receiver가 있으며, 비말동반되어 배출되는 미세분말을 포집하기 위하여 미세분말 trap을 설치하였다. 조업 온도를 측정하기 위한 열전대를 LiCl 용기와 receiver의 바닥면 두 곳에 설치했고, 진공압력계를 배기라인에 설치하여 계 내의 감압 압력을 측정할 수 있도록 하였다. 한편 LiCl 증기를 증발이 일어난 용기로부터 receiver로 운반시키기 위한 carrier gas의 공급관을 LiCl 용기 옆에 설치하고 이를 통해 Ar 가스를 공급할 수 있도록 하였다.

LiCl의 증발실험은 다음과 같은 방법으로 수행

하였다. 20~50 g의 LiCl을 용기에 넣고 장치를 조립한 후 가열을 한다. 정해진 온도에 도달하면 진공펌프를 가동하고 Ar 가스를 일정한 유량으로 공급하며 계 내를 진공상태로 유지하면서 주어진 시간동안 LiCl의 증발이 일어나도록 한다. 실험이 끝나면 장치를 해체하고 receiver와 trap에서 LiCl의 미세분말을 회수하여 무게를 측정하였다.

2.2 결과

온도 700~900℃, 압력 0.1 torr에서 LiCl의 증발실험을 수행한 결과, Ar 가스를 공급하지 않은 경우에는 receiver에 수집되는 LiCl이 전혀 없었다. 가열온도를 높히며 수행한 수차례의 실험에서도 receiver에 수집되는 LiCl은 없었고, 850℃ 이상의 고온에서만 receiver 하부의 가열부 내부에 LiCl의 melted crystal이 생성된 것이 관찰되었다. 이와 같은 이유는 증발된 LiCl을 회수하는 receiver의 온도가 가열부의 온도보다 훨씬 낮아서 LiCl의 용융점(615℃) 이하가 되기 때문에, 증발된 LiCl 증기가 유로를 따라 receiver로 상승하는 과정에서 응축되어 receiver로 상승하지 못하고 가열부로 하강하는 것으로 판단되었다. 증발된 LiCl 증기가 응축되지 않고 receiver로 상승하기 위해서는 유로를 통과할 때까지는 온도가 용융점 이상이 되어야 하므로 이와 같은 조건을 만족할 수 있도록 실험장치의 가열부와 receiver의 구조를 수정하였고, 수정된 장치를 이용한 실험에서는 온도 850℃ 이상에서 LiCl을 증발시켜 receiver와 trap에서 LiCl 분말을 회수할 수 있었다. 본 장치는 실험실 장치의 규모와 구조에 따른 제약이 있어 가열로를 1대만 사용하여 용융염 용기와 receiver의 온도를 서로 독립적으로 조절할 수 없었기 때문에 receiver에서 LiCl의 증기가 응축되지 않는 고온에서만 용융염 분말을 회수할 수 있었으나, 2개의 가열로를 사용하여 용기와 receiver 부분의 온도를 독립적으로 조절하게 되면 700~800℃의 온도 범위에서도 LiCl의 증발회수가 가능할 것으로 사료된다.

Carrier gas인 Ar 가스의 유량이 적을 경우에는 증발된 LiCl을 receiver에서 회수할 수 없는 반면, Ar 가스의 공급 유량이 클 경우에는 유량의 증가에 따라 LiCl 분말의 회수량도 증가하였다. 그렇지만 주어진 온도와 압력 조건에서 용융염의 증발속도는 한정되어 그 이상은 증발 회수할 수 없으므로 장치와 조건에 따라 Ar 가스의 적절한 공

급량을 선정할 필요가 있을 것으로 생각한다. Receiver와 trap에서 회수하는 LiCl 분말의 양의 비는 Ar 가스의 공급량에 따라서 약간의 차이를 보이고는 있으나 대략 7 : 3으로 나타났다.

3. 결론

파이로 공정의 전해환원 공정에서 생산되는 금속전환체에 잔존하는 LiCl 용융염의 제거를 위하여 LiCl을 증류하여 분말형태로 회수할 수 있는 적합한 장치의 구조 및 조업 조건 등을 실험을 통해 구하였다.

진공압력 0.3 torr, 온도 900℃, Ar 가스 공급유량 500 cc/min의 조건에서 LiCl의 증류속도는 0.2~0.5 g/cm² hr였으며, 이는 아래의 Hertz-Langmuir 식과 비교하면 증발계수 alpha의 값이 0.04~0.1에 해당한다.

$$M = \frac{\alpha P_i}{\sqrt{2\pi mRT}} \quad (1)$$

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] H. Lee et al., "Overview of KAERI research activities on pyroprocessing", IPRC, 2008
- [2] B. H. Park et al., "Development of an electrochemical reduction process in ACPF", IPRC, 2008.

사용후핵연료 전해환원 공정기술 개발 현황

허진목, 김익수, 홍순석, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

imhur@kaeri.re.kr

1. 서론

'미래 원자력시스템개발 장기추진계획'에 따른 '친환경 고속로 순환핵연료주기 시스템' 개발에 있어서, 주요 단위공정 중 하나인 사용후핵연료 금속전환 공정은 현재 한국원자력연구원에서 "고온 용융염 전해환원 시스템 개발" 과제로 개발되고 있다. 사용후핵연료의 금속전환 방법으로는 한국원자력연구원이 2002년부터 채택한 전해환원 공정이 표준 공정으로 자리매김하고 있다. 전해환원 공정은 음극 바스켓에 담긴 고체 산화물 원료에서 녹아나온 산소이온이 양극에서 기체로 배출되어, 산화물이 금속으로 전환되는 반응에 기반하고 있다. 전해환원 공정에 의하여 생산된 금속 사용후핵연료는 전해정련 공정의 원료로 사용된다. 또한 고온 용융염 전해환원 공정 과정에서 고방열 핵종인 세슘과 스트론튬이 용융염에 용해되어 사용후핵연료로부터 분리됨으로써 사용후핵연료의 체적, 열 부하 및 방사선 준위를 감소시킬 수 있다. 따라서, 전해환원 공정은 경수로 사용후핵연료를 파이로 건식처리를 거쳐 고속로에서 고독성의 방사성 핵종을 연소시키고 유용자원은 재활용하여 사용후핵연료의 처분량을 극소화시키고, 새로운 핵연료를 생산, 재순환하는 친환경 고속로 순환핵연료주기 시스템의 핵심 단위공정이라고 할 수 있다. 본 논문은 사용후핵연료 전해환원 공정 개발현황에 대하여 한국원자력연구원의 연구활동을 중심으로 논한다.

2. 본론

2000년대 들어서, 원자력 선진 각국에서는 사용후핵연료 전해환원 공정 개발의 중요성을 인식하고, 활발한 연구를 수행하고 있다. 선도 연구기관의 연구 현황을 살펴보면, 미국 ANL에서는 2009년 공학규모 전해환원장치(100 kgHM/batch)의 설계를 마무리하였으며, 미국 INL에서는 최근까지 PWR SF와 MOX에 대한 전해환원 실증시험

을 수행하였고, 일본 CRIEPI에서도 우라늄과 MOX를 대상으로 실험실 규모로 전해환원 시험을 수행하고 있다.

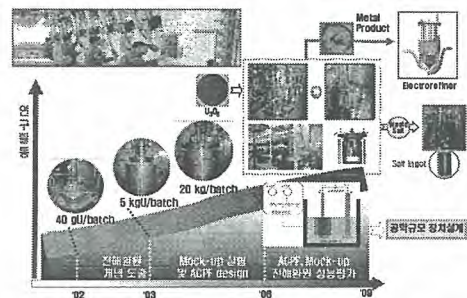


Fig. 1. Development of electrolytic reduction process at KAERI.

한국원자력 연구원에서는 천연 우라늄 산화물을 대상으로 실험실 규모(20 kgUO₂/batch) 장치를 운전하고 있으며, 2010년말까지 공학규모(50 kgUO₂/batch) 장치를 제작할 계획이다. 한국원자력연구원의 공학규모 전해환원 시스템은 전해환원장치와 음극 바스켓에서 잔류염을 회발/제거하는 음극처리장치(Cathode Processor)로 구성되어 있으며, 전해환원 장치의 반응매질은 650 °C LiCl-Li₂O 용융염 (400 kg/반응기)이다. 현재 연구의 초점은 백금 대체 양극 개발, 장치의 모듈화/단순화, 원료 산화물 형상에 따른 전해조건 최적화, 장치의 원격 취급/운전/보수성 강화, 전후공정(전처리, 전해정련, 폐염 재생·고화)과의 연계성 강화에 두고 있다.

3. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

우라늄 산화물의 전해환원 반응 기구 고찰

허진목, 김익수, 신호섭, 이한수

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

imhur@kaeri.re.kr

1. 서론

금속산화물의 금속으로의 전환공정은 과학적 흥미 차원을 떠나, 산업적으로도 중요한 의미를 가지고 있다. 예를 들어, 지각에는 알루미늄이 철보다 풍부하게 존재하고 있지만, 철이 알루미늄보다 훨씬 값싸다. 이는 알루미늄을 전해환원공정에 의하여 생산하는 비용이 철 생산비용보다 높는데 기인한다. 따라서, 알루미늄 생산비용을 낮출 수 있다면, 알루미늄의 우수한 물성을 이용할 기회가 더 많아질 것이다. 원자력계의 핵연료주기에서도 금속산화물의 금속으로의 전환공정은 중요한 산업적 의미를 지닌다. 경수로에서 발생하는 사용후핵연료는 대부분 이산화우라늄으로 구성되어 있다. 이를 파이로 건식처리의 하나인 금속전환 공정에 도입하여, 생산된 금속 사용후핵연료를 전해정련 공정의 원료로 사용하는 등의 일련의 파이로 건식처리 과정을 거치고, 고속로에서 고독성의 방사성 핵종을 연소시키면, 사용후핵연료 중의 유용자원은 재활용하여 사용후핵연료의 처분량을 극소화시키고, 새로운 핵연료를 생산, 재순환할 수 있게 된다. 사용후핵연료의 금속전환 방법으로는 전해환원 공정이 현재 표준공정으로 자리잡고 있으며, 경수로 사용후핵연료의 약 95%를 차지하고 있는 우라늄 산화물을 대상으로 전해환원에 관한 많은 연구가 진행되고 있다. 그러나, 우라늄의 전해환원 반응기구에 대해서는 아직 논란이 남아있는 실정이다.

2. 본론

리튬 전착 반응을 기준으로 보면, 이산화우라늄이 우라늄 금속으로 환원되는 반응은 +0.07 V이다(Fig. 1). 이에 '직접환원'이라는 이름하에, 리튬 금속이 전착되지 않는 조건에서 이산화우라늄을 우라늄 금속으로 전환시키고자 하는 노력들이 진행되었다. 그러나, 리튬이 전착되는 반응과 이산화 우라늄 환원반응간의 전위차가 불과 ~70 mV

에 불과하기 때문에, 의미있는 반응속도, 즉, 높은 전류밀도를 전해환원 장치의 음극에서 구현하기 위해서는, 필연적으로 '직접환원'의 경우에도 리튬 전착이 일어날 개연성이 크다.

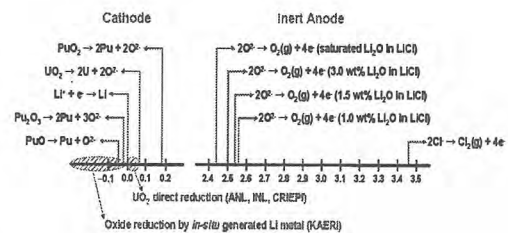


Fig. 1. Potential versus Li/Li⁺ for the electrolytic reduction at LiCl-Li₂O molten salt.

'직접환원'의 증거로, CV 실험에서 리튬의 전착 전위 전에 발견되는 환원피크의 존재가 거론된다. 하지만 분쇄된 UO₂ 펠렛을 대상으로 CV 실험을 수행한 결과, 리튬전착과 우라늄 산화물의 환원간의 열역학적 전위차로는 설명될 수 없는 큰 전위차의 환원피크가 관찰되었고, 이는 리튬 이온의 underpotential deposition으로 설명할 수 있다.

3. 결론

우라늄 산화물의 전해환원 반응은 우라늄 산화물의 산소이온이 직접 용융염에 녹아나오는 '직접환원' 반응경로보다는, 음극에 전착된 리튬 금속에 의하여 우라늄 산화물이 환원되는 '간접환원' 경로로 진행되는 것으로 나타났다.

4. 감사의글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력기술개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

LiCl-KCl 및 LiCl-KCl- UCl_3 혼합염의 이송특성 비교

강희석, 우문식, 최세영, 김정국, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hskang1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료로부터 핵연료 원료인 U 및 TRU 금속의 회수를 위한 건식의 고온용융염 전해정련 조에서 사용되는 전해액은 고온에서 액상으로 유지되는 LiCl-KCl 용융염이며, 이 용융염에는 U 및 TRU 금속과 여러 불순물이 포함된 양극에서 전기화학적으로 순수한 우라늄만 선택적으로 음극에 전착 분리시키기 위하여 초기 salt 용액에 충분한 양의 우라늄 이온이 존재해 있어야 한다. 초기 salt 용액 내 우라늄 이온의 공급을 위해 한국원자력연구원에서는 고가의 $CdCl_2$ 를 대신하여 상대적으로 저렴한 Cd의 염소화반응을 거쳐 제조된 $CdCl_2$ 를 산화제로 사용하여 LiCl-KCl- UCl_3 용융염의 제조실험을 수행하였다. 이 공정에서 제조된 LiCl-KCl- UCl_3 용융염을 전해정련 공정에 공급하는 과정에서 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조반응기에서 반응기 하부의 Cd 층을 제외하고 수작업으로 직접 용융염을 분리시켜야 하는 번거로움을 해소하기 위하여 LiCl-KCl- UCl_3 용융염의 제조반응 직후 용융온도에서 펠렛 제조 장치까지 액체상태로 이송한 다음 펠렛 제조 장치에서 미리 크기와 모양이 정해진 몰드를 이용하여 펠렛 형태로 고화시키고자 하였다. 본 연구에서는 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조반응 직후 용융온도에서의 용융염의 이송 및 펠렛 제조실험을 수행하였다.

2. 내용 및 결과

2.1 용융염 이송 및 펠렛제조장치

LiCl-KCl- UCl_3 용융염 이송 및 펠렛 제조실험을 위해 실험장치를 설계·제작하였다. 장치의 구조는 그림 1에 보인바와 같이 크게 용융염 수직 유도관, 용융염 수평 이송관, 펠렛제조장치 연결 수직 이송관, 그리고 펠렛 제조장치의 부분으로 구성되어 있다. LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조 시에 사용되는 염소가스의 강한 부식성과 용융염의 수분에 대한 강한 반응성 때문에 용융염의 이송 및

펠렛 제조장치의 내부 조작용 불활성 가스(알곤) 분위기에서 이루어져야 한다. 또한 염소의 강한 부식성과 400℃ 이상의 고온에서 수행되는 점을 고려하여 장치의 내부는 모두 내부식성을 갖는 스테인레스 스틸(STS-316L) 재질을 사용하였다. 이송관의 외부는 400℃ 이상의 고온을 유지하기 위해 반응기 및 펠렛제조장치 내부로 삽입되는 부분은 튜브히터로, 외부로 노출되는 부분은 처음부터 끝부분까지 히터로 감아서 제작하였다. 용융염 펠렛 제조장치 내부는 그림 2에서 나타난 바와 같이 펠렛 제조용 몰드를 설치하였다. 몰드의 재질은 STS316, OD 90mm, T 3mm, H 250mm의 크기로 제작하였으며, 그림 3에서 보인 바와 같이 몰드 내부는 펠렛의 제조 크기를 조절하기 위한 격벽을 설치하였다. 격벽의 재질도 STS316을 사용하였고, T 3mm의 두께로 제작하였다. 격벽의 맨 위쪽 중앙 부분은 격벽의 전체 높이보다 약간 낮게 제작하여 이송된 용융염이 이송관에서 공급될 때 분사의 불균형으로 몰드의 격벽에 의해 나뉘어진 네 부분의 공간 중 어느 한쪽 공간이 먼저 채워지는 경우 인접한 공간으로 넘쳐 흘러들어가서 덜 채워진 부분을 순차적으로 채워질 수 있도록 유도하였다. 용융염 이송관의 내·외부 온도를 감시 및 조절하기 위해 elbow connector 내부 및 이송관 외벽에 그림 3과 같이 열전대를 설치하였다.

2.2 LiCl-KCl 및 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 이송 특성 비교

제작된 용융염 이송 및 펠렛 제조장치를 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조장치에 연결하고 용융염의 이송 및 펠렛 제조실험을 수행하였다. 이 실험은 고온에서 용융 및 용기 내 압력 조절에 의해 액체상태의 용융염을 고온에서 이송해야 하므로 실험장치 제작 직후의 초기 실험은 작업자의 안전을 위해 우라늄(UCl_3)을 제외한 LiCl-KCl 용융염을 사용하여 이송 및 펠렛 제조실험을 수행하였다. LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조반응기 내의

실험조건은 UCl_3 를 제외한 나머지 조건은 동일하게 조성하였다. Cd 787.4g 과 LiCl-KCl 537.3g 을 UCl_3 용융염 제조 반응기에 넣고, LiCl-KCl 용융염의 용융점은 $372^\circ C$ 이지만 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조 반응기의 온도는 용융염 제조 온도인 $600^\circ C$ 로 유지하였다. 펠렛 제조장치 내부는 $90^\circ C$ 로 유지하면서 [1] UCl_3 제조반응기에 알곤 가스를 3~5bar로 가압하여 용융염의 이송실험을 수행하였다. LiCl-KCl 용융염의 이송이 확인된 후 펠렛 제조장치 내부의 온도를 상온으로 냉각시킨 다음 펠렛 제조장치의 플랜지를 해체하고 그림 4(a)와 같은 용융염 펠렛의 제조결과를 확인할 수 있었다. LiCl-KCl 용융염의 이송 결과를 바탕으로 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 이송실험도 수행하였다. 이미 LiCl-KCl 용융염 이송 실험 시 LiCl-KCl- UCl_3 용융염 제조 온도와 동일한 조건에서 수행하였으므로 용융염 제조 온도인 $600^\circ C$ 로 유지하여 이송실험을 수행한 결과 그림 4(b)와 같은 결과를 확인하였다. 따라서 위 실험결과에 기초하여 펠렛제조장치에서 격벽의 형태만 변경시킨다면 원하는 모양의 원하는 크기로 이송 후 펠렛 제조가 가능함을 확인하였다.

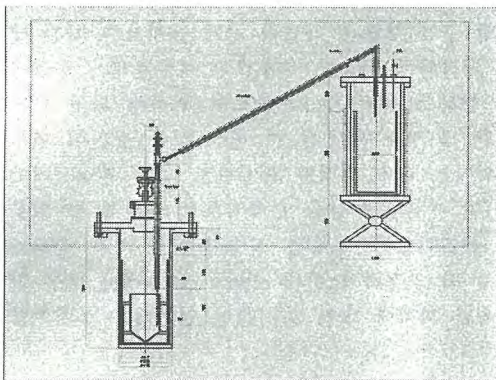


Fig. 1. Schematic diagram of LiCl-KCl- UCl_3 eutectic salt transfer and pelletizer

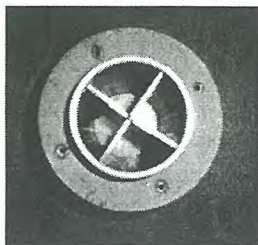


Fig. 2. LiCl-KCl- UCl_3 eutectic salt pelletizer and mold with a partition

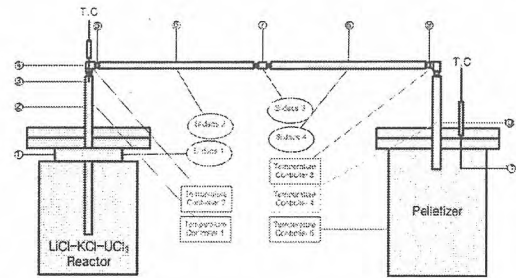
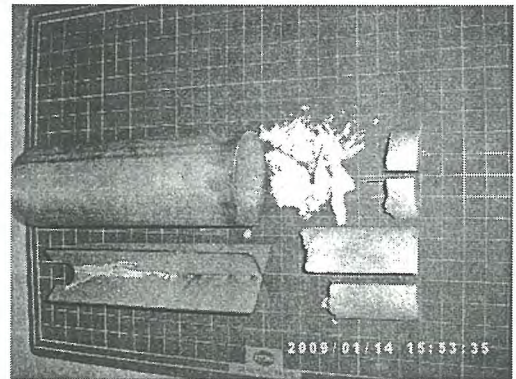


Fig. 3. Temperature control system of LiCl-KCl molten salt transfer and pelletizer



(a)



(b)

Fig. 4. Transferred pellets of (a)LiCl-KCl and (b)LiCl-KCl- UCl_3 eutectic molten salt

3. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

4. 참고문헌

- [1] 서중석 외 “사용후핵연료 차세대관리공정 개발”, KAERI/RR-2773/2006 (2006).

교류임피던스 방법을 이용한 우라늄 용해의 속도론적 연구

이성재, 강영호, 박성빈, 황성찬, 최세영, 이한수, 김정국

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

leesunigai@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료 내에 포함된 다량의 우라늄을 회수하기 위하여 전해정련 방법이 꾸준히 연구되어 왔다. 전해정련 공정으로 다량의 금속 우라늄을 분리하기 위해 전해정련 장치의 효율 향상과 관련된, LiCl-KCl 내에서 우라늄의 전기화학 거동에 관한 연구가 많이 발표되었다. 특히 최근 연구에서 전해정련 반응의 속도는 애노드의 우라늄 용해에 의해 결정되고, 그 중에서 우라늄 내의 이동 (internal diffusion)이 우라늄 용해의 속도 결정 단계 (rate-determining step; RDS)라고 하였다 [1]. 그러나 이 결과에 대한 정량적인 분석이나 전기화학적 분석은 미비한 실정이다.

따라서 본 연구에서는 전해정련 중 애노드에서의 우라늄 용해에 대한 속도론적 연구를 교류임피던스 방법(ac-impedance spectroscopy)을 이용하여 수행하였다. 특히 교류임피던스 방법은 전기전도도가 각진동수(frequency)의 함수로 표시되기 때문에 전극/전해질 계면 반응과 전해질 내부를 통한 확산/이동을 자세하게 관찰할 수 있는 장점이 있다 [2].

2. 실험방법

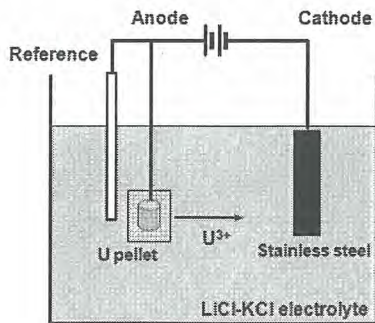


Fig. 1. Experimental apparatus

본 실험에서는 Fig. 1에 도시된 바와 같이 3전극 셀을 이용하여 실험하였다. 모든 실험 및 시약

의 취급은 공기 및 수분의 접촉을 피하기 위하여 공기 및 수분이 약 10 ppm으로 유지되는 glove box 내에서 수행하였다. 전해실험 중 전해질은 500 °C가 유지되도록 하였다 [3].

임피던스 측정은 애노드에서 우라늄 용해에 대한 결과를 얻기 위하여 우라늄 펠렛에 정전위를 가한 후, 10 mV 진폭의 교류를 10^5 Hz에서 1 Hz로 인가하면서 측정하였다.

3. 결과 및 고찰

Fig. 2는 인가전위 0.4 V(Ag/AgCl)에서 우라늄 펠렛에서 측정한 교류임피던스 곡선이다. Fig. 2에서 보이는 바와 같이, 곡선은 좌우 비대칭의 찌그러진 반원모양을 보여준다.

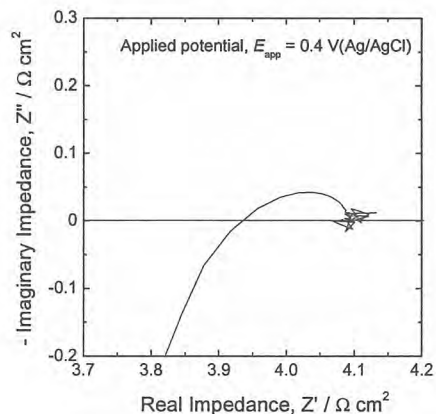


Fig. 2. Nyquist plot of the impedance spectra measured on the U pellet in LiCl-KCl electrolyte applying the constant potential of 0.4 V(Ag/AgCl)

측정된 교류임피던스 곡선을 정량적으로 분석하기 위하여 Fig. 3과 같은 등가회로를 작성하였다 [4,5]. 여기서 R_u 는 Ohmic 저항, R_{ct} 는 전해전달 저항, C_{dl} 은 전기 이중층 충전용량, Z_w 는 Warburg 저항을 나타낸다.

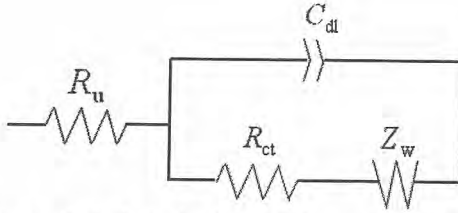


Fig. 3. Equivalent circuit used for analysis of the measured impedance spectra

본 연구에서는 애노드에 가해지는 전위를 변화하면서 표면의 전기화학 반응과 관련된 R_{ct} 및 전해질을 통한 이온의 이동과 관련된 Z_w 값의 변화를 정량적으로 결정하였다.

4. 결론

본 연구는 교류임피던스 방법을 이용하여 전해 정련 중 애노드에서의 우라늄 용해에 대한 속도론적 연구를 수행하였다. 측정된 교류임피던스 곡선의 정량적 해석으로부터 우라늄 용해는 표면에서의 전해전달 반응과 전해질을 통한 이온의 이동이 동시에 영향을 미치고 있음을 확인하였다.

5. 감사의 글

본 연구는 과학고과학기술부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

- [1] S.X. Li, Proceeding of ICOM-8, ASME, Baltimore, MD, 2000.
- [2] 이우진, 변수일, 한국부식학회지, Vol.26, No.2, pp.120-140, 1997.
- [3] 강영호, 황성찬, 안병길, 김응호, 유재형, 한국공업화학학회지, Vol.15, No.5, pp.513-517, 2004.
- [4] D. Lelievre, A. de Guibert, V. Plichon, Electrochim. Acta, Vol.24, pp.1243-1245, 1979.
- [5] B.P. Reddy, S. Vandarkuzhali, T. Subramanian, P. Venkatesh, Electrochim. Acta, Vol.49, pp.2471-2478, 2004.

고효율 전해정련반응기를 이용한 우라늄 전착 실험

박성빈, 황성찬, 이성재, 강영호, 최세영, 김정국, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sbpark@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 사용후핵연료를 처리하는 공정으로 파이로프로세스에 대한 연구가 활발하게 진행되고 있다. 전해정련공정(Electrorefining)은 파이로프로세스의 핵심공정 중 하나로 사용후핵연료의 약 94wt%정도를 차지하는 우라늄을 처리하는 중요한 공정이다 [1]. 산화물 사용후핵연료를 처리하는 전해환원공정으로부터 나온 금속전환체로부터 LiCl-KCl- UCl_3 용융염을 매질로 하여 우라늄만을 선택적으로 회수하는 공정이다. 전해정련반응기를 이용하여 우라늄을 회수하는 처리량(throughput)은 정련반응시스템에 인가되는 총 전류량에 의해 결정된다. 그러나 양극 원료 물질에 포함된 전이원소 및 양극 구조재의 용해와 부식을 방지하고 순수한 우라늄을 선택적으로 회수하기 위해서는 양극 전위를 cut-off 전위 이하로 관리해야만 한다. 또한 음극에 회수되는 우라늄 전착물의 형상이 수지상결정으로 석출되도록 하기 위해서는 약 150mA/cm^2 이하의 전류밀도를 유지해야 한다 [2]. 그리고 전류밀도에 영향을 미치는 LiCl-KCl 용융염 내의 UCl_3 농도를 일정 농도 이상 유지시켜야 한다. 따라서 우라늄 회수의 throughput을 높이기 위해서는 인가전류를 증가시킬 뿐 아니라 전극면적을 증대시켜야 하며 용융염 내 UCl_3 농도를 증가시켜야 한다. KAERI에서는 20kgU/batch 처리용량의 고효율 전해정련반응기를 개발하였다. 이번 연구에서는 고효율 전해정련반응기를 이용하여 용융염 내 UCl_3 농도 변화에 따른 최대인가전류 변화를 관찰하고 U 전착실험을 수행하여 전류밀도 변화에 따른 우라늄 전착특성을 알아보고자 하였다.

2. 실험방법

본 실험에 사용된 20kgU/batch 규모의 고효율 전해정련 실험 장치는 Fig. 1과 같다. 전해정련장치는 금속 우라늄이 적재되는 양극과 우라늄이

전착되는 음극으로 구성되어 있으며 반응 매질로는 LiCl-KCl 용융염을 사용한다. 초기 정련운전을 위해 LiCl-KCl 용융염에 일정 농도의 UCl_3 를 유지하도록 하며 조업온도는 500°C 이다. 음극 재질로 흑연전극을 적용하여 음극에 전착된 우라늄이 자발적으로 탈리되어 반응기 아래로 떨어지게 함으로써 throughput을 향상시켰다. 양극은 카트리지 타입으로 설계하여 전극면적을 증대시키면서 교체가 용이하도록 하였다.

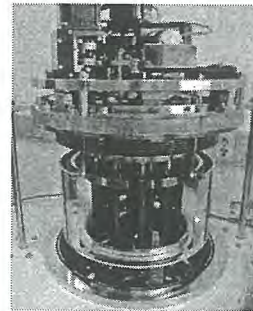


Fig. 1. High-throughput electrorefiner

3. 결과 및 고찰

3.1 전류전압곡선을 통한 최대인가전류

우라늄 전착물 회수 처리량은 전해시스템에 인가되는 총 전류량에 의해 결정되므로 수지상결정의 우라늄을 전착시킬 수 있는 최대인가전류를 확보하는 것이 중요하다. 최대인가전류는 cut-off 양극 전위에 의해 결정되며 양극에 적재되는 금속의 양과 용융염 내의 UCl_3 의 농도에 영향을 받는다. 최대인가전류는 전해시스템의 전류-전위 곡선으로부터 구할 수 있다. Fig.2는 U 전착에 대한 전류-전위 곡선으로 양극에 적재되는 우라늄 금속의 양과 용융염의 UCl_3 농도의 영향을 나타낸 그림이다. Fig.2에서 보는 바와 같이 양극에 적재되는 우라늄 금속의 양이 17kg이며 용융염 내의 UCl_3 농도가 4.3%일 때 양극 cut-off 전위인 -0.5V (vs. Ag/AgCl)를 기준으로 약 125A임을 확인할 수 있었다. 그리고 양극에 적재되는 우라

늄의 양이 21kg이며 UCl_3 의 농도가 2.7%일 때 최대인가전류는 약 110A임을 확인하였다. 두 조건의 결과를 고찰하면, 양극에 적재되는 우라늄의 양이 조금의 차이는 있지만 거의 비슷하다고 할 때 용융염 내 UCl_3 농도가 증가할수록 최대인가전류가 증가함을 확인할 수 있었다.

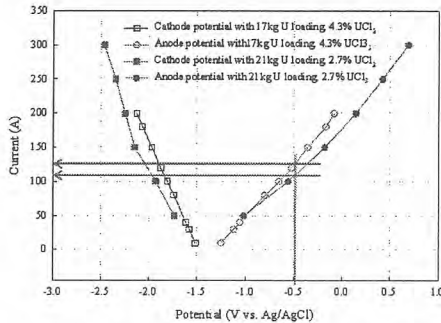


Fig. 2. Current-potential curve for U deposition

따라서 양극에 적재되는 금속의 양이 증가하고 UCl_3 농도가 증가하게 되면 최대인가전류는 증가할 것으로 예상되며 이를 통해 전해정련장치의 처리량 20kgU/batch를 달성할 수 있는 조업조건을 찾을 수 있을 것으로 예상된다. 앞으로의 연구를 통해 최적조건을 확립할 필요가 있다.

3.2 정전류법을 통한 우라늄 전착실험

양극에 적재된 우라늄이 21kg이며 UCl_3 농도가 2.7%인 조건에서 정전류법을 이용하여 음극에 우라늄을 전착 회수하는 전해정련실험을 수행하였다. U 전착실험의 인가전류는 Fig.2의 전류-전위 곡선으로부터 100A로 정하였다. Fig.3은 100A의 인가전위로 4시간 전해정련실험을 수행한 대시간 전위도를 나타낸 그림이다. 이 때 양극 및 음극전위는 각각 약 -0.35, -1.5V이며 셀전위는 1.15V이다. 전류밀도는 음극을 기준으로 하여 약 $70\text{mA}/\text{cm}^2$ 이다. 우라늄 전착실험 결과 음극에서 회수된 우라늄 전착물은 Fig.4 (a)와 같다. 그리고 인가전류를 150A로 증가시켜 우라늄 전착 실험을 한 결과 음극에서 회수된 우라늄 전착물은 Fig.4 (b)와 같다. 이때 전류밀도는 $104\text{mA}/\text{cm}^2$ 이다. 전류밀도가 증가할수록 음극에 전착되는 우라늄 전착물의 입자가 더 작아짐을 관찰하였다. 그리고 우라늄 전착물의 입자가 작을수록 염함유량도 높아짐을 확인하였다. 이로부터 후속공정인 음극처리공정의 원활한 운전과 용이한 우라늄 잉곳 제

조를 위해서는 우라늄 전착물의 형상이 Fig.4의 (a)와 같이 전착되는 것이 유리함을 알 수 있다. 따라서 전해정련 조업시 최적 전류밀도를 유지해야 된다.

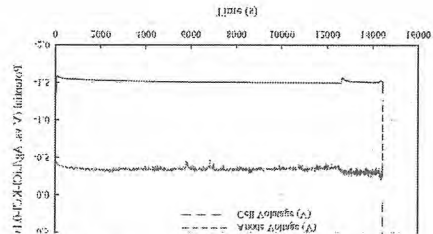


Fig. 3. Chronopotentiogram of U deposition

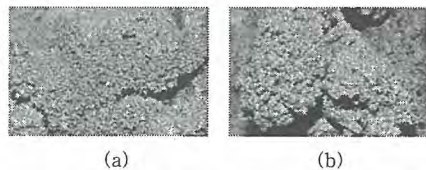


Fig. 4. Recovered U deposits with respect to the applied current, (a) 100A (b) 150A

4. 결론

본 연구는 고효율 전해정련장치에 대한 전류-전위곡선을 측정하여 양극 적재량과 UCl_3 농도에 따른 최대인가전류를 구할 수 있었다. 정전류법을 이용한 우라늄 전착실험으로부터 전류밀도가 증가할수록 전착물의 입자가 감소하고 용융염의 함유량이 증가함을 확인할 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 주관하는 원자력중장기계획사업의 일환으로 수행하였습니다.

6. 참고문헌

- [1] J. J. Laidler et al., Prog. Nucl. Energy, 31, pp.131-140 (1997).
- [2] 강영호, 황성찬, 안병길, 김응호, 유재형, J. Korean Ind. Eng. Chem. 15, 5, pp.513-517 (2004).

UO₂-Gd₂O₃ 사용후핵연료 연소도측정 및 U, Pu, Nd 동위원소 정량

김정석, 전영신, 박순달, 하영경, 송규석

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

niskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료의 연소도 측정결과는 핵연료의 연소결과 일어나는 여러 현상, 즉, 입자성장, 팽윤 및 핵분열기체발생 등의 핵연료특성, 원자로출력 및 중성자속분포 등에 관한 중요한 핵공학적 정보를 제공하므로써 핵연료설계 및 노심설계 code의 검증과 개량, 연소도와 연료봉변수와의 상관관계, safeguards, 재처리 및 저장시설의 차폐, 사용후핵연료의 최종처분 등에 필수적인 기초자료를 제공한다. 사용후핵연료의 조사후시험 결과의 일관성을 확인하기 위하여 무거운원소나 핵분열생성물 및 각각의 동위원소들의 농도와 연소도 같은 핵연료변수 사이의 상관관계 연구가 이루어지고 있다. 이런 상관관계는 핵연료의 확인, 연소도와 Pu 생성량의 예측 및 safeguards 목적 등으로 활용되고 있다.

본 연구에서는 고리 3호기 PWR 핵연료집합체 중의 UO₂ 핵연료봉으로부터 취한 핵연료시료와 일정량의 Gd를 함유하는 UO₂-Gd₂O₃ 핵연료봉으로부터 취한 핵연료시료에 대해 화학적 방법인 Nd-148 방법으로 연소도를 측정하였다. 2종의 핵연료에 대해 동일하게 당 연구실에서 확립한 3중 스파이크(²³³U, ²⁴²Pu, ¹⁵⁰Nd)를 이용한 동위원소희석 질량분석법을 적용하였다. UO₂-Gd₂O₃ 핵연료의 연소도측정을 위한 화학적 분리과정에서 다량의 Gd 함유에 따른 간섭효과 여부를 검토하였다. 연소도측정 결과에 대한 신뢰도 확인을 위하여 연소도측정과 병행하여 측정한 U, Pu 및 Nd 동위원소들의 조성을 분석하고 상관관계를 검토해 보았다.

2. 실험 및 결과

2.1 시료 준비

고리 3호기에서 조사된 UO₂-Gd₂O₃ 및 UO₂ 핵연료를 연소도측정을 위하여 당 연구실 화학실험실로 이송하였다. HNO₃(1+1) 용액으로 16 시간 용해시키고 희석과정을 거쳐 분석시료를 준비한 후

공압식 시료이송시스템을 이용하여 glove box로 이송하였다.

2.2 화학적 분리

본 핵연료시료 분석을 위한 전반적인 과정은 Fig. 1과 같다. 화학적 분리는 1종의 핵연료시료에 2개의 분석시료를 준비하여 하나는 스파이크를 첨가하지 않은 시료(uns spiked)를 준비하고, 다른 하나는 3중 스파이크를 첨가한 핵연료시료(spiked)를 준비하여 같은 실험조건으로 glove box 내에서 수행하였다.

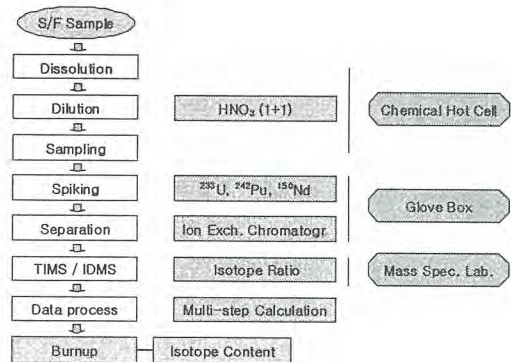


Fig. 1. Basic processes in the PIE analytical laboratory for burnup determination

2.3 질량분석 및 동위원소 정량

화학적 분리과정에 의하여 스파이크 첨가 및 미첨가시료로부터 U, Pu 및 Nd를 수집하여 화학적 농축과정을 거쳐 열이온화 질량분석기로 동위원소 조성을 측정하였다(Table 1,2), 측정결과를 바탕으로 동위원소희석 질량분석법으로 분석시료 중의 U, Pu 및 Nd 각 동위원소를 정량하였으며 시료준비 및 핵연료용해 이력을 바탕으로 핵연료 g당 원소 및 동위원소 함유량을 산출하였다.

2.4 화학적 연소도측정

Table 3에는 Nd-148 방법에 의한 총연소도를 나타내었다. 핵연료별 분석한 3개 시료 중 1개 시료는 code를 이용하여 계산한 봉평균 연소도보다

높았으며 나머지는 낮은 값을 나타내었다.

Table. 1. Isotopic compositions of uranium separated from $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ spent fuel samples

Isoto.	Atom%		
	B-1	B-2	B-3
^{234}U	0.009±0.002	0.011±0.002	0.007±0.002
^{235}U	0.430±0.012	0.473±0.004	0.528±0.006
^{236}U	0.209±0.004	0.404±0.008	0.194±0.007
^{238}U	99.373±0.042	99.113±0.032	99.275±0.026

Table. 2. Isotopic compositions of plutonium separated from $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ spent fuel samples

Isoto.	Atom%		
	B-1	B-2	B-3
^{238}Pu	2.001±0.025	3.070±0.020	1.479±0.027
^{239}Pu	56.914±0.020	48.233±0.032	59.337±0.032
^{240}Pu	24.488±0.012	25.204±0.020	23.923±0.014
^{241}Pu	11.609±0.010	14.209±0.016	11.178±0.008
^{242}Pu	4.988±0.010	9.284±0.040	4.084±0.004

Table. 3. Total burnup determined by the Nd-148 method for the UO_2 and $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ spent fuel samples

Sample	GWD/MtU	Calculated
UO_2	C-1	16.7 ± 0.5
	C-2	55.9 ± 1.7
	C-3	19.0 ± 0.6
$\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	B-1	20.7 ± 0.6
	B-2	43.0 ± 1.3
	B-3	18.2 ± 0.6

2.5 동위원소 상관관계 분석

본 연구에서 분석한 결과를 토대로 연소도와 U, Pu 및 Nd 동위원소 사이의 상관관계, 동위원소들 간의 상관관계를 검토하였다. 2종의 핵연료에 대한 결과를 바탕으로 Fig. 1에는 $^{242}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 비와 총연소도와 상관관계, Fig. 2에는 $^{146}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$ 비와 총연소도와 상관관계를 같이 나타내었다. 같은 집합체 내에 있는 UO_2 와 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료의 초기농축도는 각각 4.511 및 2.611 wt.%로서 차이가 크지만 비슷한 상관관계 분포를 보였다.

3. 결론

화학적 방법에 의한 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 사용후핵연료의 연소도측정은 당 부서에서 확립한 방법으로 효과적으로 수행할 수 있었다. $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료는 UO_2 핵연료와 달리 다량의 Gd를 함유하고 있으나 화학적 전처리 및 분리과정에 큰 간섭은 주지 않았다. 현재 동위원소희석 질량분석법으로 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료시료 중의 Gd 동위원소 정량을 검토 중에 있으며 차후에는 4중 스파이크(^{233}U , ^{242}Pu , ^{150}Nd , ^{158}Gd)를 이용한 동위원소희석 질량분석법을 응용하여 핵연료시료 중의 연소도측정과 병행하여 U, Pu, Nd 및 Gd 각각의 동위원소들을 동시에 정량할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] J. S. Kim et al., J. Nucl. Sci. & Technol., Vol. 44, No. 7, pp. 1015-1023, 2007.
- [2] ASTM E 321-96(Reapproved 2005), Vol. 12.01, pp. 1-10, 2005.

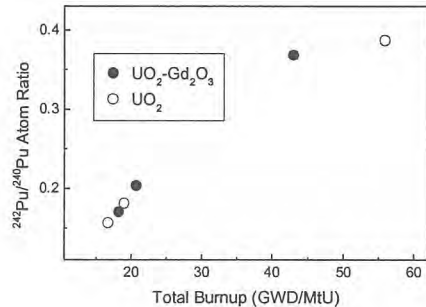


Fig. 2. Correlation between total burnup and $^{242}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ atom ratio

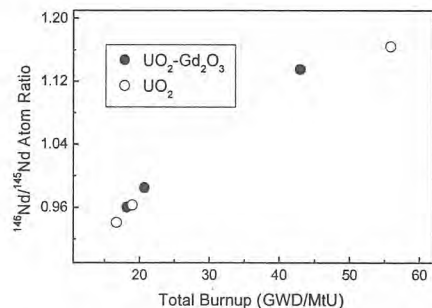


Fig. 3. Correlation between total burnup and $^{146}\text{Nd}/^{145}\text{Nd}$ atom ratio

동위원소희석 질량분석법을 이용한 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 사용후핵연료 중 Gd 동위원소 정량

김정석, 전영신, 김현정, 최광순, 한선호
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
niskim1@kaeri.re.kr

1. 서론

PWR 핵연료집합체에는 일정량의 Gd를 함유한 핵연료, 즉, $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료를 포함하고 있다. 원자로내에서 조사된 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료 중의 중성자흡수단면적이 큰 Gd 동위원소(^{155}Gd : 61000 barn, ^{157}Gd : 254000 barn)들의 분포와 감손 특성은 핵연료설계를 위한 기초자료로 활용되고 있다. Gd 동위원소 정량결과는 원자로냉각수에 첨가하는 boron의 농도를 낮출 수 있고 핵반응에 의한 tritium 생성에 대한 정보를 얻을 수 있다. $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료봉 중의 Gd 동위원소 분포 및 평가는 축 및 반경방향 모두에 대해 이루어 지고 있다. 반경방향의 Gd 동위원소 분포연구는 micro-drilling 시료채취 후 용해, 핵중분리 후 열이온화 질량분석기(TIMS)를 이용하여 동위원소를 측정하거나, 시료채취 후 이차이온 질량분석기(SIMS) 등으로 동위원소를 측정하고 있다[1]. 화학적 방법에 의한 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료시료 중의 Gd 동위원소 정량은 주로 연소도측정과 병행하여 이루어지고 있으며 이를 위하여 4중 스파이크를 이용한 동위원소희석 질량분석법 등이 응용되고 있다. 따라서 핵연료시료 중의 U, Pu, Nd 및 Gd를 순수하게 분리하고 동시정량하기 위하여 음이온-양이온 교환 분리 혹은 음이온-음이온 교환분리 등이 연구되고 있다.

본 연구에서는 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 사용후핵연료의 연소도측정과 병행하여 핵연료시료 중의 Gd 동위원소를 동시 정량하는 방법을 연구하였다. 동중원소를 포함하는 모의핵분열생성물로부터 Gd를 순수하게 분리하는 화학적 분리방법을 연구하였다. 이 결과를 바탕으로 실제 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 사용후핵연료로부터 Gd를 분리하고 동위원소 조성을 측정하였으며 ^{158}Gd 를 스파이크로 이용하는 동위원소희석 질량분석법으로 핵연료시료 중의 Gd 동위원소들을 정량해 보았다.

2. 실험 및 결과

2.1 시료 및 표준용액 준비

핵분열생성물로부터 순수한 Gd 분리에 따른 동중원소(Dy, Eu, Sm, BaO)들의 분리 및 간섭효과를 조사하기 위하여 개별 및 혼합 표준용액(각각 100 μg)을 준비하였다. 동위원소희석 질량분석법으로 모의 핵분열생성물 및 실제 사용후핵연료 중의 Gd를 정량하기 위하여 ^{158}Gd 스파이크(Table 1) 용액을 제조하여 이용하였다(Table 1). 제조한 스파이크용액의 정확한 농도를 산출하기 위하여 천연 Gd 표준용액을 이용하여 동위원소희석 질량분석법으로 표정하였다. 사용후핵연료시료는 고리 3호기에서 조사된 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 핵연료(2.611 w/o)를 화학핫셀로 이송하여 질산 용해 및 희석 후 일정량을 취하여 사용하였다.

Table 1. Isotopic composition of certified spike from ORNL

Spike	Isotope	Atom%	Precision(+/-)
^{158}Gd	Gd-152	<0.02	0.00000
	Gd-154	0.05	0.02000
	Gd-155	0.25	0.02000
	Gd-156	0.46	0.05000
	Gd-157	0.88	0.05000
	Gd-158	97.53	0.10000
	Gd-160	1.83	0.10000

2.2 모의 핵분열생성물 중 성분원소 분리

연소도측정과 병행하여 사용후핵연료 중의 Gd 동위원소를 동위원소희석 질량분석법으로 정량하기 위해서는 핵연료 중의 핵분열생성물 동중원소(Table 2)들로부터 Gd를 순수하게 분리해야 한다. 핵분열생성물 동중원소 중 La, Ce, Pr는 연소도측정을 위한 Nd의 순수분리 과정에서 제거된다[2]. 따라서 Nd 분리에 이어 Gd를 순수하게 분리하기 위해서는 Gd를 함유한 용액으로부터 동중원소를 포함하는 Sm, Eu, Dy 및 BaO의 간섭이 없이 분리되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 순수분리를 위하여 $\text{HNO}_3\text{-MeOH}$ 계의 여러 용리조건을 검토

하였으며, 그 결과 음이온교환(AG 1X4) 분리관에 14.4 M HNO₃-99.8% MeOH(1:19) 용액으로 모의핵분열생성물을 흡착시키고 14.4 M HNO₃-99.8% MeOH(2:8) 용액으로 Gd를 용리하는 방법이 효과적이었다. 이 용리액과 혼합 표준용액을 이용하여 분배계수를 측정하고 용리분포 및 분리인자를 검토하였다(Fig. 1). 본 실험결과, Gd은 다른 희토류원소인 Sm, Eu, Dy들로부터 간섭없이 순수한 분리가 가능하였으나 비희토류원소인 Ba 으로부터의 간섭이 존재하였다. 따라서 Ba 제거를 위한 양이온교환(AG 50WX8) 정제과정을 추가하였다.

Table 2. Contribution of other fission product isobars for gadolinium isotopes

Isotope	Natural	F. P	Other F. P isobars
Gd-152	O	O	¹⁵² Sm, ¹⁵² Eu, ¹³⁶ Ba ¹⁶ O
Gd-154	O	O	¹⁵⁴ Sm, ¹⁵⁴ Eu, ¹³⁸ Ba ¹⁶ O
Gd-155	O	O	¹⁵⁵ Eu, ¹³⁹ La ¹⁶ O
Gd-156	O	O	¹⁴⁰ Ce ¹⁶ O
Gd-157	O	O	¹⁴¹ Pr ¹⁶ O
Gd-158	O	O	¹⁴² Ce ¹⁶ O, ¹⁴² Nd ¹⁶ O
Gd-160	O	O	¹⁶⁰ Dy, ¹⁴⁴ Ce ¹⁶ O, ¹⁴⁴ Nd ¹⁶ O

- F. P : fission product

- Ignored for the contributions of the compounds with ¹⁷O and ¹⁸O

2.3 사용후핵연료시료 중의 Gd 분리

사용후핵연료시료 중의 Gd 정량을 위한 화학적 분리과정은 모의핵분열생성물을 이용한 예비실험으로 확립한 조건을 그대로 적용하였다. 핵연료시료 중의 Gd 동위원소들을 동위원소희석 질량분석법으로 정량하기 위하여 일정량의 ¹⁵⁸Gd 스파이크를 사용후핵연료시료에 첨가하였다. 스파이크를 첨가한 시료와 첨가하지 않은 시료를 동일하게 전처리하고 연속적 음이온교환과 양이온교환 분리를 하였다.

2.4 동위원소희석 질량분석법에 의한 Gd 정량

제조한 ¹⁵⁸Gd 스파이크용액의 표정, 모의 사용후핵연료시료 중의 Gd 정량, 실제 사용후핵연료시료 중의 Gd 정량 모두 동위원소희석 질량분석기술을 적용하였다. 제조한 스파이크용액 및 천연 Gd 표준용액 일정량을 첨가한 스파이크용액, 모의 사용후핵연료시료로부터 분리한 Gd 용액 및

스파이크 일정량을 첨가한 모의 사용후핵연료시료로부터 분리한 Gd 용액, 실제 사용후핵연료시료로부터 분리한 Gd 용액 및 스파이크 일정량을 첨가한 실제 사용후핵연료시료로부터 분리한 Gd 용액 각각을 증발건조시킨 후 최종 1 M HNO₃ 용액 4-5 방울로 농축하였다. Rhenium 이중필라멘트에 점적하고 열이온화 질량분석기로 동위원소 조성(질량 152, 154, 155, 156, 157, 158, 169)을 측정하였다. 각 시료 중의 Gd 농도는 다동위원소희석 질량분석법(polyisotopic IDMS)으로 정량하였다[3].

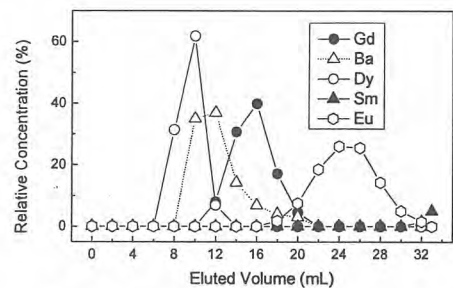


Fig. 1. Elution of Gd from simulated fission products

3. 결론

본 연구에서 확립한 분리도해를 이용하여 사용후핵연료 중의 Gd를 동위원소의 간섭없이 순수하게 분리할 수 있었다. 본 분리도해를 이용할 경우 사용후핵연료 중의 Eu 또한 순수하게 분리 및 정량이 가능하였다. 본 연구의 Gd 분리 및 정제기술과 Gd 스파이크(¹⁵⁸Gd)를 이용한 Gd 동위원소 정량기술을 현재의 연소도측정기술에 응용하면 향상된 방법인 4중 스파이크(²³³U, ²⁴²Pu, ¹⁵⁰Nd, ¹⁵⁸Gd)를 이용하는 동위원소희석 질량분석기술로 연소도를 측정할 수 있으며 병행하여 핵연료시료 중의 U, Pu, Nd, 및 Gd 각각의 동위원소들을 동시에 정량할 수 있음을 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] IWGFPT/31, pp.23-36, IAEA, 1989.
- [2] J. S. Kim et al., J. Nucl. Sci. & Technol., Vol. 44, No. 7, pp. 1015-1023, 2007.
- [3] J. S. Kim et al., Anal. Sci. & Technol., Vol. 14, No. 4, pp. 291-299, 2001.

(U,Ce)O₂ 함량[CeO₂ ; 1.6~6.5wt%]에 따른 소결 특성 변화

나상호, 강권호, 김영희*, 유명준**

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 금병로 508

**한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 덕진동 493

shna@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 세계 원자력발전의 주종 연료로 사용되고 있는 이산화우라늄(UO₂)이다. 이산화우라늄은 원자로에 장전되어 일정 기간 연소된 후 방출되며, 이 방출된 핵연료를 사용후핵연료라 한다. 사용후핵연료에는 핵분열생성물을 포함한 다양한 방사성물질이 함유되어 있으며, 연소도에 따라 그 함량은 달라진다. 우라늄 자원의 고갈 우려와 사용후핵연료의 보관·저장 등의 경제성 그리고 사용후핵연료의 처리를 통해 미연소된 우라늄 자원 및 연소시에 생성된 새로운 연료를 이용할 수 있는 기술의 발달로 인하여 사용후핵연료의 재활용에 대한 관심이 증대되고 있다. 사용후핵연료는 습·건식 재처리를 통해 혼합산화물(MOX) 또는 금속우라늄의 형태로 재활용되고 있다. 특히 경수로에서 연소된 사용후핵연료에는 미연소된 핵분열물질(fissile material)의 함량이 천연우라늄의 것보다 높다는 특성을 이용하여 연료 그대로 중수로의 연료로 사용할 수 있는 DUPIC 핵연료제조기술이 개발되었다. DUPIC 핵연료 제조기술의 개발에 따른 기반기술을 이용할 때 사용후핵연료에 대한 재활용 방안에 대한 선택의 폭은 넓어질 것이다. 여기에서는 기존의 DUPIC 기술을 이용하여 핵연료를 제조하고자 하였다. 그러나 고준위 방사성물질인 사용후핵연료에 대한 접근성이 용이하지 않아 사용후핵연료의 조성과 유사한 모의물질(simfuel ; simulated fuel)을 사용하여 재활용 기술이 이루어지고 있다.

여기에서는 UO₂와 고용체를 형성하는 핵분열생성물 중에서 원자가가 4개인 CeO₂ 만을 대표 모의물질로 선정하여 연소도, 즉 첨가함량에 따른 소결특성을 조사하였다.

2. 본론

2.1 시편 준비 및 실험 방법

UO₂-CeO₂ 상태에서 형석형의 전을 고용체를 형성한다. 실험에서 CeO₂의 첨가함량(wt%)은 3종류-1.63(2.53 mol%), 3.25(5.33 mol%) & 6.51(9.85 mol%)-이며, 총량은 50g으로 하였다. 이 함량은 각각의 연소도 3at%, 6at% 그리고 12at%에서 고용체를 형성하는 핵분열생성물의 총량이다. 이들의 기호는 각각 Ce-1, Ce-2 그리고 Ce-4로 나타내었다. (U,Ce)O₂ 소결체의 제조공정은 기존의 UO₂ 소결체 제조공정과 동일하게 분말처리(혼합, 조립 및 사분)-성형-소결공정으로 이루어진다. 다만 2 종류의 분말을 균질하고 균일한 혼합물을 만들기 위하여 혼합한 후 다이내믹 밀을 이용하여 밀링처리를 하였다. 밀링시간(hr)은 Ce-1인 경우에는 5 조건(0.25, 0.5, 1, 2 & 4), Ce-2 및 Ce-4인 경우에는 5조건(0.5, 1, 2, 4 & 8)으로 하였다. 이는 첨가량이 많을수록 균질화를 위해서 밀링시간의 증가가 필요할 것으로 판단하였기 때문이다. 성형은 1축 프레스를 사용하였으며, 성형압력(MPa)은 Ce-1인 경우에는 2 조건(150 & 450), Ce-2 및 Ce-4인 경우에는 3 조건(150, 300 & 450 MPa)으로 성형하였으며, 제조된 성형체의 성형밀도는 기하학적 방법으로 측정하였다. 시료당 무게는 5.0±0.1(g)으로 하였다. 각 조건 당 성형체는 3개씩 제조하였다. 제조한 성형체의 소결은 1750 °C, 6시간 수소분위기하에서 하였으며, 소결밀도는 수침법(immersion method)으로 측정하였다. 그리고 결정립 크기는 결정립 크기는 시료를 반으로 잘라 연삭 및 연마한 후 thermal etching(1200 °C, 2시간)시킨 후 나타난 결정립을 광학현미경을 이용하여 6곳을 선정한 후, 선형교차(linear intercept)법으로 결정립이 50개 지나는 거리로 측정하여 평균한 값이다.

2.2 실험 결과

Fig. 1에 원자가가 4개인 Ce의 함량(Ce-1, Ce-2 그리고 Ce-4) 및 다이내믹 밀링 시간에 따른 (U, Ce)O₂의 성형압력별 성형밀도 및 소결밀

도를 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 함량에 관계없이 성형압력이 증가하면 성형밀도는 증가하는 경향을 보여준다. 또한 밀링시간이 증가하면 성형밀도는 증가하나 4시간 이상의 밀링시간에서는 거의 포화되는 경향을 보여준다. 반면에 소결밀도는 Ce-1의 경우, 밀링시간이 증가하면 소결밀도는 감소하는 경향을, Ce-2의 경우 소결밀도는 감소하다가 포화되는 경향을 그리고 Ce-4의 경우에는 밀링시간에 따라 소결밀도는 증가하는 경향을 보여준다. 즉 원하는 소결밀도를 얻기 위해서는 첨가량에 따라 밀링시간을 조정해야 할 것으로 판단된다. 일반적으로 UO_2 분말을 밀링하면 밀링시간에 따라 생성된 열에 의해 잉여산소에 의해 분말의 O/U비는 증가하며, 이에 따라 소결밀도는 감소한다. Ce는 산소를 흡수하는 특성이 있으므로, 밀링에 의한 잉여산소를 어느 정도 흡수할 수 있을 것으로 사료된다. 따라서 Ce 첨가량이 적은 경우에는 잉여산소에 의해 소결밀도가 감소하지만, 어느 정도 이상의 Ce첨가량과 밀링시간에서는 Ce에 의해 잉여산소가 흡수되어 소결밀도가 감소하지 않을 것으로 사료된다.

Fig. 2에 소결밀도가 비슷한 시료의 결정립 크기를 나타내었다. 즉 Ce-1의 경우, 밀링시간은 1시간, 성형압력은 450 MPa, 소결밀도는 95.7%T.D., Ce-2의 경우, 밀링시간은 2시간, 성형압력은 300 MPa, 소결밀도는 95.03 %T.D., 그리고 Ce-4의 경우, 밀링시간은 2시간, 성형압력은 300 MPa, 소결밀도는 95.8 %T.D.이다. 그림에서 보는 바와 같이, 소결밀도는 대략 95 %T.D.로 비슷하지만 Ce의 첨가함량에 따라 결정립 크기는 증가하는 경향을 보여준다.

3. 결론

CeO_2 첨가함량 및 밀링시간에 따른 $(U, Ce)O_2$ 의 밀도 및 결정립 크기를 조사하여 다음과 같은 결과를 구하였다.

- 밀링시간이 증가하면 소결밀도는 Ce-1에서는 지속적으로 감소하는 경향을, Ce-2에서는 감소하다가 포화되는 경향을 그리고 Ce-4의 경우에는 소결밀도는 지속적으로 증가하는 경향을 보여준다.
- Ce의 첨가함량에 따른 결정립 크기는 Ce 함량에 따라 증가하는 경향을 보여준다.

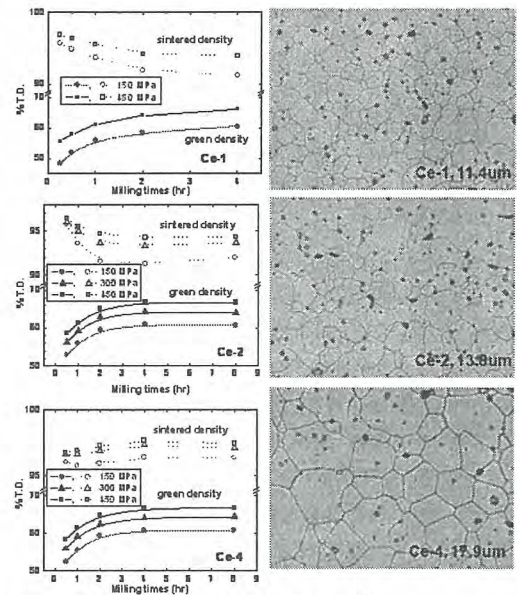


Fig. 1. Green density vs. sintered density

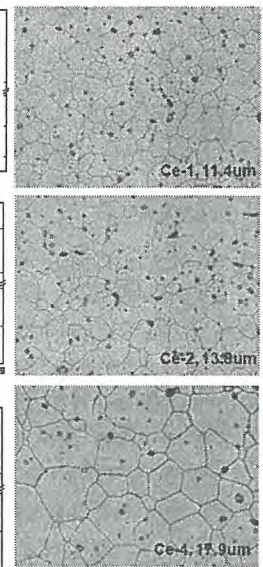


Fig. 2. Microstructures of $(U,Ce)O_2$

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기과제의 일환으로 수행되었습니다.

PRIDE 가상 시뮬레이터를 이용한 원격작업 분석

김성현, 김창희, 김기호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

hyun@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료를 취급하는 핵주기시설은 모든 공정이 원격으로 수행되어야 하는 특수성을 가지고 있다. 현재, 공학규모의 pyroprocess 공정을 일괄공정으로 실험하기 위한 파이로 종합시험시설(Pyroprocess Integrated DEmonstration)을 설계 중에 있다. 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.

3차원 설계기술을 활용하여 가상환경기반에서 시설의 건설, 장비의 설치 및 유지보수를 최적화하는 연구를 수행하고 있다. 일본 JNC는 FBR(Fast Breed Reactor) 연료의 재처리 공정을 원격으로 수행할 목적으로 RETF(Recycle Equipment Test Facility)의 건설에 3차원 설계기술을 이용하여 공정장치들의 최적배치, 원격유지보수 방안, 및 감시카메라의 시야범위 분석 등에 활용하였다. 현재 설계중인 파이로 종합시험시설의 성공적인 구축을 위하여 원격으로 운전되는 공정장치 및 원격 운전/유지보수 장비들의 배치 및 원격 운전/유지보수 장비의 작업공간의 분석이 필요하다. 본 연구에서는 컴퓨터 그래픽과 가상현실 및 시뮬레이션 기술을 응용한 PRIDE 가상 시뮬레이터를 개발하고 있다. 가상의 PRIDE 시설에 공정장치와 원격 취급장비를 미리 배치하고 시설의 목적에 맞는 장비의 선정과 셀 내에 설치될 공정장치는 원격 취급장비의 원격 운전/유지보수에 적합한 설계로 제작될 수 있도록 원격 접근성 분석을 수행하고자 한다. 이런 분석을 통한 검증 절차를 수행함으로써 완공된 PRIDE 시설에서 실제 장치가 설치되어 원격운전이 원활하게 이루어질 수 있다.

2. 본론

2.1 PRIDE 시설

파이로 종합시험시설은 2011년 까지 구축할 예

정이며 그림 1과 같이 내부크기는 40(L) x 4.8(W) x 6.4(H)m 의 크기를 갖는다. 파이로 종합시험시설은 단일 셀로 구성된 아르곤 분위기의 목업으로 구축되며, 4개의 주요공정의 공정장치와 원격 취급장비가 설치된다. 원격 취급장비는 원격 조정기(master-slave manipulator)와 천장이동형 양팔 조작기(Bridge transporter Dual arm Servo-Manipulator)가 셀 내에 설치된다. 원격 조정기는 17조가 프라이드 목업에 설치된다. 천장이동형 서보조작기는 이동장치, 마스터 매니플레이터, 슬레이브 매니플레이터 및 제어장치로 구성된다. 이중 셀 외부에는 마스터 매니플레이터와 제어장치가 설치되고 셀 내부에는 상하 이동과 좌우 이동하는 이동장치와 슬레이브 매니플레이터가 설치된다.

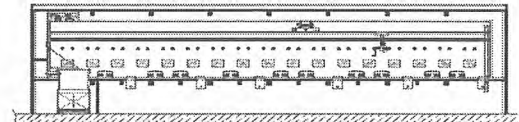


Fig. 1. PRIDE 목업

2.2 PRIDE 가상 시뮬레이터 구성

2.2.1 PRIDE 가상 시뮬레이터

파이로 종합시험시설은 기존의 건물 안에 목업이 설치되는 구조로 공간이 매우 한정되어 있다. 시뮬레이터는 시뮬레이터환경에서 개념 설계된 공정장치와 원격장비를 가상의 목업에서 배치하고 원격장비의 작업영역을 이용한 공정장치의 배치 및 접근성을 검증하는 시스템이다. 시뮬레이터는 입력, 시뮬레이션, 모델 입력 및 외부 입력 모듈로 구성하였다. 시뮬레이터를 개발하기 위해 사용된 소프트웨어는 윈도우 XP환경에서 Visual Studio 2005, Open Haptics, CodeJock Toolkit 및 Open Inventor를 사용하였다. 사용자 GUI의 메뉴는 CodeJock Toolkit로 개발하였다. GUI에서 그래픽 렌더링은 Open Inventor를 사용하여 개발하였다. 원격 취급장비의 입력장치의 움직임과 충돌 현상을 감지하는 그래픽 렌더링 API로 Open Haptics를 사용하였다. 원격 취급장비의 기구학

알고리즘 및 모델 입력을 위한 프로그램은 Visual Studio 2005 기반의 Visual C++를 사용하여 개발하였다. 시뮬레이터에서 원격 취급장비의 움직임에 대한 입력장치는 팬텀(PHANTOM Premium 1.5, Sensable Ltd.), 조이스틱 및 3D 마우스를 사용하였다.

2.2.2 모델링

PRIDE 목업에 설치되는 모든 장치들은 실측 크기로 3D 캐드 소프트웨어를 사용하여 3차원 그래픽 모델을 생성한다. 생성된 모델은 PRIDE 시뮬레이터에 사용하기 위해서 계층적 구조를 갖는 VRML 모델데이터로 변경하는 절차를 수행한다. 시뮬레이터에서는 VRML 형식의 모델 데이터로 입력받고 기구학적인 특성과 속성 등을 정의한다. 모든 모델데이터는 이 절차에 의해 모델링되어 시뮬레이터 GUI 환경의 렌더링 창에 표현된다.

2.3 원격 취급장비의 분석

2.3.1 원격 취급장비의 작업영역 분석

셀 안에 설치된 공정장치를 원격으로 운전 및 유지보수를 위한 원격 조정기는 작업높이(operating height)에 따라 셀 내의 작업가능 요건을 만족하여야 한다. 현재 PRIDE 시설은 작업높이를 셀 바닥을 기준으로 원격조정기가 선택되었다. PRIDE 시설에 설치될 원격 조정기는 Wallishmiller 사의 A110을 선정하였다. 원격 조정기는 설치위치가 3.05m이고, 최대 도달거리는 3.353 m 이다. 시뮬레이터에서 분석 작업에 사용하기 위해 작업영역에 해석하여 전시할 수 있는 3D 모델로 생성하였다. 이를 시뮬레이터에서 전시하여 목업 내에서 원격장비가 도달할 수 있는 지점을 표현할 수 있었다. 마찬가지로 목업에 설치되는 BDSM도 작업영역을 해석하여 시뮬레이터에 전시할 수 있는 3D 데이터로 생성하여 작업영역에 검증작업에 사용하였다. 모든 공정장치는 원격으로 운전하기 때문에 원격 취급장비의 작업영역 안에 설치되어야 운전할 수 있기 때문이다. 이를 이용하여 작업영역 안에 공정장치의 존재 여부를 검증하여 공정장치를 배치하였다.

2.3.2 원격 취급장비의 접근성 분석

시뮬레이터에 설치되는 원격 취급장비들은 외부 입력장치의 움직임에 따라 시뮬레이터에서 전시되는 창에서 움직이도록 되어 있다. 목업에 설치된 공정장치에 원격 취급장비가 도달하면 시뮬레이터

에서의 충돌기능을 이용하여 그림 2와 같이 원격 취급장비의 tong 색상이 변경됨으로써 공정장치에 도달하였음을 알 수 있도록 하였다. 또한 haptic 입력장치는 충돌현상이 있을 때 사용자가 힘을 감지하여 장치에 도달함을 알 수 있다. 외부입력장치를 사용하여 배치된 공정장치의 작업지점으로부터 원격 취급장비의 충돌현상이 일어날 때까지 이 동시킴으로서, 장치에 도달하였음을 검증한다. 이를 통해 장치의 상세설계 반영하여 원격으로 운전할 수 있는 장치를 제작할 수 있다.

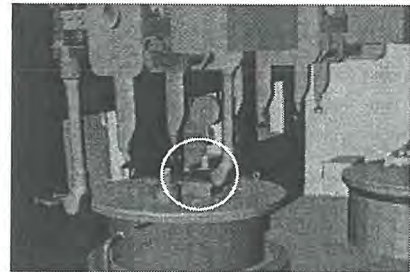


Fig. 2. 원격 취급 장비의 접근성 분석

3. 결론

PRIDE 가상 시뮬레이터의 개념을 정립하고 시스템을 개발하여 파일로 종합시험시설의 개념설계를 적용하였다. 목업에 설치될 원격조정기의 모델을 적용하여 가상환경에서 원격조정기의 작업영역을 전시하였다. 이를 이용하여 공정장치의 배치와 관련된 위치를 도출하였다. 공정장치가 설치된 공간에서 외부입력장치를 이용하여 개념 설계된 공정장치에 대한 접근성을 수행할 수 있었다. 실제 공정장치의 제작 전에 설계단계에서부터 시뮬레이터를 이용한 원격장비의 접근성을 분석하여 장치설계의 오류를 검증하여, 설계에 반영하고자 한다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.(연구과제 관리코드: M2010-0001139)

5. 참고문헌

- [1] K. Salisbury, etc al. "Haptic Rendering: Introductory Concepts", IEEE Computer Graphics and Applications, Vol.24, Issue2, pp.24-32, 2004.

열역학적 계산에 의한 핵분열 생성 금속 및 Cs 화합물의 산화 및 휘발거동 분석

이재원, 윤여완, 신진명, 박근일, 박장진, 이정원
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
 niwlee@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 공정의 선행공정인 고도 휘발성 산화 공정(advanced voloxidation process)에서는 핵분열생성물의 휘발제거와 동시에 UO_2 원료입자를 제조하는 연구를 수행 중에 있다[1]. 본 연구에서는 휘발성 산화공정에서 사용되고 있는 반응성 기체의 종류별, 즉 열처리 분위기 및 온도에 따른 저융점 금속원소, 귀금속원소, Cs 및 Cs 화합물과 같은 핵분열생성물의 산화 및 휘발거동을 분석하고자 하였다. 열처리 온도 및 분위기에 따른 핵분열생성물의 존재 상 및 상태를 분석하기 위해서 열역학적 자료를 이용하여 산소분압을 계산하였다. 또한 열처리 온도 및 분위기에 따른 핵분열생성물의 휘발제거 가능성을 평가하기 위해 열역학적 자료를 이용하여 증기압을 계산하였다. 산소분압 및 증기압의 계산에 있어 온도변수는 휘발성 산화공정에서 주로 적용되고 있는 500~1400°C, 또한 열처리분위기는 휘발성 산화공정에서 주로 사용되고 있는 산소, 공기, $\text{Ar}(0.001\% \text{H}_2\text{O})$, $4\%\text{H}_2\text{-Ar}(0.001\% \text{H}_2\text{O})$ 로 하였다.

2. 휘발성 평가 기준설정

열역학적 계산에 의해 얻은 핵분열생성물의 증기압 자료를 이용하여 핵분열생성물이 99% 이상 휘발되는 온도를 평가하기 위해서 휘발실험을 수행하였다. 산소분위기하에서 상당직경이 0.27 μm 인 Mo 분말을 이용하여 열중량 분석실험을 수행한 결과에 의하면 Mo는 가열중에 MoO_3 로 완전히 전환되며 MoO_3 의 융점(802°C)이하인 785°C에서 등온산화를 한 결과 2시간 만에 99% 이상 휘발하였다(Fig. 1). 785°C에서 $\text{MoO}_{3(s)}$ 가 $\text{MoO}_3\text{O}_{9(g)}$ 로 휘발될 경우에 증기압은 0.14 kPa로 이를 휘발제거가 완전히 일어나는 기준 증기압으로 하여 본 연구범위의 금속 및 Cs 화합물의 휘발제거에 대한 평가를 하였다.

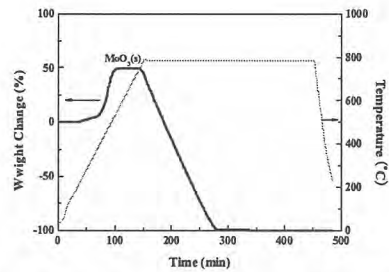


Fig. 1. Oxidation and vaporization of Mo powder

3. 산화 및 휘발거동

3.1 산화거동

열처리 온도 및 분위기에 따른 존재 상 및 상태를 분석하기 위해서 금속 및 Cs 화합물과 이들의 안정한 산화물의 융점 및 비점을 열역학적 데이터베이스인 HSC, CRC 핸드북 및 문헌을 조사하였다. 액상 및 고상의 금속 및 산화물이 산화반응을 하는 경우에 필요한 산소분압은 Gibbs 자유에너지 변화로부터 구한 평형상수 K와 소요 산소의 화학 양론비로부터 계산하였으며, 귀금속원소의 열처리 온도 및 분위기에 따른 존재 상 및 상태를 Table 1과 같다.

3.2 휘발거동

기화성 화학종의 증기압은 열처리 분위기 및 온도에 따른 존재 상 및 상태, HSC의 Gibbs 자유에너지 변화를 이용하여 계산하였으며, 증기압이 가장 높은 기화성 화학종의 공기분위기에서의 증기압을 Fig. 2, 핵분열생성물별로 99% 이상 휘발제거를 위한 열처리 온도 및 분위기를 Table 2에 나타내었다. 산소분위기에서는 귀금속계의 금속 및 산화물 상태로 존재하는 $\text{Rh}_{(s)}$, $\text{Rh}_2\text{O}_{3(s)}$, $\text{Pd}_{(s)}$, $\text{PdO}_{(s)}$ 그리고 저융점 금속의 산화물 상태로 존재하는 $\text{In}_2\text{O}_{3(s)}$ 및 $\text{SnO}_{2(s)}$ 부터 휘발되는 화학종의 증기압은 1400°C에서도 99% 휘발조건의 증기압인 0.14 kPa 보다 낮았다. 공기분위기에서는 99% 휘발제거를 위한 온도조건은 $\text{RuO}_{2(s)}$ 를 제외

하고 산소분위기와 거의 동일하였다. $\text{RuO}_{2(s)}$ 를 휘발제어하기 위해서 열처리 온도를 1300°C 로 증가시켜야 한다. Ar분위기에서는 $\text{MoO}_{3(s,l)}$ 과 $\text{MoO}_{2(s)}$ 를 제외한 모든 귀금속계의 금속 및 산화물로부터 휘발되는 화학종은 1400°C 에서도 증기압이 0.14 kPa 이하였다. 그러나 산소 및 공기분위기에 99%이상 휘발제어를 할 수 없었던 $\text{In}_2\text{O}_{3(s)}$ 및 $\text{SnO}_{2(s)}$ 를 1400°C 에서 휘발제어가 가능함을 알 수 있었다. $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$ 분위기에서는 모든 귀금속 및 Sn(l) 은 1400°C 에서도 99%이상으로 휘발제어가 불가능함을 보였다. 이 분위기에서 Cs(l) 은 Cs(g) 로 휘발되며 증기압은 다른 열처리분위기에 비해 높았다.

Table 1. Phase and state of noble metals according to thermal treatment atmosphere and temperature

Elements	Atmosphere	Phase/State	Temp.($^\circ\text{C}$)
Mo	O_2 , air	$\text{MoO}_{2(s)}$	$500 \leq T \leq 1400$
		$\text{MoO}_{2(l)}$	$500 \leq T < 802$
		$\text{MoO}_{3(l)}$	$802 \leq T \leq 1400$
	Ar	$\text{MoO}_{2(s)}$	$500 \leq T \leq 1400$
		$\text{MoO}_{2(l)}$	$500 \leq T < 802$
		$\text{MoO}_{3(l)}$	$802 \leq T < 992$
Tc	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{MoO}_{2(s)}$	$992 \leq T \leq 1400$
	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{MoO}_{2(l)}$	$500 \leq T \leq 1400$
	O_2 , air, Ar	$\text{TcO}_{2(s)}$	$500 \leq T \leq 1400$
	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{TcO}_{2(l)}$	$500 \leq T < 802$
Ru	O_2 , air	$\text{RuO}_{2(s)}$	$802 \leq T \leq 992$
	Ar	$\text{RuO}_{2(s)}$	$992 \leq T \leq 1400$
	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{RuO}_{2(l)}$	$500 \leq T \leq 1400$
	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{RuO}_{2(s)}$	$500 \leq T < 802$
Rh	O_2	$\text{Rh}_2\text{O}_3(s)$	$500 \leq T < 1141$
	Air	$\text{Rh}_2\text{O}_3(s)$	$1141 \leq T \leq 1400$
	Ar, $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{Rh}_2\text{O}_3(s)$	$500 \leq T < 1035$
	Ar, $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{Rh}_2\text{O}_3(l)$	$1035 \leq T \leq 1400$
Pd	O_2	$\text{PdO}_{(s)}$	$500 \leq T < 847$
	Air	$\text{PdO}_{(s)}$	$847 \leq T \leq 1400$
	Ar, $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{PdO}_{(s)}$	$500 \leq T < 780$
	Ar, $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$	$\text{PdO}_{(l)}$	$780 \leq T \leq 1400$
Tc	O_2 , air	$\text{Tc}_2\text{O}_7(s)$	$25 \leq T < 119$
	O_2 , air	$\text{Tc}_2\text{O}_7(l)$	$119 \leq T < 312$
Ru	$P_{\text{O}_2} > 101.3 \text{ kPa}$	$\text{RuO}_{4(g)}$	$25 \leq T < 40$

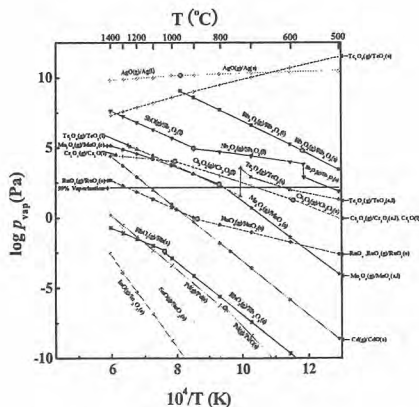


Fig. 2. Vapor pressure of gaseous species in air

Table 2. Thermal treatment temperature for 99% vaporization of metals and Cs compounds according to atmospheric gas

Groups	Metals and compounds	O_2	Air	Ar	$4\%\text{H}_2\text{-Ar}$
Low-melting point metal	Ag	500	500	500	1300
	Cd	1200	1200	800	500
	In	≥ 1400	≥ 1400	1400	1300
	Rb	500	500	500	500
	Sb	600	600	500	800
	Sn	≥ 1400	≥ 1400	1400	≥ 1400
Cs, Te, Cs compounds	Cs	700	700	800	500
	Te	700	700	800	600
	CsI	800	800	800	800
	CsBr	800	800	800	800
	Cs_2Te	< 1200	< 1200	< 1200	< 1200
	Cs_2MoO_4	1200	1200	1100	1100
Noble metals	Mo	800	800	800 or 1000	≥ 1400
	Tc	500	500	≥ 1400	≥ 1400
	Ru	1200	1300	≥ 1400	≥ 1400
	Rh	≥ 1400	≥ 1400	≥ 1400	≥ 1400
	Pd	≥ 1400	≥ 1400	≥ 1400	≥ 1400

4. 결론

핵분열 생성물은 휘발성 산화공정(500°C 산화분위기, 700°C 산화분위기, 1200°C Ar 분위기, 100°C $4\%\text{H}_2\text{-Ar}$ 분위기)을 거치면서 Ag, Cd, Rb 등의 저융점 금속, Cs 및 Cs 화합물, Tc, Mo 등의 귀금속류는 대부분 제거될 것으로 평가되었다.

5. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

6. 참고문헌

- [1] J. J. Park, J. M. Shin, G. I. Park, Jae W. Lee, J. W. Lee and K. C. Song, "An Advanced Voloxidation Process at KAERI", Global 2009, Paris, 2009

사용후핵연료 열처리 조건별 제조된 분말 특성 분석

이재원, 박근일, 이도연, 조광훈, 박장진, 이정원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
niwlee@kaeri.re.kr

1. 서 론

사용후핵연료 재활용을 위한 건식 재가공 공정에서 제조된 분말 특성은 건식 재가공 핵연료 원격 제조 특성뿐만 아니라 파이로 전처리 공정 특성에 영향을 미치게 된다. 따라서 사용후핵연료 열처리 조건별 분말화 특성 평가는 공정 조건 설정을 위하여 중요한 기반 자료가 된다. 특히 사용후핵연료 연소도가 증가할수록 핵분열생성물의 양 즉 불순물의 양은 증가하므로 이에 따라 연소도가 증가할수록 산화속도가 더 느려지는 것으로 알려져 있다[1,2]. 지금까지 알려진 연소도 변화에 따른 산화 메커니즘 특성을 보면, UO_{2+x} 산화물과 핵분열생성물이 산화과정에서 안정한 형태 즉 $(U,FP)_4O_9$ 상을 이루어 분말화가 상대적으로 늦게 일어나게 되며 높은 온도에서도 이러한 상이 존재함으로서 일부 핵연료는 U_3O_8 상으로 분말화가 일어나지 않게 되는 것으로 알려져 있다.

본 연구에서는 모의 사용후핵연료(Simulated spent fuel)를 이용하여 열처리 조건 변화에 따른 분말화 특성을 평가하였으며, 실제 사용후핵연료를 이용하여 연소도 변화에 따른 제조된 분말 특성 자료를 제시하였다.

2. 실험

2.1 SIMFUEL 이용 분말화 실험

UO_2 소결체, 연소도 범위 30,000 MWd/tU~60,000 MWd/tU의 SIMFUEL 소결체를 제조하였으며, UO_2 및 SIMFUEL의 밀도는 이론밀도의 95%이상이었으며, UO_2 , 연소도 30,000과 및 60,000 MWd/tU SIMFUEL의 결정립 크기 각각 8, 7, 5 μm 인 것을 사용하였다. OREOX 분말은 산화(500℃)-환원(700℃)(OREOX) 과정을 3회 반복하여 제조하였다. 고온 산화분말은 500℃에서 산화분말을 제조한 후에 1400℃에서 산화 열처리를 하여 제조하였다.

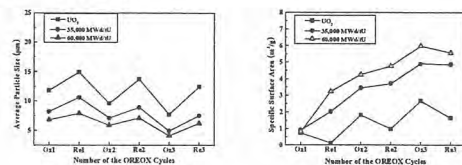
2.2 사용후핵연료 이용 분말화 실험

연소도 범위 27,000 MWd/tU~65,000 MWd/tU의 PWR 사용후핵연료를 이용하여 DFDF(DUPIC Fuel Development Facility) 핫셀에서 분말 제조 실험을 수행하였다. 탈피복후 회수된 fragment 형태 사용후핵연료를 이용하여 먼저 500℃에서 산화 실험을 수행하고, 산화분말을 산화(450℃)-환원(700℃)(OREOX) 과정을 3회 반복하여 OREOX 분말을 제조하였다.

3. 결과 및 고찰

3.1 SIMFUEL 이용 제조 분말 특성

그림 1은 산화환원을 반복함에 따라서 생성된 OREOX 분말의 입자크기 및 비표면적의 변화를 나타낸 것이다. OREOX 분말의 입자크기는 UO_2 및 SIMFUEL 소결체의 결정립 크기에 의해 결정되었다. 비표면적은 연소도가 증가함에 따라서 증가하는데 이는 고용성분에 의해 영향을 받는 것으로 여겨진다.



(a) Average particle size (b) Specific surface area
Fig. 1. Characteristics of SIMFUEL and UO_2 powders produced by the number of OREOX cycles

3.2 고온 열처리 분말 특성

고온 열처리에 의해서 산화분말은 응집체 형태를 변형되었으나 Sieving을 함에 따라서 미세입자간의 결합이 되지 않은 부분이 떨어져 나가 분말형태로 변화였다. 500℃에서 생성된 U_3O_8 , 연소도 30,000 및 60,000 MWd/tU U_3O_8 분말의 탭 밀도는 각각 2.51, 2.69, 2.65 g/cm³으로 SIMFUEL 분말이 입자간의 접촉이 높음을 알 수 있다. 따라서 고온열처리에 의해 SIMFUEL 분말에서는 큰 입자들이 많이 생성되었다(그림 2).

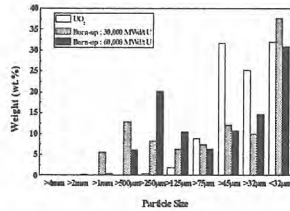


Fig. 2. Particle size distribution of powder produced by high temperature oxidation

3.3 사용후핵연료 이용 연소도별 분말화 특성

그림 3은 500℃에서 10시간 산화 처리 후 얻은 무게이득 변화를 사용후핵연료 연소도 변화에 따라 도식한 결과이다. 그림에서 보는 바와 같이, 연소도 58,000 MWd/tU 까지의 산화 무게 이득 값은 이론 무게이득 값인 3.95 wt%과 비교하여 약간 높게 나타났다. 그러나 연소도 60,000 MWd/tU 이상일 경우 무게 이득이 크게 감소하여 완전 산화가 잘 일어나지 않음을 알 수 있다.

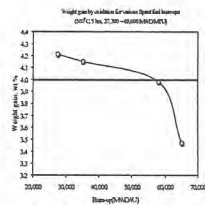


Fig. 3. Variation of weight gain with spent fuel burnups by oxidation at 500℃

아울러 사용후핵연료 연소도별 제조된 산화 분말 및 OREOX 분말의 탭 밀도 변화를 그림 4에 각각 도식하였다.

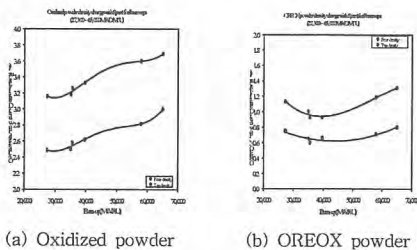


Fig. 4. Variation of tap density with spent fuel burnups for oxidized and OREOXed powders

연소도가 40,000 MWd/tU 이하인 경우에는 대부분 미세한 산화분말 형상을 보여주고 있지만, 고연소도 핵연료의 경우 미세 산화 분말내에서 입자크기가 약간 큰 산화분말을 관찰할 수 있었다.

3.4 사용후핵연료 이용 연소도별 분말화 특성

그림 5는 연소도 65,000 MWd/tU(K23-M03) 과 39,600 MWd/tU(G23-L2A) 사용후핵연료 산화 분말 및 OREOX 분말의 입자 분포 비교 결과이다. 전체적으로 산화 분말은 대부분 40 μm 이하가 대부분인 반면, OREOX 분말 입자는 70μm가 상당 부분 차지하고 있는 것으로 나타났다.

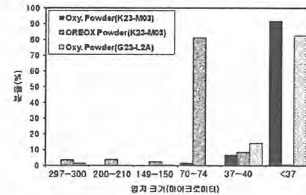


Fig. 5. Particle size distribution of oxidized and OREOXed powders with fuel burnup

4. 결 론

본 연구는 사용후핵연료 재활용을 위한 건식 재가공 공정에서 필수적인 탈피복후 사용후핵연료 분말 제조 특성을 SIMFUEL 및 실제 사용후핵연료를 이용하여 평가하였다.

SIMFUEL을 이용하여 제조된 OREOX 분말의 입자크기는 소결체의 UO_2 결정립 크기에 따라서 결정되었으며, 고온열처리 분말의 입자크기는 입자형상에 의해서 영향을 받음을 알 수 있었다.

실제 사용후핵연료를 이용하여 연소도 변화에 따른 500℃ 산화 및 OREOX 열처리 조건에 따른 분말화 특성을 평가한 결과, 산화후 무게이득은 60,000 MWd/tU 이상에서 크게 감소하였으며, 산화 및 OREOX 분말의 탭 밀도는 연소도 증가에 따라 높은 값을 나타내어 미세 분말화가 국부적으로 어렵다는 것을 알 수 있었다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력 연구개발사업 지원으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] J. Cobos, D. Papaioannou, J. Spino and M. Coquerelle, J. of Alloys and Compounds, 271-273, pp. 610-615 (1998).
- [2] J.Y. Colle, J.-P. Hiernaut, D. Papaioannou and C. Ronchi, A. Sasahara, J. of Nuclear Materials, 348, pp. 229-242 (2006).

UCl₃ 제조를 위한 Quartz 염소 공급관 개선 연구

우문식, 강희석, 최세영, 김정국, 이한수
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
mswoo@kaeri.re.kr

1. 서론

LiCl-KCl 용융염계에서 전극을 이용한 우라늄 전해정련시 전극 간 전위안정화 및 순수한 우라늄 금속을 전착시키기 위하여 삼염화 우라늄(UCl₃)이 필요하다. 다음 반응식처럼 UCl₃을 제조하기 위하여 먼저 카드뮴(Cd) 금속을 염소가스(Cl₂)와 반응시켜 이염화 카드뮴(CdCl₂)를 제조하여 제조된 염화카드뮴을 우라늄금속과 반응시켜 UCl₃을 제조한다.[1] 이 두 반응은 하나의 반응기내에서 동시에 일어나며, 발생하는 카드뮴 금속은 다시 염소화반응을 거치게 된다. 이때 반응기에서 염화반응을 위한 염소가스를 카드뮴 층에 공급하기 위하여 스테인레스 스틸(STS) 공급관을 이용하여 염소를 공급시 공급관의 막힘 현상이 자주 발생하였다. 본 연구는 공급관 막힘에 대한 원인분석과 막힘 방지를 위한 Quartz 공급관을 사용하였고 공급관의 장치 개선을 수행하였다.

- Cd 염소화반응 : $\text{Cd} + \text{Cl}_2 \rightarrow \text{CdCl}_2$

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

2. 본론

2.1 실험 장치 및 실험

실험장치는 그림 1과 같고 장치의 주요 구성은 염소공급기, 반응기, 염이송장치, 펠렛제조장치, 배기체 흡수장치로 구성되어있다. 반응기는 내경이 80mm이고 높이는 250mm이고 반응기 내부 하단은 원추형으로 제작되어 용융된 카드뮴이 반응기 중앙하부로 모이도록 하였다.

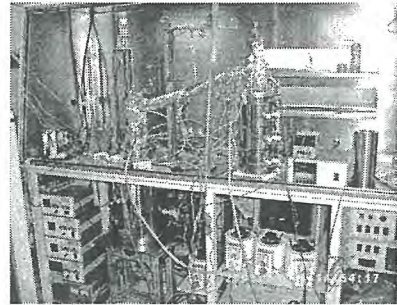


Fig. 1. UCl₃ production equipments

시약은 Cd 금속 및 LiCl-KCl salt 그리고 우라늄 금속을 각각 787g, 537g, 1,300g를 주입하여 600℃에서 제조하였다. 반응기 중앙에 위치하는 염소 공급관은 내경7mm, 길이 550mm인 STS관과 1/4 인치 STS관 내부에 외경 3mm인 Quartz 관을 삽입하여 사용하였다. 염소가스 공급속도는 기체유량계를 사용하여 400ml/min으로 공급하였다.

2.2 실험 결과

염소 공급관으로 염소가스를 공급하며 염소화반응을 수행한 결과 반응 시작 후 약 30분후에는 공급관 내부가 salt로 막혀 염소가스를 공급할 수 없었다. 막힘 원인은 염소가스 공급관 내부 온도가 염소가스 공급시 salt 용융점 이하로 냉각되거나 염소가스에 포함된 산화제(주로 산소)에 의한 Cd 금속의 산화로 추정할 수 있다. 본 실험에서는 염소 공급관 내에 그림 2와 같이 염소가스 공급관 상부에 3-way 유니온을 설치하여 측면에서 염소가스를 공급하였다. 그리고 상부에서는 직경 3mm인 열전대를 삽입하여 O-링으로 염소가스가 새는 것을 방지하였다.

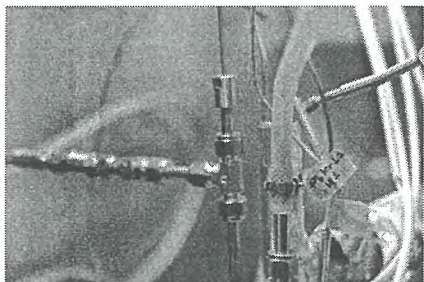


Fig. 2. Chlorine gas supplying tube improved

염소화 반응시 염소 공급관 내부가 막힐 경우 열전대를 이용하여 막힘을 물리적으로 뚫어 사용함으로써 염소화 반응을 지속적으로 수행할 수 있었다. 그리고 염소 공급관 내부의 온도를 열전대를 이용하여 측정할 수 있었다. 그러나 장시간(약 8시간이상) 염소화 반응실험을 수행할 때 그림 3과 같이 염소공급관이 부식되었다. 장시간 운전시 공급관의 부식을 방지하기 위하여 Quartz관을 사용하여 실험한 결과 그림 4와 같이 외부 보호관인 STS관은 부식이 되었으나 내부의 Quartz 공급관은 부식이 되지 않았고, 공급관이 용융염에 의한 막힘 현상도 없이 16시간동안 염소화 반응을 수행하여 반응을 종결할 수 있었다.



Fig. 3. Corroded STS tube

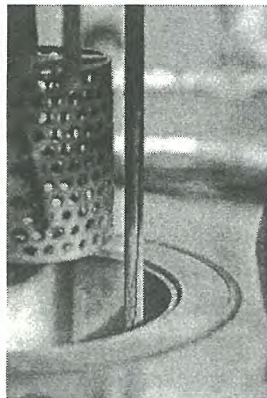


Fig. 4. Quartz tube after experiment

3. 결론

UCl_3 제조를 위한 염소반응을 위한 염소 공급관은 Quartz을 사용함으로써 공급관의 막힘 현상과 공급관의 부식 문제점을 해결할 수 있었다. 그러나 염소공급관의 파손을 방지하기 위하여 외부보호관으로 사용하는 STS관의 부식방지를 위한 방안을 모색할 필요가 있음을 확인하였다.

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.

Gamma-ray spectroscopy using CsI(Tl) and silicon PIN photodiodes

Taehoon Jeon, Sungeop Jeong and Soocheon Kwon

Sungwoo E&T, 8F, HwaSung B/D, #34-2, CheonHo-Dong, KangDong-Gu, SEOUL, KOREA 134-861

thjeon@sungwoo.org

1. Introduction

The use of fast neutron and gamma-ray inspection techniques(FNGR) for scanning the composition of illegal drugs, agricultural products, and other contraband in customs applications and for the inspection of weapons and explosives in security applications has been widely reported [1-3]. The FNGR generally uses two detector modules which are parallel for each other. They are all scintillator coupled photodiode detectors and the thickness of each scintillator is designed to absorb about 80% of radiations entering the scintillator. In order to acquire more detail information and reduce the error of measuring the ratio (R), the sensitivity of each detector should be improved.

In this study, we proposed a new idea to increase the sensitivity of each detector by using two parallel detector modules for gamma-ray radiography. The aim of this work was to evaluate the ability of the new detector to improve the signal to noise ratio (SNR), and to establish the methodology for counting in the new detector module with coincidence spectroscopy circuit. For this purpose, we optimized the scintillator thickness for ^{60}Co by the Monte Carlo simulation code and the characteristics of operation and noise tests were accomplished after Scintillator coupling.

2. Characteristics of the fabricated detector module

In this study, two parallel detector modules suggested. In detail, the height of the 1 level is approximately 50 mm and optimal thickness of the 2 level is approximately 40 mm. A detector consisting of cubic CsI(Tl) crystals coupled to a Hamamatsu

S3590-01 and the PIN photodiode fabricated are two kinds of n-type (100) wafer having resistivity of 1.5 k Ω ·cm and 5k Ω ·cm are tested. For our design of n-type photodiode, the total thickness is 380 μm . It is a PIN diode where N⁺ doping is formed in the whole rear face and P⁺ doping is formed in the front face. Si_3N_4 of $\sim 700 \text{ \AA}$, which is optimal to wavelength of 550 nm, was used as a anti-reflection coating film.

Our design of n-type photodiode allows for the attachment of a crystal on the p⁺ side of the photodiode. The aim of this design is to enhance the time properties of the detector module in coincidence mode, due to the fast hole collection near the surface of the p⁺ region. For the PIN photodiode, terminal capacitance, dark current and spectral response was measured as shown in the Table 1.

Table 1. Results for properties of PIN photodiodes

Manufacturer	Hamamatsu	Model1	Model2
Type	S3590-01	M1-1.5	M2-5
Active area [mm]	10×10	10×10	10×10
Responsivity [A/W] (@550 nm)	0.31	0.51	0.50
Dark current [nA] (@V _R =5 V)	0.44	0.59	1.34
Terminal capacitance [pF] (@V _R =5 V)	100	200	100
NEC [rms] (@Shaping time =6 μs)	500	1200	900
Window	Epoxy resin	Epoxy resin	No window

3. Gamma spectrometer characteristics

The photodiode and preamplifiers coupled with

crystal is located in the light tight box that can provide electromagnetic shield. The respective signals are applied into the shaping amplifier at a shaping time of 6 μ s having optimal noise from the preamplifier output. In Fig.1, and Fig.2, the experiment is performed on applying the same shaping time. For the photodiode used in Fig.2, the gamma-ray spectroscopy are accomplished using 5 k Ω -cm having the smallest noise derived through the NECs measurement.

The energy resolution is determined from the width of photopeak areas of ^{60}Co source at 1.17 MeV and 1.33 MeV. The results of spectra are shown in Fig.1. The manufactured photodiodes showed about 16% and 12%, respectively, for 1.17 MeV and 1.33 MeV from ^{60}Co poorer energy resolution than Hamamatsu S3590-01. On the other hand, the two kinds of the manufactured photodiode are located in a position of larger peak in channel numbers and it means our detector has better signal amplitude that is generated within the detector.

Fig.2 shows that the results obtained by applying the coincidence method to the two parallel detector modules are about 17% better the sensitivity than that from the singles. This is attributed to coincidence summing arises from the possibility of detecting two truly coincident photons in the proposed structure.

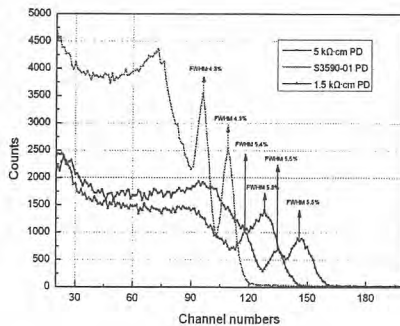


Fig. 1. Comparison of FWHM between our detector and the other detector based on S3590-01 photodiode for ^{60}Co source

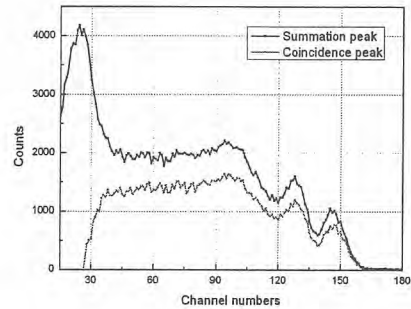


Fig. 2. Pulse height spectra of the two parallel detectors from a 1 μCi ^{60}Co

4. Discussion and conclusions

We fabricated the PIN photodiode coupled with crystal for the FNCR. We performed experiments and analyzed the results concentrating on the characteristics of signal and noise with PIN photodiode and CSA to detect high energy gamma and dominant factors to minimize system noise were capacitance than dark current of photodiode. As a result of measurement using the two parallel detector modules in this study, the sensitivity was considerably improved. We proved that our detector system is reliable for FNCR.

5. Reference

- [1] B. D. Sowerby, et al., Nucl. Instr. and Meth. A 580 (2007) 799.
- [2] J. Rynes, et al., Nucl. Instr. and Meth. A 422 (1999) 859.
- [3] J. Eberhardt, et al., Proc. of SPIE, Vol. 6213, (2006) 3.

SFR 금속핵연료의 열적 성질에 관한 연구

김선기, 이종탁, 오석진, 고영모, 김기환, 우윤명, 이찬복

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

kimsk@kaeri.re.kr

1. 서론

U-Pu-Zr와 같은 금속핵연료의 경우 세라믹 핵연료와 함께 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor; SFR)의 핵연료 물질로서 고려되고 있다. 국내에서는 이 가운데 금속핵연료에 초점을 맞추어 중력주조법에 의해 금속핵연료 제조법을 개발하고 있다. 개발되는 핵연료의 경우 여러 물성이 모두 중요하지만, 핵연료라는 특성 상 열적 특성이 가장 중요한 물성으로 간주되고 있다. 그러나 이러한 열적 특성은 SFR 핵연료의 매우 중요한 데이터임에도 불구하고 열용량(비열), 열팽창율, 열확산도, 열전도도 등과 열적 특성 자료는 그 자료가 매우 부족한 실정이다[1-3]. 따라서 본 논문에서는 SFR 핵연료의 열용량 특성, 열팽창율 특성, 그리고 열전도도 평가를 위한 열확산도 특성 관련 열적 특성 관련 국내의 주요 실험결과에 대하여 논의하고자 한다.

2. 본론

핵연료의 열적특성은 핵연료의 성능과 직결되므로 매우 중요한 특성 중의 하나로서 그 중 열전도도는 핵연료의 성능 및 안전여유도(safety margin)에 있어서 매우 중요한 인자이다.

Figure 1은 INL(Idaho National Laboratory)에서 수행한 0U-20Pu-3Am-2Np-15Zr SFR 금속핵연료용 합금에 대한 열용량과 열확산도 측정값을 온도에 따라 보여주고 있다. U-금속의 경우 669℃에서 orthorhombic 결정구조를 갖는 α -U에서 tetragonal 결정구조를 갖는 β -U으로 상변태를 하게 되는데, pure U 금속이 아닌 U-합금의 경우 669℃ 전후에서 상변태가 발생한다. 상변태가 발생할 경우, 온도에 따른 열용량, 열팽창, 열확산도 등과 같은 열적 거동이 온도에 따라 급격한 변화하는 천이(transition) 현상이 발생한다. 따라서 Figure 1에서는 상변태가 발생하기 전까지의 열적 거동을 온도에 따라 보여준 것이다. 열용

량과 열확산도 모두 온도에 따라 점진적으로 증가하는 거동을 보여주고 있으며, 곡선적합을 할 경우 직선적 증가 거동이 아닌 온도에 따른 다항식으로 표현할 수 있음을 알 수 있다.

한편, Figure 2는 60U-20Pu-3Am-2Np-15Zr SFR 금속핵연료용 합금에 대한 열용량과 열확산도 측정값을 온도에 따라 보여주고 있다. 600℃ 이내 온도 영역에서 온도증가에 따라 점진적으로 증가하고 있다. 물론 열확산도의 경우에도 직선적 증가 거동이 아닌 온도에 따른 다항식으로 표현할 필요가 있다.

Figure 3은 한국원자력연구원(KAERI)에서 개발중인 U-Zr 2원계 금속 연료심과 U-Zr-Ce 3원계 금속 연료심의 온도에 따른 선형 열팽창율의 변화를 보여주고 있다. 국내에서 Pu를 취급할 수 없으므로 Pu를 배제한 U-Zr 금속 핵연료 및 U-Zr-Ce 금속 핵연료를 제조하고 제조된 연료심에 대한 열적 특성을 분석하였다. 먼저 U-Zr 2원계 금속 연료심의 열팽창율의 경우 Figure 3에서 보는 바와 같이, 온도증가에 따라 거시적으로는 선형적으로 증가하는 것으로 나타났으며, 비열 변화의 경우에서처럼 약 700℃ 근처에 이르러 열팽창율이 증가하는 방향으로 급격한 천이현상이 발생하였다. 이는 앞서 언급한 바와 같이 금속 연료심의 해당 온도범위에서의 상변태에 기인하는 현상으로 볼 수 있다. 열팽창율은 약 600℃ 부근에서 연료심 조성에 따라 다르지만 대체적으로 0.5%~1.0% 범위의 값을 보여주었다.

3. 결론

본 논문에서는 소듐냉각고속로(SFR) 금속 핵연료용 합금의 열적특성, 즉 열용량, 열팽창율, 열확산도, 열전도도 등의 특성을 미국 INL 및 한국원자력연구원 실험결과를 살펴보았다. 금속핵연료의 열용량, 열팽창율, 열확산도, 열전도도 등은 온도증가에 따라 대체적으로 점진적으로 증가하는 거동을 보여주었다. 금속핵연료의 경우 이러한 열적

특성이 매우 중요함에도 불구하고 이용 가능한 실험자료가 매우 제한되어 있는 실정이다. 특히, 국내의 경우 Pu를 취급할 수 없으므로 Pu를 배제한 U-Zr 금속 핵연료 및 U-Zr-Ce 금속 핵연료를 제조법을 개발하고 이러한 금속연료심에 대한 열적 특성을 평가중에 있다. 이런 이유로 제한된 열적 특성 관련 외국 실험자료와의 직접적인 비교에 어려움이 있으나 한정된 실험자료를 활용하여 국내 SFR용 금속핵연료의 열적특성 실험자료의 보완에 활용하며, 지속적인 열적 특성 DB를 생산 중에 있다.

4. 참고문헌

- [1] D. C. Crawford *et al.*, "Fuels for sodium-cooled fast reactor : US perspective", *Journal of Nuclear Materials*, 371, (2007).
- [2] J. Carmack *et al.*, "Advanced Sodium Fast Reactor (SFR) Fuel Comparison", *GEN IV International Forum*, April, (2008).
- [3] C. L. Trybus *et al.*, "Casting of metallic fuel containing minor actinide additions", *Journal of Nuclear Materials*, 204, (1993).
- [4] S. L. Hayes *et al.*, "Metallic Fuels", *Nuclear Fuels Materials Spotlight*, Idaho National Laboratory, March, (2009).

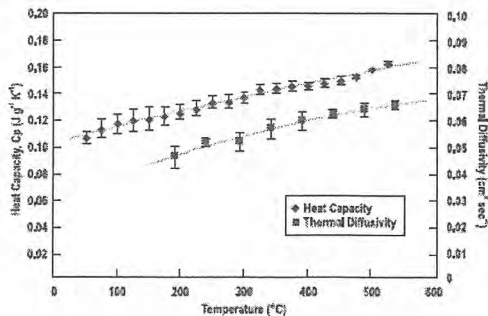


Fig. 1. Plots showing the temperature dependence of the heat capacity and thermal diffusivity measured for the 60U-20Pu-3Am-2Np-15Zr fuel alloy up to the first phase transition [4]

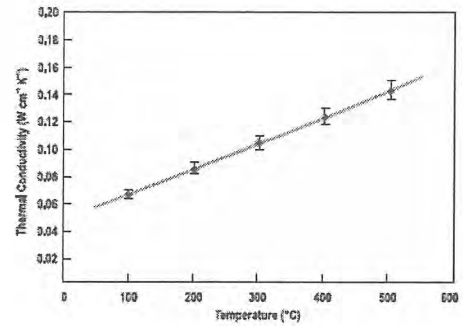
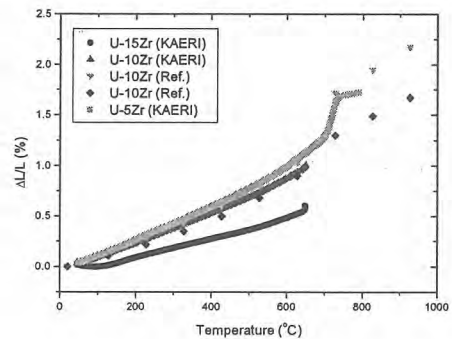
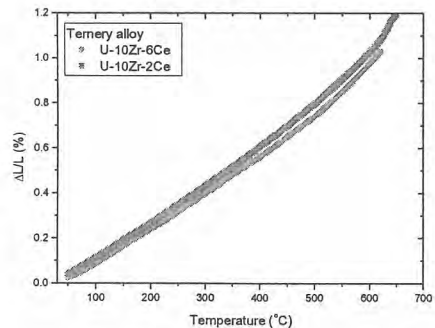


Fig. 2. Temperature dependence of the thermal conductivity determined from the fitted expressions for density, heat capacity, and thermal diffusivity from the 60U-20Pu-3Am-2Np-15Zr fuel alloy up to the first phase transition [4]



(a)



(b)

Fig. 3. Thermal expansions of U-Zr binary fuels and U-Zr-Ce ternary fuels with increasing temperature (a) U-Zr binary fuels, (b) U-Zr-Ce ternary fuels

레이저 유도 파열 분광학(LIBS)을 이용한 무독성 산화물 (Nd, Sm) 분석

정정환, 정의창, 양정하, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
jwieong@kaeri.re.kr

1. 서론

핵물질 계량 연구에 레이저 유도 파열 분광학 (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS) 기술을 적용하려는 이유는 사용후핵연료를 다루는 고온전해분리공정(pyroprocessing)에서 악티나이드 원소(U, Pu 등)를 포함한 민감 핵물질의 실시간 정량분석이 가능하기 때문이다 [1,2]. 현재 사용 중인 중성자 검출기는 중성자 계수율로 핵물질을 계량하는 방법으로서 핵물질에 미량으로 포함된 Cm의 양이 일정하다는 전제 아래 Cm 비에 따라 U, Pu 양을 계산하지만, Cm 함유량에 변화가 있다면 오차가 발생할 가능성이 크다. 따라서 LIBS 기술을 적용하여 핵물질에 함유된 Cm 비를 현장에서 실시간으로 측정할 수 있는 분석 장비와 방법을 개발할 필요성이 대두되었다.

Cm 비를 분석하기 위한 LIBS 기술 개발의 일환으로 DOE/LANL과 MEST/KAERI의 국제공동연구가 2009년부터 수행되고 있으며, 2009년에는 LIBS를 통한 안전조치 관련 정보 및 지식 교류, 2010년도에는 사용후핵연료 측정을 위한 LIBS 기술의 이론적 연구, 2011년도에는 물리적 검증을 위한 물질 시료 실험을 중점적으로 수행할 계획이다. 이 논문에서는 2010년 공동연구 내용에 포함된 대기 중의 무독성 대용 물질(란탄족 원소 대상)의 LIBS 실험 수행 결과에 대해 보고한다.

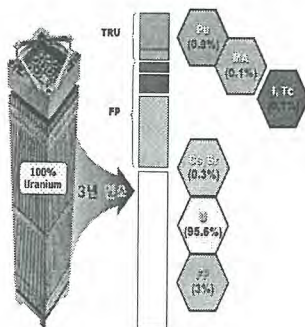


Fig. 1. Constituents of spent fuel

2. 본론

2.1 시료의 제작

핵물질을 다루는 시설 및 장비를 구축함과 동시에 사전 단계로 란탄족 원소인 Nd, Sm을 무독성 대용 물질로 선정하여 LIBS 연구를 수행하였다. 란탄족 원소는 원자발광(atomic emission) 스펙트럼의 복잡성이 악티나이드 원소와 유사하다. 따라서 한국원자력연구원의 원자력화학연구부에서 보유하고 있는 레이저 (Nd:YAG 레이저, Continuum, Surelite II) 및 분광기 (Echelle Spectrometer, ESA 3000) 등의 LIBS 장비를 이용하여 Nd, Sm의 LIBS 스펙트럼을 측정하였다.

란탄족 원소를 대상으로 한 표준시료를 구하는 것이 불가능하므로 자체적으로 시료를 혼합물 형태로 제조하였다. Nd (순도 99.9%), Sm (순도 99.9%) 및 Cu (순도 99.9%) 분말을 섞어 arc melting furnace를 이용하여 다양한 혼합비의 시료를 제조하였다. 제조한 시료의 외형을 아래 사진에 나타내었다.

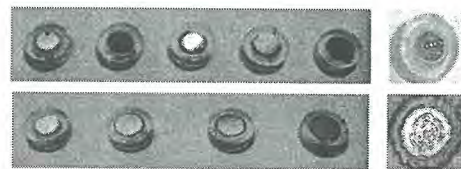


Fig. 2. Photograph of the samples with different mixing ratios (upper: Sm & Cu, lower: Nd & Cu)

2.2 측정 결과 및 고찰

대기압 조건에서 LIBS 실험을 수행하였고, 레이저 유도 플라즈마를 발생시키기 위해 532 nm 레이저 파장을 이용하였다. 혼합된 시료에서 농도를 결정하기 위해서는 검정 곡선(calibration curve)을 구해야 한다. 이를 위해 Cu의 경우 282.437 nm, Nd의 경우 415.608 nm, Sm의 경우 315.252 nm 파장을 선정하여 스펙트럼의 세기를 측정하였다.

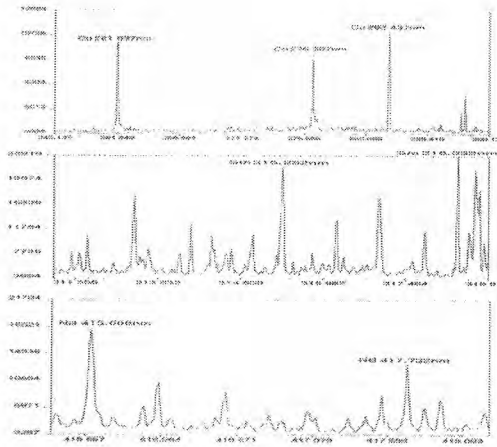


Fig. 3. Cu, Sm and Nd spectra measured from mixed samples

각 원소에 대응하는 대표적인 스펙트라를 그림 3에 나타내었다. 그림 4, 5에 나타낸 것과 같이 Sm과 Cu 혼합시료의 검정 곡선에서 기울기에 대한 오차는 1.04%이고, 상관계수(R^2)는 0.9995이다. Nd과 Cu 혼합시료의 검정 곡선에서 기울기에 대한 오차는 1.50%, 상관계수는 0.9992이다.

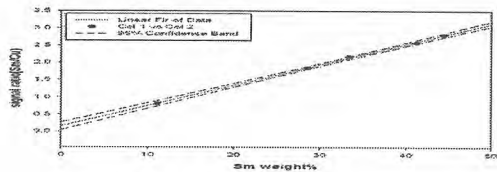


Fig. 4. Calibration curves for Sm

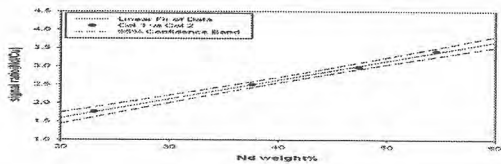


Fig. 5. Calibration curves for Nd

3. 결론

악티나이드 원소를 포함한 핵물질을 다루기 이전 단계에서 무독성 대응 물질로 란타늄 원소 Nd, Sm을 선택하여 LIBS 연구를 수행하였다. Cu, Fe와 같은 금속의 원자발광 스펙트럼과 중첩되지 않는 파장 영역에서 Nd, Sm의 발광 스펙트럼을 측정하였고, 시료의 농도에 따른 검정 곡선을 구했다.

핵물질 계량 및 안전조치 적용을 위해서는 hot-cell 이나 고방사선 환경에서의 분석이 필요하므로 실시간, 원격 측정이 가능한 LIBS 기술의 적용 가능성을 지속적으로 조사하고 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력연구개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] W. Pietsch, A. Petit, A. Briand, Spectrochim. Acta Part B vol. 53, pp. 751-761, 1998.
- [2] C.A. Smith, M.A. Martinez, D.K. Veirs, D.A. Cremers, Spectrochim. Acta Part B 57, pp. 929-937, 2002.

Glassy Carbon 전극에서 염소의 산화/환원 반응특성 연구

윤달성, 백승우, 김시형, 김택진, 김광락, 심준보, 정재후, 안도희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

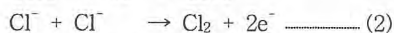
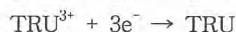
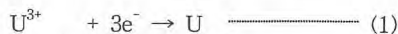
vds0127@kaeri.re.kr

1. 서론

전해제련공정은 정련공정 후 LiCl-KCl 염에 잔류하는 우라늄과 악티나이드 원소들을 액체카드뮴음극(LCC, Liquid Cadmium Cathode)을 이용하여 동시에 회수하는 공정이다. 따라서 파이로프로세스의 비 핵확산성을 입증하는 중요한 공정이다. 현재 우라늄 회수성능을 향상시키기 위한 연구로써 수지상 우라늄의 성장을 억제하기 위한 액체음극 구조개발에 대한 연구가 활발히 진행되고 있으나, 불활성 전극을 사용하는 양극의 특성에 대한 연구는 크게 알려진 바가 없는 상태다. 양극재료는 Glassy Carbon, Graphite, Pyrolytic graphite 등의 불활성 전극이 후보재료로 선정되었으며, 각 전극재료에 따라 전극표면에서 일어나는 반응의 열역학적 특성 및 전해반응에 미치는 영향을 규명하기 위한 실험이 진행되고 있다. 본 연구에서는 Glassy Carbon을 양극재료로 선택하여 양극전극 표면에서 일어나는 chlorine evolution 반응과 reduction반응의 메커니즘을 알아보고 Tafel plot 으로부터 kinetic parameter를 계산해 보았다.

2. 실험 및 결과

LCC표면에서 U 및 TRU metal이 식 (1)와 같은 반응에 의해 회수되는 반면, 양극표면에서는 식(2)에 의해 LiCl-KCl 염이 분해되어 Cl₂ gas가 발생된다.



Cl₂ evolution kinetic data를 구하기 위해 Fig. 1과 같이 소형장치를 제작하였다. LiCl-KCl 용융염을 quartz cell에 넣고 500℃로 가열하여 녹였으며, working 전극은 Φ1mm glassy carbon (GC), counter 전극은 Φ3mm graphite, reference 전극은 pyrex membrane type의 Ag/AgCl 전극을 사용하

였다.

Fig. 2에서와 같이 Cell 내부에 전극을 배치하였으며, 전극주변에 Cl₂ gas를 효율적으로 bubbling시키기 위해 GC전극주변을 pyrex tube로 둘러쌌다. Cl₂ gas evolution 반응을 충분히 한 후 CV curve를 그려본 결과 Fig. 3과 같이 Cl⁻/Cl₂ peak이 뚜렷하게 나타났다으며, Cl⁻/Cl₂ redox 전위가 1.2V 근처인 것을 확인하였다. Tafel plot은 1.5V에서 시작하여 5mV/s의 scan rate로 1V 까지 측정하였다. 이는 LiCl-KCl 내의 염소기체의 분압을 일정하게 유지하기 어렵기 때문에 1.2V 보다 큰 전위에서 충분히 Cl₂ evolution 반응을 진행 한 후, 1.2V 이하에서 전극주변에 있던 Cl₂ gas의 환원반응을 관찰하기 위해서이다. Fig. 4에 나타난 Tafel plot으로 부터 corrosion potential, 1.986V를 구할 수 있었으며, 산화기울기로부터 exchange current density (i₀)를 계산한 결과 301 μA/cm² 이었다. 10mV 이하의 낮은 과전압 범위에서 linear polarization 거동을 Fig. 5와같이 나타내었으며, slop 으로부터 식 (3)을 이용하여 양론계수 ν를 구할 수 있었다.

$$\nu = (nF i_0 / RT) (\partial E / \partial i)_{E \rightarrow 0} \quad (3)$$

Tafel plot으로부터 구한 i₀ (0.301μA/cm²)와 n=2 값을 식(3)에 대입하여 계산 한 결과, ν 값은 0.9943으로 이론 양론계수 1에 아주 가까운 것을 확인하였다. 또한 식 (4)로부터 R_{ct} = 110.67 Ωcm 값을 계산하였다.

$$R_{ct} = \nu RT / nF i_0 \quad (4)$$



Fig. 1. Experimental apparatus

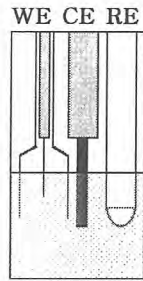


Fig. 2. Scheme of the quartz cell

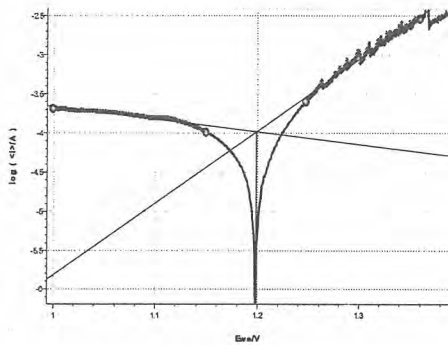


Fig. 4. Tafel plot for the Cl^-/Cl_2 couple on a GC electrode in LiCl-KCl

3. 결론

본 연구는 500℃의 LiCl-KCl 용융염에서 GC 양극전극 표면에 일어나는 Cl^-/Cl_2 반응의 kinetic data를 얻기 위해 수행되었다. 용융염 내에 염소 기체의 분압을 일정하게 유지시키기 위해 working 전극 주변으로 pyrex tube를 설치하였으며, 먼저 Cl^- 산화 반응 후, 이로 인해 전극주변에 생성된 Cl_2 gas를 환원시키는 방법으로 Tafel plot을 하였다. Tafel slop으로부터 exchange current density, i_0 값을 구할 수 있었으며, 낮은 과전압 범위의 linear polarization slop으로부터 양론계수 v 를 계산할 수 있었다. 위에서 구한 i_0 와 v 를 적용하여 R_{ct} 값을 계산하였다.

앞으로의 연구에서는 Graphite, Pyrolytic

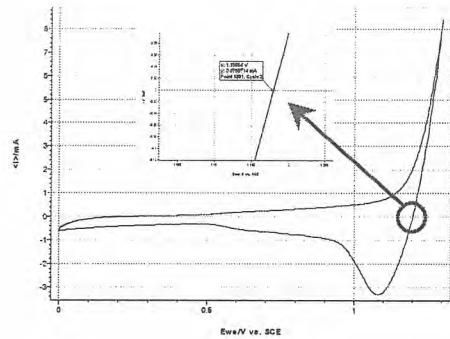


Fig. 3. CV curve of the Cl^-/Cl_2 couple on GC electrode in LiCl-KCl

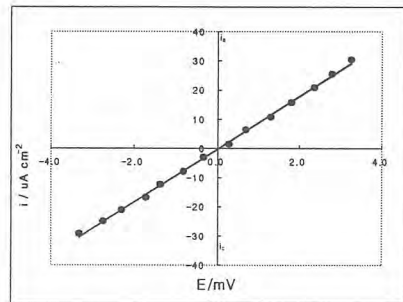


Fig. 5. Current(i) vs. Potential(E) plot for the Cl^-/Cl_2 couple under a small polarization on a GC electrode in LiCl-KCl

graphite등의 양극재료에 대해서도 kinetic data를 구해야 하며, quartz cell 내부를 밀봉하고 내부압력을 조절하여 일정한 염소기체 분압에서 kinetic data를 계산하여야 정확한 값을 얻을 수 있을 것이다. 또한 식(4)로부터 구한 R_{ct} 값을 Impedence 방법을 이용하여 구할 수 있으며 이들 값을 비교할 수 있을 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

LiCl-Li₂O 용융염계에서 UO₂ Pellet의 제조 환경에 따른 금속환원

신호섭, 김익수, 정상문, 허진목

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

sinosu@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 에너지 고갈이 진행 중 이에 따라 새로운 친환경적인 에너지 필요성이 제기되고 있고, 이에 맞추어 원자력의 중요성이 대두되고 있다. 한국원자력연구원에서는 사용후핵연료로부터 우라늄 등의 유효한 성분을 회수해서 차세대 원자로인 고속로의 연료로 재활용하고 고준위 방사성폐기물의 양과 독성, 발열량을 대폭 줄임으로써 원자력 발전의 안전성과 경제성을 향상시킬 수 있는 기술인 파이로 공정 (pyroprocessing)을 연구개발 중이다 [1]. 본 연구에서는 파이로 공정의 첫 번째 단위 공정인 사용후핵연료 전해환원 공정에서 우라늄산화물의 환원 효율성을 증대시키기 위한 노력의 일환으로 LiCl-Li₂O 용융염계에서 정전압 실험을 통하여 우라늄 산화물의 형태 및 처리 방법 등이 환원 효율에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법 및 장치

우라늄 산화물의 전해환원 매질로 LiCl-1wt% Li₂O 용융염을 사용하여 650도의 온도에서 실험하였다. 우라늄산화물의 형태 및 처리 방법에 따른 효과를 비교하기 위하여 압축된 UO₂분말을 각각 1시간과 2시간동안 소성한 UO₂ 펠렛(1시간 소성한 펠렛은 1h로, 2시간 소성한 펠렛은 2h로 표시)과 UO₂ Granule 세 종류의 시료를 사용하였다. 펠렛의 크기는 그림2에서 보는바와 같이 높이 1mm정도로 일정하였고 넓이가 약 5mm에서 10mm인 시료를 사용하였다. Granule은 타원형의 모양으로 크기는 1mm에서 5mm정도인 시료를 사용하였다. 양극은 Pt를 사용하였고, 기준전극은 Li-Pb 합금을 사용하였다. 그림1과 같이 양극과 음극 그리고 기준전극을 사용해 실험장치를 구성하고 3.2V의 정전압을 가하여 각 시료의 우라늄 산화물의 무게대비 전하량을 구하고 각 시료 당 금속환원이 되도록 충분하게 전하를 공급하고, 실험

시작부터 끝까지 시간을 제어 환원 반응시간도 측정해 보았다. 1h 펠렛과 2h 펠렛 시료는 각각 10g을 환원 실험하였고, Granule 시료는 5g을 환원 실험 하였다.

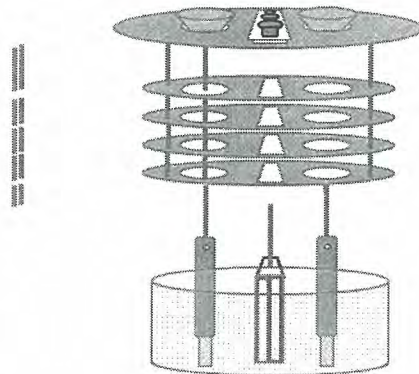


Fig. 1. 실험 장치

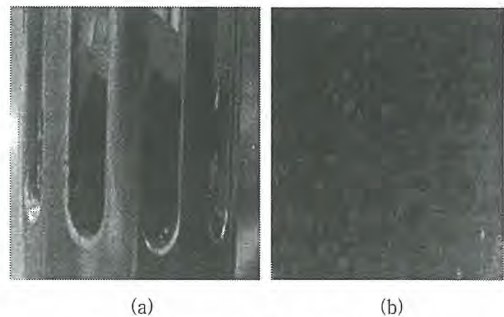


Fig. 2. (a) UO₂ 펠렛, (b) UO₂ Granule

2.2 실험 결과

표1에서 볼 수 있듯이 우라늄 산화물이 우라늄으로 금속환원이 될 때까지 주어진 총 전하량이 세가지 시료 중 2h 펠렛에서 가장 적게 나타났는데 이는 2h 펠렛의 경우가 전류효율이 가장 좋다는 것을 의미하며, Granule보다 강도가 높은 펠렛의 금속환원이 보다 효율적임을 나타내는 것이다.

한편, 1h 펠렛은 2h 펠렛과 구조적 특징이 같은 펠렛임에도 불구하고 금속환원이 쉽게 이루어지지 않았는데, 두 펠렛 시료의 소성시간에 따른 차이가 금속 환원에 영향을 미치는 것으로 생각한다. 또한 환원 반응시간 측정에서 전류효율이 좋았던 2h 펠렛은 반응시간이 6시간이 걸렸던데 반하여, 전류효율이 좋지 못했던 1h 펠렛은 5시간 30분 정도로 반응시간이 더 짧게 나타난 것을 볼 수 있었다. 시간당 전류가 1h 펠렛에서 2h 펠렛보다도 더 많이 흘렀음을 보여주었고, 2h 펠렛 시료가 더 적은 전류에서도 효율적으로 환원반응이 일어나는 것을 볼 수 있었다. 환원 반응시간 측정을 통해 주목해서 볼 것은 Granule의 환원 반응시간이다. Granule의 경우 펠렛보다 더 적은 양으로 실험을 진행하였음에도 반응시간이 3시간 30분이 걸렸고, 단순계산으로 펠렛과 같은양이라면 7시간이라는 결과가 나왔다. 전류효율도 펠렛보다 떨어졌을 뿐만아니라 환원 반응시간도 더 오랜 시간이 걸리는 것으로 나타났다. 강도와 경도가 더 좋은 2h 펠렛에서 환원시간 및 전류효율이 상대적으로 약한 Granule보다 단순 계산으로 각각 16%, 11%가 향상된 결과를 보였다.

Table 1. 각 시료별 전하량 및 반응에 소요된 시간

시료	무게	이론전하량	실험전하량	반응시간
1h 펠렛	10g	14000 C	44039 C	5.5h
2h 펠렛	10g	14000 C	34027 C	6h
Granule	5g	7000 C	18878 C	3.5h

3. 결론

우라늄산화물의 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 용융염계에서의 전해 환원 실험 결과는 UO_2 Granule 보다 강도와 경도가 상대적으로 높은 UO_2 펠렛을 사용할 때가 전류효율 및 반응 소요시간 측면에서 우수한 것으로 나타났다. 또한 같은 펠렛에서 소성의 차이에 따라 전류효율과 환원시간의 차이가 크게 나타난다. 이것은 단순히 강도와 경도보다도 연료의 소성의 차이에 의한 이온의 결합상태 및 구조에 영향을 받는 것으로 보인다. 표본의 양이 충분하지 않아 단순 결론으로 끝나야 하는 점에서 아쉬움이 크고, 정확한 결과를 얻기 위해 실험을 통해 보충할 계획이다.

4. 감사의글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] H. Lee et al., "Overview of KAERI research activities on pyroprocessing", IPRC, 2008

공학규모 우라늄 전착물 잉곳주조장치에 사용되는 비수냉코일 개발

이윤상, 조춘호, 박기민, 김정국, 이한수

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

yslee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 건식처리 공정은 금속상의 사용후핵연료를 전해 정련하여 순수한 우라늄을 회수하는 공정으로서, 전해 정련 시 음극에 생성되는 우라늄은 수지상 형태이다. 따라서 우라늄의 중간 저장 혹은 재활용을 위해서는 회수된 우라늄 전착물을 잉곳형태로 제조할 필요가 있다. 이러한 우라늄 전착물을 잉곳형태로 제조하기 위해 우라늄 전착물 잉곳주조장치를 사용하게 되는데, 이 논문에서는 공학규모의 잉곳주조 장치에서 열원으로 사용하는 비수냉 고주파 가열코일을 개발한 결과를 소개하고자 한다.

2. 본론

2.1 공학규모 잉곳주조 장치 구성

우라늄잉곳 주조장치는 염 증류장치에서 회수된 금속우라늄 전착물을 녹여 잉곳 형태로 제조하는 장치이다. 우라늄의 융점은 1132°C 로서 유도가열 방식으로 도가니에 장입된 전착물의 온도를 1132°C 온도보다 높은 약 1300°C 로 승온시켜 용탕이 주형으로 주입 중 충분한 열을 가지고 흐를 수 있도록 가열한 후 주형에 주입하여 원하는 형태의 잉곳으로 주조하게 된다.[1] 공학규모의 잉곳주조장치는 하루에 50 kgU의 전착물을 잉곳으로 제조할 수 있는 규모의 크기이다.[2]

그림 1은 공학규모 잉곳주조장치의 개략도로써 원료공급장치는 원료공급 용기에 전착물을 장입한 후 진동을 가하여, 위쪽으로 전착물이 일정한 속도로 이동되어 편벨을 통하여 도가니에 전착물이 공급된다. 용융가열부에는 단열재로 쌓여진 도가니 주위에 비수냉 고주파 유도가열 코일을 설치하고, 도가니를 1300°C 정도까지 가열하여 우라늄 전착물을 용해한다. 주형가열장치 역시 비수냉 코일을 사용하며, 턴테이블에는 8개의 주형을 배치하였다.

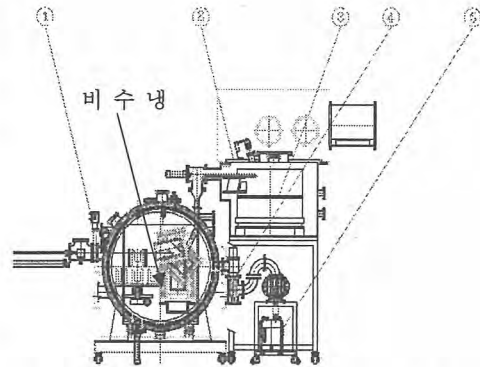


Fig. 1. Schematic diagram of Eng. scale ingot casting equipment

2.2 공학규모 비수냉 코일 실험 및 결과

사용후핵연료의 건식처리 공정은 Hotcell에서 이루어져야 하므로, 일반적으로 사용하는 수냉식 고주파유도가열코일을 사용할 경우, 냉각수 누수에 의한 문제가 발생할 수 있다. 따라서 새로운 개념의 비수냉코일을 개발하게 되었다.[3] 공학규모 전착물 잉곳주조장치에 사용된 비수냉코일은 부피 3.5 리터의 도가니를 가열할 수 있도록 그림 2와 같이 사각 형태의 Cu 관을 사용하고, 관 안에는 Ar 가스를 흘려줄 수 있도록 제작하였다. 비수냉코일의 Feed Through는 냉각수가 흐르도록 하여 진공을 유지하기 위한 O-ring을 보호하도록 설계하였다. 따라서 공학규모 전착물 잉곳주조장치에 사용되는 비수냉코일은 챔버 바깥은 수냉으로, 챔버 내에서만 비수냉이 되도록 구성하였다. 우라늄 50 kg을 처리할 수 있는 용량으로는 부피로 약 2.7리터에 해당한다. Cu의 비중이 8.96이므로 약 24 kg이 된다. 개발한 비수냉코일의 적용가능성을 확인하기 위해 Cu 20kg을 사용하여 용해실험을 한 결과 그림 3과 같이 용탕온도가 약 1400°C 가 되었을 때, 비수냉코일의 최대 온도는 약 480°C 까지 승온되었다. 따라서 공학규모의 잉곳주조장치에 이러한 비수냉코일의 적용가능성을 확인할 수 있었다.

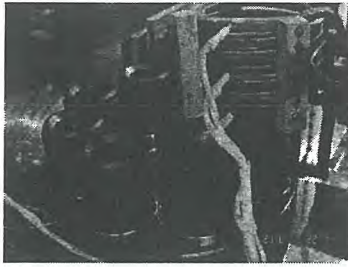


Fig. 2. Non-water cooling coil and 8 molds on the turn table

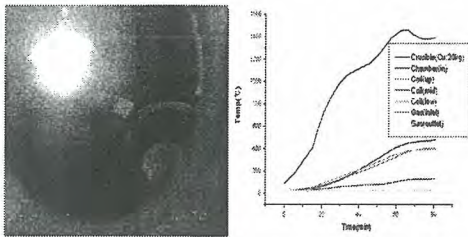


Fig. 3. The photograph of non-water cooling coil experiment and temperature profile

3. 결론

일반적으로 사용되는 수냉 고주파가열코일을 대체할 비수냉가열코일을 개발하였다. 공학규모인 50 kg-HM을 처리할 수 있는 공학규모 전착물 잉곳주조장치에 설치된 Cu로 제작된 사각관형태의 비수냉코일을 사용하여 Cu 20 kg을 용해실험 한 결과, 최대 500 ℃까지 승온되었으며, 공학규모 장치에서도 비수냉코일을 안전하게 사용할 수 있음을 입증하였다.

4. 참고문헌

- [1] 이운상, 외 “Lab. scale 우라늄 전착물 잉곳제조 장치 제작 및 시운전 경험”, 2009년 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회.
- [2] 이운상, 외 “공학규모 우라늄 전착물 잉곳주조장치 개념설계”, 2009년 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회.
- [3] 이운상, 외 “Development of Non-water cooling Induction coil of Ingot Casting Equipment for Uranium Deposits”, 2009년 추계 한국원자력학회 학술대회.

전해질 유동-전기화학 반응 커플링 모델개발

김광락, 김지용*, 윤달성, 백승우, 김택진, 김시형, 심준보, 정재후, 안도희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150)

*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 과학로 어은동 52

krkim1@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로프로세싱의 핵심기술인 고온 용융염 전기화학반응기의 전해특성 거동을 예측하는 전산모델 개발이 실험 수행, 시스템 설계 그리고 운전 점검 및 개선을 위한 효율적인 접근방법으로 부각되고 있다. 고온 및 고방사능 환경의 용융염 전해실험은 특성상 고비용이 드는 연구 분야로써, 전해특성에 영향을 주는 여러 인자의 영향을 파악하기 위한 많은 실험을 수행하는 것은 경제적으로 그리고 시간적으로 비효율적이다. 높은 정확도의 3차원 예상모델 적용을 통해 전산모델은 전해 시스템 설계 및 운영의 최적화에 도움을 줄 수 있다.

최근에는 전산유체역학(이하 CFD) 소프트웨어 패키지의 프레임워크에 전기화학 반응모델을 연계하여 보다 공간적으로 가시적인 결과와 표현이 가능하다. 지금까지 다중물리해석을 기반으로한 전지 및 부식분야의 전기화학 특성예측을 위한 전산모사 연구가 활발히 진행되고 있으나 용융염 전해공정 분야에서의 연구사례는 극히 일부에 불과하다 [1].

본 연구에서는 전해셀에서 환형의 양극 구조와 카드뮴의 액체금속음극 도가나가 중심에 배치된 전해제련로의 모형을 해석 대상으로 하였다. 교반기에 의해 난류 유동이 형성되는 전해질 유동장의 영역을 설정하고, CFD 기반의 이온이동 모델에 전극 계면에서의 전기화학의 전극반응 모델을 커플링하였다.

2. 본론

2.1 이론

CFD 소프트웨어에서는 유동을 모사하는 모델링 및 연속방정식이 기본 전산모델의 체계로 되어있다. 3차원의 국부 유속(u)과 커플링된 비압축성 유체에서 이온의 전달방정식을 이온농도(C),

동적확산계수(D_c) 그리고 질량소스(S_c)항으로 나타낼 수 있다.

$$\rho \frac{\partial C}{\partial t} + \rho \nabla \cdot (vC) = \rho \nabla \cdot (D_c \nabla C) + S_c \dots\dots\dots (1)$$

상기 전달방정식은 전류인가 크기에 따라 전극계면으로의 이온이동이 확산과 대류에 의해 제한될 수 있는 연계식이다.

양쪽 전극에서 전류인가(i_{app})에 의해 패러데이 법칙에 의한 드나드는 질량 소스항은 (2)식으로 표현되며, 전해질에 접하는 전극면적에 의해 전류밀도는 달라진다.

$$S_c = \pm \frac{i_{app}}{nF} \dots\dots\dots (2)$$

전극표면에서의 분극은 전극반응 속도식으로 일반화된 Butler-Volmer 방정식[2]에 의해 전극과전압과 연관지을 수 있다.

$$I_i = I_{o,i} \left[\exp \left\{ - \frac{\alpha_i n_i F}{RT} \eta_i \right\} - \exp \left\{ \frac{(1 - \alpha_i) n_i F}{RT} \eta_i \right\} \right] \dots\dots\dots (3)$$

여기에서 금속염에 대한 대칭인자(α_i)는 0.5 그리고 교환전류밀도($I_{o,i}$)값은 $5 \times 10^{-4} \text{ A/cm}^2$ 를 사용하였다.

원소 i 를 함유하는 용융염 전해질의 전도도(κ)는 다음 식으로 정의된다.

$$\kappa = F^2 \sum_i n_i^2 u_i C_{i,salt} \dots\dots\dots (4)$$

이 식에서 F 는 패러데이상수, n_i 는 원소 i 의 전자수, $C_{i,salt}$ 는 원소 i 의 농도, u_i 는 이온의 이동도를 나타낸다.

2.2 결과 및 토론

본 연구에서는 상용으로 난류모델 해석에서 가장 널리 사용되는 Ansys-CFX [3] 계산 체계를 사용하였다. 용융염 전해질의 유동장 영역을 격자화하고, 전극면을 포함한 유동마찰과 경계조건이 적용되는 면을 프리즘 격자로 처리하여 유동 및 전기장 모사를 위한 격자계 도메인을 설정하였다. 기본 유동 지배식 및 이온 전달방정식들로 구성

되는 연립편미분방정식의 수치해석 기법은 유한 체적법이 이용되었고, 적절한 초기치와 경계조건에 의해 계수 루프를 통한 반복계산으로 해를 구하는 알고리즘이 주 계산체계이다.

Fig. 1은 전해제련로의 전해질 영역에서 가시적인 난류 형상인 속도벡터의 유동장 단면을 보여주고 있다. 전해질의 유동과 이온확산 및 대류를 통한 이온의 플럭스를 전류밀도 벡터로 연계하여 전기화학모델을 커플링할 수 있었다.

Fig. 2는 전착에 의해 이온이 소모되는 음극면에서의 농도분포를 보여주고 있다. 전극면에서 수직방향으로 위치에 따라 농도분포를 도식화할 수 있었으며, 현재의 해석 조건에서는 확산층의 두께가 약 $200\mu\text{m}$ 정도인 것으로 추정된다.

수행한 전산 시뮬레이션으로 전해셀 구조기반의 가시적인 전해특성에 미치는 중요 전해변수의 영향을 예측할 수 있었다. 수치해석을 통한 유동장과 전기화학반응의 결합 모델은 실험으로는 달성시키기 힘든 경제적인 전해특성 정보를 제공할 수 있을 것으로 예상된다.

3. 결론

액체 카드뮴음극을 사용하는 용융염 전해제련로를 대상으로 전해질 유동과 전기화학 반응모델을 커플링하여 전기장 해석을 위한 전산모델을 마련하였다. 수립된 모델로 주어진 정전류 전해운전조건에서 공간 전해특성을 예측할 수 있었다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 김광락 등, 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계 학술대회 논문요약집, pp.235-236, 2010.
- [2] A. J. Bard and L. R. Faulkner, Electrochemical Methods, Fundamentals and Applications, John Wiley & Son, New York, p.87, 2001.
- [3] ANSYS CFX-12.0 Solver 2008 (Cannonsburg: USA/ANSYS: www.ansys.com).

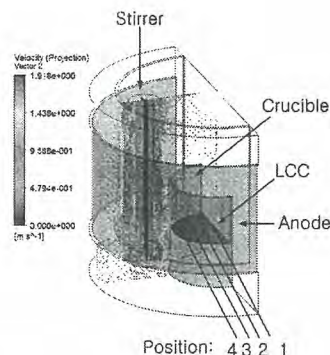


Fig. 1. Velocity streamline in the electrolyte domain of an electrowinner.

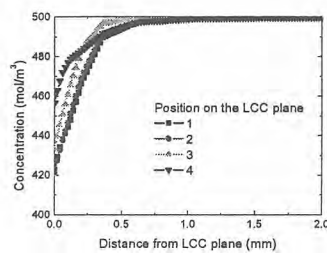


Fig. 2. Concentration profiles at the LCC surface

RAR공정 잔류 악티늄족 원소의 LCC 전해회수 효율개선 방안

김지용, 심준보*, 박대엽*, 김광락*, 백승우*, 김시형*, 안도희*

UST (University of Science & Technology), 대전광역시 유성구 과학로 113번지

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kiv82@kaeri.re.kr

1. 서론

원자력에너지는 자원부족 문제를 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 핵확산저항성이 상대적으로 높으며 경제적이다는 이유로 사용후핵연료를 환경 친화적으로 관리하기에 적합한 기술로 인식되고 있다. 파이로 프로세스의 전해제련(electrowinning) 공정에서는 액체 카드뮴음극(Liquid Cadmium Cathode, LCC)을 사용하여 전해제련 후 잔여 우라늄과 TRU를 함께 회수한다. 파이로 프로세스에서 발생하는 폐기물 내 악티늄족 원소를 최소화하기 위해서 이를 효과적으로 회수할 수 있는 RAR (Residual Actinides Recovery) 공정의 확립이 필요하다.

본 연구에서는 RAR공정의 LCC 전해회수 단계에서 정전류 전해방식으로 잔류악티늄족 원소를 100 ppm 이하로 낮출 때 발생하는 금속회수 전류 효율이 100% 이하일 때 용융염 상에서 U 및 RE 금속이 고갈됨에 따라 용융염 전해질의 분해 및 이로 인해 Li금속이 생성되어 후속 단계에서 첨가하는 CdCl_2 산화제의 소모 원인이 되기 때문에 LCC 전해회수 시에 발생하는 Li금속의 생성을 제어하거나 그 활용 방법을 모색하는 등 효율을 개선할 수 있는 방안에 대하여 검토하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 및 방법

LCC 전해회수 실험을 수행하기 위하여 Fig.1의 실험장치가 사용되었으며, 전해실험은 산소와 수분의 농도가 5 ppm 이하로 유지되는 글로브박스 내부에서 수행되었다. RAR 실험은 용융염 내 악티늄족 원소(U)를 LCC에 전착시켜 U의 잔류농

도가 100 ppm 이하로 될 때까지 전해 석출시킨 후, LCC에 과량으로 동반 석출된 RE 금속의 상당부분을 용융염 속으로 CdCl_2 산화제를 첨가하여 산화추출 시켜 진행한다. 전해회수 실험은 U와 RE 원소를 사용하여 농도 1.5 wt% 내외, 교반속도 50 rpm, 전류밀도 30 mA/cm^2 및 glassy carbon 양극을 사용하여 U의 잔류농도를 100 ppm 이하까지 낮추며 용융염 시료분석 및 CV측정을 통해 확인하였다.

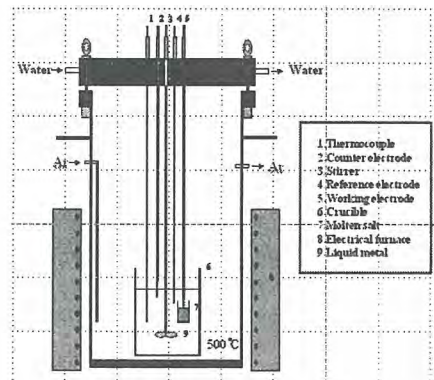
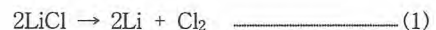


Fig. 1. RAR reactor vessel

2.2 결과 및 고찰

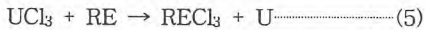
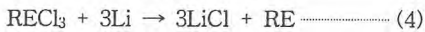
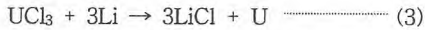
LCC 전해회수 후 산화단계에서 CdCl_2 산화제의 첨가 시 RE 등 금속 염화물의 생성 없이 산화제가 소모되는 현상이 관찰되었다(Fig.2). 용융염 내에서 CdCl_2 가 RECl_3 의 생성 없이 소모되는 이유는 아래와 같은 반응 때문으로 생각된다.



Li 금속은 용융염에서 U 및 RE 금속의 농도가 매우 희박해지면서 용융염의 LiCl이 전기분해되어 염소 기체와 함께 생성된다.

LCC 전해회수 시 Li 금속의 생성을 억제하는 방법은 첫째, 전해가 진행됨에 따라 금속 농도가

낮아지면 전류밀도를 단계적으로 낮추면서 금속 회수 전류효율을 100%로 유지하도록 운전방식을 선택하는 것이다. 이와 다른 두 번째 조업 방식을 고려할 수도 있는데, U의 농도를 100 ppm 이하로 낮아질 때까지 LCC 전해회수를 진행하지 않고 용융염 내 금속의 농도가 저농도 수준까지 낮아지면 전해 조업을 중단하고 용융염 및 LCC의 교환을 지속시키면서 아래와 같은 교환 반응을 진행시켜 U의 잔류 농도를 100 ppm 이하가 되도록 용융염에서 U를 Cd로 회수한다.



전자의 Li금속 생성을 억제하기 위해서 저농도에서 전류밀도를 낮추면서 전류효율을 100 %로 유지하는 운전방식을 도출하고자 하였다. 여기에서는 Ce만을 선정하여 LiCl-KCl에서 LiCl만 분해된다는 가정 하에 Ce의 초기 농도를 각각 0.1, 0.5, 1.0 wt%, 전류효율이 100 %라고 할 때 시간과 10, 30, 50 mA/cm² 세가지 전류밀도에 따른 Ce농도 변화를 Faraday 법칙을 기반으로 계산하여 Fig.3과 같은 결과를 얻을 수 있었다. 전해회수 시 생성된 Li금속을 활용하는 후자의 방안에 대한 실험 결과도 일부 확보하였다.

3. 결론

본 연구에서는 RAR 공정의 LCC 전해회수 시 용융염 상에서 U 및 RE 금속의 농도 저하에 따른 용융염의 분해 및 이로 인해 생성된 Li금속의 제어 및 활용을 위한 방안이 실험 및 계산결과 기초로 검토되었다. 검토된 방안 및 추후의 실험 결과는 LCC 전해회수 후속 단계에서 첨가하는 CdCl₂ 산화제의 불필요한 소모를 방지하여 RAR 공정의 효율 한 단계 높이는 데 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

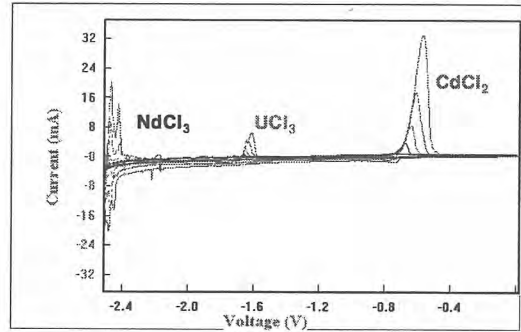


Fig. 2. CV results, reaction of Li and MCl₃ in a LiCl-KCl salt

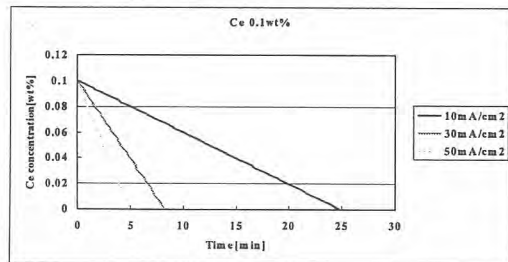
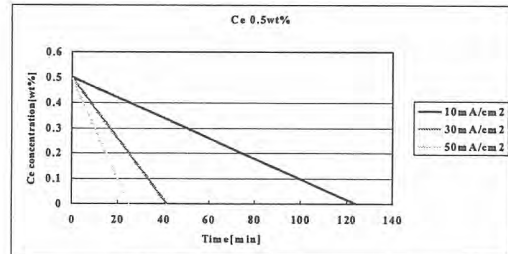
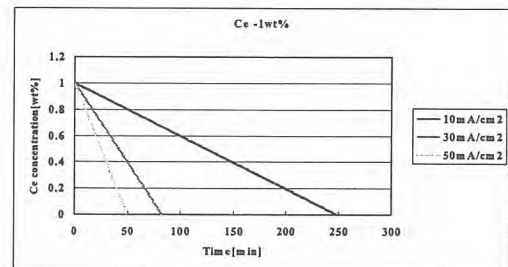


Fig. 3. Cerium concentration change according to the time and current density.

RAR 공정의 효율 제고를 위한 Cd 회수함량 증대 시험

심준보, 김지용*, 김택진, 윤달성, 김시형, 백승우, 정재후, 김광락, 이한수, 안도희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*UST (University of Science & Technology), 대전광역시 유성구 과학로 113번지

njbshim@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료의 감용 및 미래 원자력시스템에서 활용할 목적으로 연구개발이 진행되고 있는 파이로 공정(Pyroprocessing)의 경제성 제고 및 안전성을 확보하기 위해서는 처분할 고준위폐기물에 들어가는 악티늄족 원소의 양은 가능한 한 최소로 낮추어야 한다. LiCl-KCl 용융염에 들어있는 U, 초우라늄(TRU) 및 일부의 희토류(RE) 금속을 카드뮴 액체금속(LCC)에 혼합물 상태로 전착시켜 회수하는 전해제련 단계에서 발생하는 폐 용융염의 처리에 앞서 악티늄족 원소를 회수 (Residual Actinides Recovery; RAR)하여 잔류 농도를 0.01 wt%까지 낮추어주는 효율적인 방법의 확립이 반드시 필요하다. 최근 KAERI에서는 LCC 전해 및 CdCl_2 산화제를 활용하는 고유 개념의 RAR 공정을 개발하여 국내·외에 특허를 출원하였으며 현재 기술의 개선 및 완성을 위해 여러 가지 후속 실험이 진행 중에 있다.

본 논문에서는 LiCl-KCl 용융염/액체 Cd 계로 구성되는 RAR 공정의 효율을 높여주는 방안의 하나로 LCC 전해회수에 사용되는 액체 Cd의 반복 활용성을 조사하였다. 즉, 수차례의 반복 사용에 따른 Cd에 회수되는 U의 함량을 높였을 경우에 대해 LCC 전해회수 및 CdCl_2 산화에서 단계별로 용융염 내 농도의 변화를 살펴보았다.

2. 본론

2.1 실험 장치 및 방법

LiCl-KCl 용융염 시약 100 g을 300 °C 온도에서 아르곤 가스 흐름 상태로 충분히 건조시킨 후 500 °C까지 가열하여 용융시켰다. 먼저 용융염에서 UCl_3 가 약 3 wt% 형성되도록 CdCl_2 산화제를 계량하여 넣은 뒤 U 금속편을 용융염에 장입하여 산화시켜 UCl_3 를 제조하였다. UCl_3 의 생성이 종료된 후, 용융염 속에 순도 5N의 Cd 잉곳을 100 g 넣어 LCC를 준비한다. Glassy carbon(GC) 재료

의 양극 및 LCC(음극)를 사용하여 전류밀도 30 mA/cm^2 에서 정전류 방식으로 전해회수 실험을 진행하여 U를 액체 Cd에 전착시켜 U-Cd 합금(U-2.5 wt%)을 만들었다. 그 후 용융염에 Nd 및 La 염화물을 각각 1 wt%씩 첨가하고 U, Nd 및 La 이온이 균일하게 섞여 전해 및 산화 반응이 잘 진행되도록 용융염을 50 rpm 내외로 교반하였으며, 액체 Cd(LCC)도 함께 교반되도록 하였다. 또한 La-Nd-U-Cd 합금(U-3 wt%)을 제조한 후 LCC와 접촉하는 용융염에 CdCl_2 산화제를 단계별로 일정량 넣어 산화반응을 진행시켜 금속 염화물이 형성되는 것을 측정하였다. LCC 전해회수 및 CdCl_2 산화 반응을 진행시키면서 일정시간 간격으로 용융염 내 UCl_3 , NdCl_3 및 LaCl_3 의 변화 상태를 on-line으로 CV 측정하여 정성적으로 확인하였으며, 용융염 시료를 채취하여 ICP에 의한 정량분석도 수행하였다.

2.2 실험 결과 및 고찰

2.2.1 RAR 공정 LCC 전해회수

용융염에서 남아있는 U를 LCC에 1차~4차에 걸쳐 0.208, 0.149, 0.415, 0.415 Ahr로 단계별로 전착시키면서 CV 및 ICP 변화를 측정하였다. LCC에는 이미 약 2.5 wt% 정도의 U가 전착되어 있는 조건 하에 추가로 약 0.5 wt%의 잔류 U를 회수하고자 할 때 100 ppm 이하로 농도를 낮출 수 있는지를 확인하였다. Fig. 1에서 볼 수 있듯이 4차 전착 후에 CV 측정된 결과 모든 피크가 사라졌으며 La(1)-Ce(1)-U(3)-Cd 합금이 제조되었음을 확인하였다. LCC 전위는 처음 -1.9 V에서 시작하여 종료 시점에서 약 -2.15 V로 변화하였다. ICP 분석결과 U의 농도는 0.18, 0.12 wt%, 530 및 <100 ppm로 1차~4차에 걸쳐 점점 감소하였다. 4차 전착후 Nd는 0.79 wt%에서 395 ppm으로 La는 0.82 wt%에서 523 ppm으로 낮아졌다. 이 결과로부터 LCC에 회수된 금속 양이 액체Cd의 포화 용해도인 약 4 wt%[1]를 넘어서는 5 wt%까지 LCC 전해회수를 하였어도 용융염 내 U의

잔류농도를 100 ppm 이하로 낮출 수 있음을 확인할 수 있었다.

2.2.2 RAR 공정 CdCl_2 의 산화추출

La-Nd-U-Cd 합금의 CdCl_2 산화추출 실험에서 U는 액체 Cd에 U의 포화농도인 1.14 at% 보다 훨씬 더 많게 LCC에 회수된 경우에 1~4차에 걸쳐 산화추출 단계별 U의 잔류 농도를 측정하였으며 ICP 정량분석 결과를 Table 1에 실었다. 첨가한 산화제 양은 LCC에 회수된 RE의 약 75%를 산화시킬 수 있는 분량을 4회에 나누어 투입하였다. 1차 추출에서는 U 농도가 100 ppm 이하로 측정되었으며 이는 Fig. 2의 CV에서도 UCl_3 피크가 사라진 것에서 확인할 수 있었다. 그러나 2~4차 산화추출에서 U는 220, 345, 846 ppm으로 점차 증가하였다. Nd 및 La의 농도는 4차 추출결과 0.75 및 0.87 wt%까지 거의 대부분 산화되었다. 이 결과는 Cd에 회수된 양이 U가 Nd 또는 La의 약 3배가 되지만 U는 ppm 농도로 소량 산화되는데, 이는 비중이 큰 U가 액체 Cd 하부에 있기 때문으로 생각된다. 그리고 실험에서 LCC의 높이가 약 9 mm이기 때문에 교반 시 하부에 있던 U가 일부 산화된 것으로 이로 인해 U 농도가 100 ppm 이상으로 측정되었다고 판단된다.

3. 결론

LCC전해에 의해 단계별 4차에 걸쳐 La, Nd, U 이온에 대하여 CV 측정된 결과 모든 피크가 사라졌으며 La(1)-Ce(1)-U(3)-Cd 합금이 제조되었음을 확인하였다. 이 결과는 액체Cd의 포화 용해도(약 4 wt%) 이상까지 LCC 전해회수를 진행시켜도 용융염 내 U의 잔류농도를 100 ppm 이하로 낮출 수 있음을 보여준다.

RAR 산화 단계에서 용융염에 첨가하는 산화제의 양이 LCC에 전해회수된 La 및 Nd 총량의 약 25 % 만을 산화시킬 수 있는 조건에서 산화 후 용융염 내 U의 잔류농도는 100 ppm 이하로 유지되었다. RE의 산화량을 더 증가시킬 수 있는 방안으로 LCC의 높이를 높여주는 것이 필요하다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] T. Kato, et al., Separation behaviors of actinides from rare-earths in molten salt electrorefining using saturated LCC, J. Nucl. Mater., 357, p. 105-114, 2006.

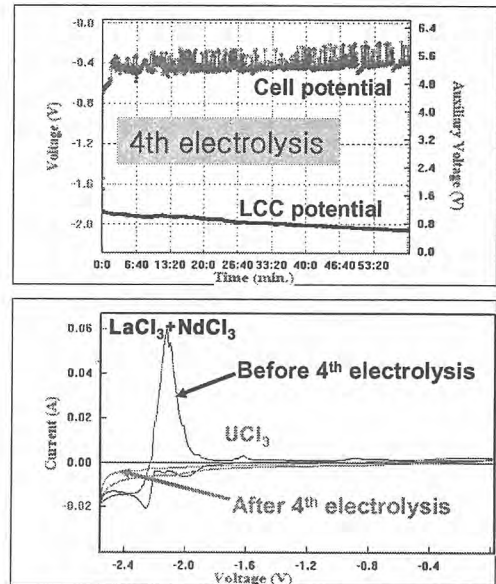


Fig. 1. CV results & 4th electrolysis of a mixed salt

Table 1. ICP results, oxidation of La-Nd-U-Cd alloy, Unit: % (* ppm)

추출 단계	추출율, %	Cd 농도	U 농도	Nd 농도	La 농도
1차 추출	La의 50	<100*	<100*	0.22	0.35
2차 추출	La의 75	110*	220*	0.41	0.63
3차 추출	La의 95	<100	345*	0.65	0.84
4차 추출	Nd의 50	329*	846*	0.75	0.87

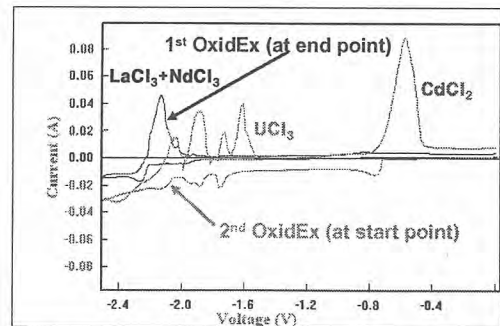


Fig. 2. CV results, oxidation of La-Nd-U-Cd alloy

잔류핵분열기체 추출/포집을 위한 방사선차폐 핵연료 용해시스템 제작 및 설치

박순달, 김정석, 하영경, 송규석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nsdpark@kaeri.re.kr

1. 서론

핵분열기체의 핵연료 내 잔류를 및 방출율에 대한 정량적인 자료를 얻기 위해서는 핵분열기체의 총 발생량을 알아야 한다. 핵분열기체의 발생량은 컴퓨터 코드에 의한 이론적인 계산 혹은 조사핵연료의 실험적 측정으로 구할 수 있다. 그러나 보다 정확한 핵분열기체 생성 및 방출율에 관한 자료를 확보하기 위해서는 실험적인 측정방법을 이용하는 것이 바람직하다.

아직 국내에서 고방사성 시료인 조사핵연료를 완전 용해하여 잔류핵분열기체를 정량적으로 추출, 포집하고 그 조성을 정량분석 할 수 있는 연구시설 및 기술이 확립되어 있지 않다. 따라서 본 연구에서는 기 제작, 설치한 차폐글로브박스시스템을 참조하여 조사핵연료를 용해하고 이때 방출되는 기체를 정량적으로 포집할 수 있는 방사선차폐핵연료용해시스템을 제작 및 설치하였다 [1-3].

2. 본론

2.1 방사선차폐해석

차폐글로브박스의 방사선차폐해석에서 선원은 연소도 50 GWd/MtU, 냉각기간 3년의 사용후핵연료 1.0 g(ϕ : 0.5cm, H: 0.12cm)을 기준으로 하였다. 차폐글로브박스의 방사선 차폐해석을 위한 계산모델은 차폐 재료와 구조로 구성하였다. 여기서 차폐체는 두께 10 mm의 철제프레임에 두께 70 mm의 납으로 구성되어 있고, 차폐체 전면에 납 두께 70 mm 등가두께의 납유리가 부착되어 있는 것으로 가정하였다. 차폐해석에 대한 기술기준 및 규정은 방사선 작업종사자의 선량을 기준 2.5 mrem/hr 이하에 부합되도록 계산하였다.

차폐글로브박스의 차폐능 계산결과 차폐체 표면의 표면 선량이 목표표한 2.5 mrem/hr 보다 1/3 이하로 낮게 계산되었다. 따라서 최고 1.0 g의 조사핵연료를 취급할 차폐글로브박스의 설계 시 납

두께 70 mm의 차폐 구조 일 때 차폐 성능이 충분히 보장됨을 알 수 있다.

2.2 차폐글로브박스 제작

2.2.1 모의차폐글로브박스

핵연료용해시스템 설치 시 문제점을 체험적으로 검증하고 실제 제작 시 반영하기 위해 다음과 같이 Mock-up 장치를 제작하였다.

- Mock-up 장치의 크기; 가로 2000 mm, 높이 1905 mm, 두께 250 mm
- Mock-up 장치 지지대의 크기; 폭 2100 mm, 깊이 1750 mm, 높이 900 mm
- Mock-up 장치 전면에는 베타-감마형원격조종기 1쌍 설치
- Mock-up 장치 전면 눈높이에 납유리 부착을 가정한 구멍 가공
- Mock-up 장치에 조사핵연료 용해장치로 사용할 용해로(LECO EF-500), 진공청소기, 정밀저울 등 설치
- 용해로 콘트롤파트는 Mock-up 장치 외부의 지지대위에 설치하고, Mock-up 장치에 설치된 용해로와 유틸리티라인 연결

2.2.2 장치개조

반도체부품은 고방사선에 약하므로 정밀저울의 무게센서와 디스플레이 부분을 분리하였다. 차폐글로브박스 내에 설치될 전극로(EF-500)의 원활한 작동을 위해 “UP/DN” “Vacuum” 버튼 등을 차폐글로브박스 전면에 추가로 제작, 부착하였다. 차폐글로브박스 내부 기기 작동 시 작동소리를 감지할 수 있도록 인터폰을 설치하였다.

2.2.3 차폐글로브박스

차폐글로브박스 설치에 따른 건물 바닥의 안전성을 확보하기 위해 지하보강 지지대를 설치하였다. 차폐글로브박스의 각 차폐면은 두께 10 mm의 철제프레임에 납 두께 80 mm의 주조방식으로 제작하였다. 차폐글로브박스의 외형 크기는 폭

1,600 mm, 깊이 1,500 mm, 높이 1,590 mm 정도이며, 총중량은 약 17톤 정도이다. 차폐글로브박스 좌측면 및 후면에 유지관리용 도어를 설치하였다. 차폐글로브박스의 전면에 가로 500 mm, 세로 400 mm, 70 mm 납차폐 등가 두께의 납유리를 부착하였다. 차폐글로브박스의 우측면에는 가로 580 mm, 세로 610 mm, 두께 200 mm 크기의 케이스크어덱터를 설치하였다. 그림 1은 제작, 설치한 방사선차폐핵연료용해시스템의 모양이다.



Fig. 1. Radiation shielded fusion system for an irradiated nuclear fuel.

2.3 차폐글로브박스 및 설치기기의 성능

차폐글로브박스를 Deep under pressure(DUP) line에 연결하였을 때 차폐글로브박스 내부의 부압은 약 50 mm H₂O를 유지하였다. 팬을 작동시켰을 때 차폐글로브박스 내부의 부압은 약 60 mm H₂O로 10 mm H₂O 정도 부압이 증가하였다. 설치한 두 대의 LED 조명등으로 차폐글로브박스 내부의 모든 조작이 충분히 가능한 조도를 유지하였다. 1쌍의 베타-감마형 원격조종기로 차폐글로브박스 내 기기 및 부속장치의 작동이 가능하였다. Ir-192 50 Ci 밀봉선원을 차폐글로브박스 중앙부에 위치하였을 때 각 차폐면의 표면선량이 2.5 mR/hr 이하로 측정되었다.

차폐글로브박스 및 부속시설에 설치된 수소분석기 본체(LECO RH-600) 및 전극로(LECO EF-500)의 작동결과 out gassing 950 A, analyzing 750 A에서 바탕값 "0"으로 정상작동되었다.

3. 결론

조사핵연료 약 1.0 g을 취급 할 수 있는 방사선 차폐핵연료용해시스템을 제작, 설치하였다. 본 핵연료용해시스템은 조사핵연료의 용해 및 잔류핵분열기체 추출/포집에 사용할 것이다. 또한 본 시스템은 조사피복판 등 고방사성 시료의 수소분석

에도 활용할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Y. S. Park, S. H. Han, Y. K. Ha, and K. Y. Jee, "Design and fabrication of radiation shielded micro X-ray diffraction system," KAERI/TR-3295/2006, Korea Atomic Energy Research Institute, 2006.
- [2] Y. K. Ha, S. H. Han, S. D. Park, Y. S. Park, K. Y. Jee, and W. H. Kim, "Design and fabrication of radiation shielded laser ablation ICP-MS system," KAERI/TR-3248/2006, Korea Atomic Energy Research Institute, 2006.
- [3] J. H. Ku, J. C. Lee, K. S. Seo, K. S. Bang, D. W. Lee, J. H. Kim, D. K. Min, and S. W. Park, "Design Report for shielded glove box," KAERI/TR-1320/99, Korea Atomic Energy Research Institute, 1999.

고온 LiCl-KCl 용융염 내 U 원소의 산화수 변화 측정연구

배상은, 김대현, 조영환, 박용준, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 (덕진동 150-1)

sks@kaeri.re.kr

1. 서론

고온화학공정 (pyrochemical processing)은 사용후핵연료의 처리법으로, 원자력 발전량이 증가함에 따라 이에 대한 관심이 현재 그 어느 때보다 높다.[1] 고온화학공정은 사용후핵연료를 전처리 후, 약 500℃ 이상의 고온에서 액체 상태인 LiCl-KCl 등과 같은 용융염을 전해질로 이용하여 전기화학 셀을 구성, 우라늄 등의 원소를 작업전극에 전착, 회수하는 공정이다. 이 공정은 산화우라늄을 환원시키고, 산소 음이온을 산화시키는 전해환원, 우라늄 금속을 음극에 전착시켜 회수하는 전해정련, 고온 용융염에 여전히 녹아있는 우라늄 및 플루토늄, 넵티늄 등과 같은 초우라늄을 카드늄 풀 전극에 전착 회수하는 전해제련 공정으로 나눌 수 있다.[2]

전해정련 공정에서는 우라늄 전착 반응을 안정적으로 수행하기 위해 용융염 내 약 9 wt%의 UCl_3 를 고온 LiCl-KCl 용융염에 초기농도로 첨가한다. Fig.1에 나타난 바와 같이 전해정련 공정의 양극에서는 우라늄 및 초우라늄 원소들이 산화 해리하는 반응이 일어나며 음극에서는 양극에서 해리된 후 확산에 의해 이동한 U^{3+} 가 환원, 전착 반응이 일어난다. 만약 공정상 용융염 내 U^{3+} 와 같은 양이온이 존재하지 않으면 고온 용융염 상의 음극에서 일어날 수 있는 환원반응으로, 높은 과전압이 필요한 리튬 양이온의 환원 반응만이 존재하기 때문에 양극에서의 해리반응은 음극에서의 환원반응에 의해 제한되는 결과를 초래하여 공정의 효율이 떨어지게 된다. 그러므로 고온화학공정의 효율적인 운영을 위해서는 항상 용융염 내 U^{3+} 와 같은 용질이 항상 일정량 이상 존재하여야 한다. 공정이 진행됨에 따라 용융염 내 이러한 용질은 음극에서의 전착, 회수에 의해 점차 줄어들게 되며 일정량 이하의 농도가 되면 공정의 한 배치가 끝나게 된다. 그러므로 공정의 원활한 운영을 위해 용융염 내 U^{3+} 의 양을 항상 모니터링 하여야 한다.

고온 용융염 내 용질의 정량 및 정성 분석을 위한 센서 기술로써 최근 전기화학적 방법과 분광학적 방법이 주목받고 있다. 전기화학적 방법으로는 직각파전위법(SWV)과 노멀펄스전위법(NPV)을 이용한 정량 및 정성 분석 연구가 많이 수행되고 있으며 분광학적 방법으로는 자외선-가시광선 흡수분광법과 형광분광법을 이용한 연구 결과들이 보고되어지고 있다. 특히 고온화학공정에서 가장 중요한 원소인 U^{3+} 는 400 ~ 600 nm 영역에 강한 흡수분광 특성을 나타내기 때문에 U^{3+} 의 센싱을 위한 수단으로써 자외선-가시광선 흡수분광법이 좋은 측정법 후보로 알려져 있다.[2]

고온 용융염 내 U^{3+} 등 용질의 전기화학적 반응 동안에 자외선-가시광선 흡수분광 측정법을 도입한다면 용융염 내에서 일어나는 용질의 산화수 변화 등 전기화학적 정보를 획득할 수 있다. 뿐만 아니라 고온 용융염 내 용질의 정량 및 정성 분석을 위한 자외선-가시광선 흡수분광법의 이용가능성을 조사할 수 있다. 이를 위해 본 연구에서는 고온화학공정의 가장 중요한 원소인 우라늄 양이온을 고온 LiCl-KCl 용융염에 녹여 전극 반응에 따른 자외선-가시광선 흡수분광 특성을 조사하여 보고하고자 한다.

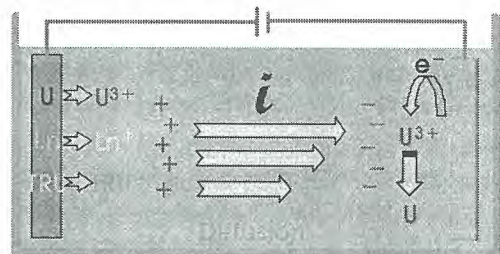


Fig. 1. Illustration of electrochemical reactions in electro-refining step

2. 실험 및 결과

2.1 실험

본 연구에서는 LiCl-KCl 공융염을 500℃에서 녹인 후 UCl_3 를 첨가하고 1.0 mol%의 AgCl을 함

유한 LiCl-KCl 공융염이 담긴 파이렉스 유리관을 기준전극 및 상대전극으로, 유리질 탄소를 작업전극으로 사용하여 전기화학적 삼전극 셀(Fig. 2)을 구성하였다. 전압전류조절기는 Gamry 사의 Reference 600을 사용하였으며 모든 실험은 산소와 수분이 1 ppm 이하로 유지되는 글로브박스에서 수행하였다.

분광학 실험을 수행하기 위한 장치는 참고문헌 [3]에서 설명한 것과 동일하다.

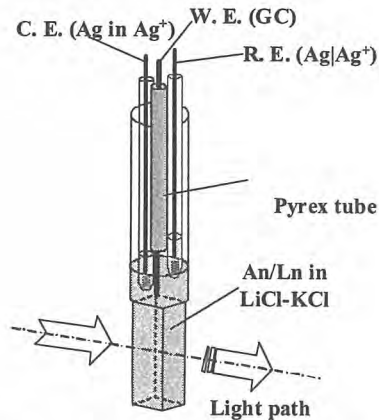


Fig. 2. Illustration of electrochemical cell used for electrochemical treatment of U cations in LiCl-KCl melt

2.2 결과

Fig. 3과 같이 고온 LiCl-KCl에 녹아 있는 우라늄 양이온은 자외선-가시광선 영역에서 흡수가 존재한다. U^{3+} 가 녹아있는 용융염에서는 480 nm, 570 nm 영역에서 $5f^3-5f^26d^1$ 전이에 기인한 특성 피크들을 나타내며 200 nm ~ 300 nm 영역에서는 강한 피크가 나타나지 않는다. 이와 달리 U^{4+} 의 경우는 200 nm ~ 300 nm 영역에서 강한 흡수 피크를 나타내며 또한 가시광선 영역에서 작은 피크들을 보인다.

Fig. 2와 같이 분광학적 셀에 전기화학적 전극을 도입하면 고온 용융염 내 우라늄 원소의 산화수를 선택적으로 조절할 수 있다. 전극에 가하는 전위 또는 전류를 조절함에 따라 자외선-가시광선 흡수 스펙트럼을 측정하였고 이 흡수 스펙트럼을 이용하여 고온 용융염 내 우라늄 원소의 산화수, 농도 등에 대한 정보를 얻을 수 있었다.

3. 결론

전기화학적, 분광학적 방법을 이용하여 고온 용융염 내에서 전기화학적 변수에 따른 우라늄 원소의 흡수 스펙트럼을 측정하였다. 전위 및 전류를 가하는 시간에 따라 우라늄 3가 및 4가의 특성 흡수 피크가 변화함을 알 수 있었으며 이는 자외선-가시광선 흡수 분광측정법을 고온 용융염 내 우라늄 원소의 산화수 변화뿐만 아니라 정량 및 정성 분석 센서 기술로 응용할 수 있다는 가능성을 보여주었다.

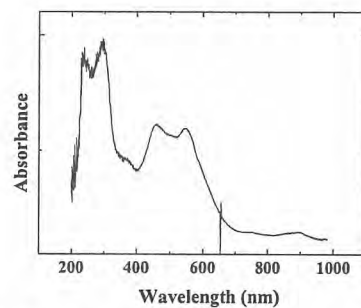


Fig. 3. UV-Vis absorption spectrum of U obtained during potential control in LiCl-KCl melt

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.

5. 참고문헌

- [1] T. Inoue and L. Koch, *Nucl. Eng. & Technol.*, **40**, pp 183, 2008.
- [2] J. H. Yoo, C. S. Seo, E. H. Kim and H. S. Lee, *Nucl. Eng. & Technol.*, **40**, pp 581, 2008.
- [3] Y-H. Cho, T-J. Kim, Y-J. Park, H-J. Im, K. Song, *J. Lumin.* **130** pp 280, 2010.

Nd 동위원소 비 측정에서 나타나는 Ce 동중원소 영향

전영신, 김정석, 하영경, 한선호, 송규석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150 번지

ysieon@kaeri.re.kr

1. 서론

사용 후 핵연료에 대한 연소도 측정에서 ^{148}Nd 정량방법이 연소도 측정모니터로서 가장 적합한 것으로 평가되고 있다. 이의 이유로 ^{148}Nd fission yield는 ^{235}U 와 ^{239}Pu 와 별 차이가 없으며 중성자 capture cross section이 적고(2.6 barns) 휘발성이 없음으로 고체핵연료에서 새어 나가지 않기 때문이다. 또한 조사 전 핵연료의 구성 성분이 아니고 방사성 물질이 아니므로 붕괴에 대한 보정 및 핵연료의 조사이력(irradiation history)을 알 필요가 없다. 그러나 사용 후 핵연료로부터 순수하게 Nd를 분리해 내지 않으면 인접한 Ce 및 Sm으로부터 Nd 동위원소 측정에 동중원소 영향을 받게 된다. 따라서 ^{148}Nd 를 질량분석방법으로 정량에 앞서 조사된 핵연료 중 U, Pu 및 다른 희토류 원소들로부터 화학적인 방법으로 Nd만을 순수 분리하여야 한다. 특히 ^{142}Ce , ^{148}Sm , ^{150}Sm 이 같이 들어있으면 이들이 동중원소 영향을 주기 때문에 이들 분리는 필수다. 본 연구에서 조사후 핵연료의 연소도 측정을 위해 Nd를 column gravimetric method로 순수하게 분리하여 질량분석기를 이용 ^{148}Nd 를 정량하게 되는 과정 중 Nd에 인접해 나오는 Ce 및 Sm의 동중원소가 경우에 따라 아주 미량이지만 완전히 분리되지 않고 섞이는 경우가 있다. 이와 같은 Nd 분리용액에 들어있는 동중원소 영향을 열 이온화 질량분석에서 이온소스 필라멘트에 대하여 온도와 시간을 조절함으로 각 원소 간 증발 및 이온화 현상이 서로 다른 물리화학적 특성을 이용하여 Ce의 동중원소를 배제할 수 있는지 자연동위원소비를 갖는 Nd에 Ce을 섞어 실험하였다.

2. 실험

사용한 기기는 Finnigan MAT 262, 열 이온화 질량분석기를 사용하였다. Re 필라멘트에 대한 바탕값, Ce, Nd, Sm mass가 포함되는 영역

($m/z=136\sim152$)에 대하여 질량분석기의 자장을 변화시켜가며 mass scan을 하였다. 레늄 필라멘트를 별도의 진공가열시스템에서 불순물을 제거하기 위해 전류를 5.5 A로 50분 동안 가열하여 Nd 동위원소 비 측정실험에 사용하였다. ICP-AES 표준용액을 사용하여 Nd에 Ce이 3%, 1%, 0.5% 포함하는 시료를 만들어 각각에 대하여 filament current(온도)에 따라 Ce이 미치는 동중원소 영향을 알아보았으며, $^{140}\text{Ce}/^{144}\text{Nd}$ 를 측정하여 Ce에 의한 동중원소 영향을 계산하는 지표로 삼았다.

3. 결과 및 토의

불순물 제거를 위해 진공가열 하지 않은 필라멘트에 대하여 Faraday Cup 검출기를 사용하여 Ce, Nd 질량(m/z) 영역을 스캔 하였으며 이를 Fig. 1에 보였다.

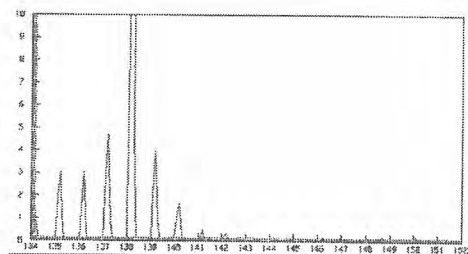


Fig. 1. Blank test for the none baked Re filament.

그림에서 볼 수 있듯이 불순물들로 Ba 및 Ce 질량(m/z)피크들이 작지 않게 나오는 것을 볼 수 있으며 이들 중 ^{142}Ce 가 ^{142}Nd 동위원소 비 측정에 동중원소 영향을 직접 미치게 된다. 따라서 별도의 진공 가열시스템을 이용하여 5.5 A, 50분 동안 baking한 결과 Fig. 1에 보인 불순물 피크들이 모두 사라졌음을 알 수 있었다. 또한 Nd에 Ce이 3%, 1%, 0.5% 포함되도록 하여 ^{140}Ce 및 $^{142}\text{Nd}+^{142}\text{Ce}/^{144}\text{Nd}$ 비 변화를 필라멘트 온도와 시

간에 따라 측정 한 결과를 Fig. 2에 보였다.

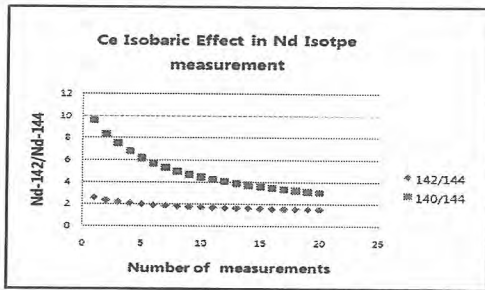


Fig. 2. Isobaric effect by Ce for the ^{142}Nd

0.5% Ce이 포함된 시료에서 filament current(온도)를 evaporation filament 1.8 A, ionization filament 5.5 A로 하여 20분경과 후 측정 한 결과 Ce에 의한 영향이 없음을 알 수 있었다. 이는 온도에 따라 Ce이 Nd 보다 먼저 증발과 이온화가 일어남으로 어느 시점에서부터는 Nd만 측정되기 때문이며 이 결과를 Fig. 3에 보였다.

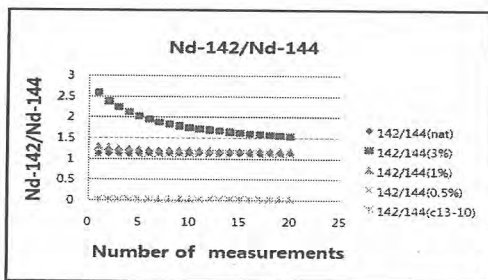


Fig. 3. Isobaric effect by Ce for the ^{142}Nd depend on Ce content and ime controlling

Nd만을 측정 한 $^{142}\text{Nd}/^{144}\text{Nd}$ 값이 1.129였으며, Ce을 0.5% 포함한 Nd 시료에 대한 측정값은 1.123으로 Ce 동중원소 영향을 받지 않은 결과를 얻을 수 있었다. 이는 각 원소가 갖는 물리화학적 특성에 따라 증발 및 이온화되는 정도가 다르기 때문에 나타나는 현상으로 높은 방사성 연소도 측정 시료에서 Nd만 순수하게 정밀 분리가 이루어져야 하지만 미량의 Ce이 포함되게 된 경우 필라멘트 온도와 시간을 조절함으로 Ce의 동중원소 영향을 제거할 수 있음을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

[1] ASTM E-321-75, standard method of test

for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium Fuel(Neodymium-148 method): ASTM Vol. 12, 02, 70(1983).

[2] R. M. Abernathy, G. M. Matlack and J. E. Rein: IAEA SM/149/37(1972).

[3] 엄태운, 서무열, 전영신: KAERI/RR-210/80 (1980).

[4] F. W. E. Strelow: Anal. Chem. 52, 2420 (1980).

[5] J. E. Rein and C. F. Metz, " The Determination of Nuclear Fuel Burn up based on Isotope Dilution Mass Spectrometric Measurements" IAEA STI/PUB/337,143(1972).

[6] I.T. Platzner, K Habfast, A. J. Walder, A. Goetz, Modern Isotope Ratio Mass Spectrometry, Jhon Willy & Sons, P. 320-326(1999).

원격 다발용접장치 모의 성능시험 분석

김수성, 이도연, 이영순, 김영환, 박근일, 이정원

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045, 305-353

sskim7@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구는 고방사성 hot-cell 내에서 재순환핵연료의 다발 원격제조를 위하여 모듈식 용접장치 설계 및 성능시험에 관한 것으로, 재순환 핵연료 기술의 완성 측면에서 궁극적으로 제조된 핵연료를 이용한 원격 다발제조 기술개발은 핵연료의 안전성과 성능 향상을 고려할 때 반드시 필요하다. 또한 모듈식 상하단 용접장치는 hot-cell 내에서 핵연료 다발을 제조하는데 사용되며, 이때 다발조립은 연료봉을 조립치구에 고정된 다음 원격으로 상단용접의 헤드부로 이송하면서 연료봉이 장착된 상단접합판을 장착한 후 상단용접이 이루어지고, 마지막 공정인 하단접합판을 장착한 후 180°회전하여 하단용접이 수행된다.⁽¹⁾ 이와 같이 모든 작업이 원격으로 이루어지기 때문에 원격조정기(manipulator)로 취급이 용이하도록 특수구조로 된 용접장치의 설계가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 모듈식 다발용접장치의 설계 관련 기본 자료를 제공하였으며, 실제로 hot-cell 내에서 다발 조립 및 용접 시 원격조정기를 이용한 작업조건을 선정하여 모의실험을 수행하였고, 이에 따른 상하단 다발용접장치의 원격성 및 운용성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 상·하단 다발용접장치 설계 및 구성

Fig. 1은 모듈식 원격 다발용접장치의 기본 구성을 보여주고 있다. 기존의 멀티핀 집합체 연구용⁽²⁾으로 개발된 장비에 비해 조작과 크기 면에서 간결하게 설계하였고, 특히 hot-cell 내에서 원격조립 및 운용이 개선되어 모듈화 개념으로 설계되었다. 모듈식 상하단 다발용접장치의 설계는 기본적으로 원격 용접공정의 완벽을 기하기 위하여 전체 부품설계의 단순화 및 보수 운용 면에서 hot-cell 내의 원격조정기 작업이 용이하게 이루어져야 한다. 상단에 위치한 용접헤드 part는 x-y

테이블에 부착된 모터의 직접 전달하는 방식에서 belt를 이용한 구동방식과 x-y 테이블의 ball screw 사이즈를 교체하여 개선되었고, 기존보다 충분한 유효공간을 확보하였다. 그리고 hot-cell 내 장치 set-up을 위해서는 loop door를 이용할 수 있도록 main frame을 4단 조립 형태로 설계 개선되었으며, 여기서 main frame의 크기는 직경 450mm이다. 또한 part별 조립된 세부장치의 unit는 전극헤드, 보조전극, diaphragm cylinder, 접합판 공급박스 및 상·하단 회전장치(rotary unit) 등으로 구성되었으며, hot-cell 내에서 분리 및 결합이 가능하도록 설계 구성되었다.

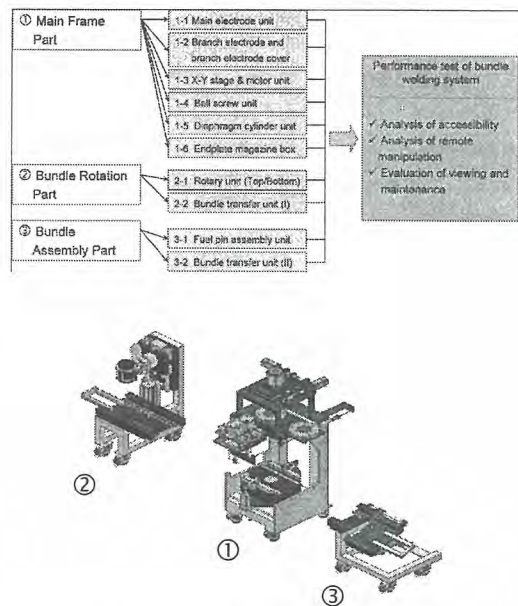


Fig. 1. 원격 다발용접장치의 기본 구성

2.2 원격 다발용접장치 성능시험 및 분석

재순환핵연료를 이용하는 원격 다발용접장치는 조립 완성한 후 mock-up 모의시험 시설에 이동하여 set-up 하였으며, Fig. 1과 같이 part 별 모듈식 분해 및 조립할 수 있도록 각 세부장치 unit의 성능시험이 수행되었다. 본 다발용접장치의 전체 구

성은 Fig. 2에서와 같이 주 프레임 part, 회전 조립 part 및 연료봉 조립 part로 구분되며, 이것은 hot-cell 내에서 원격 조립 및 운용이 가능하게 하여 모듈화 개념으로 조립, 분해 및 교체할 수 있도록 하였다. Fig. 3은 원격 다발용접장치의 핵심 part인 전극헤드를 이용하는 원격 성능시험의 작업을 보여주고 있으며, Fig 4는 원격조정기를 이용한 보조전극 unit에서 전극을 교체하는 성능시험의 작업이 수행되었고, 전체 장치의 원격성과 각 세부장치의 부분 요소 보완 개선사항 그리고 운용성 분석 등이 검토되었다.

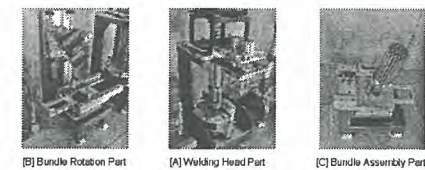
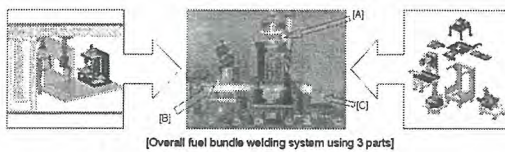


Fig. 2. Mock-up시설 이용한 장치 조립 구성

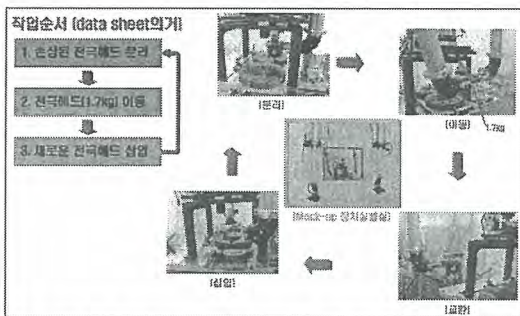


Fig. 3. 전극헤드 unit의 원격 성능시험 작업

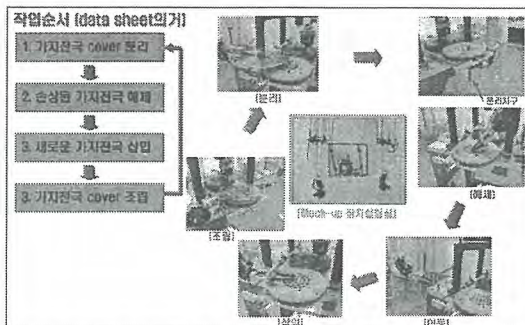


Fig. 4. 보조전극 unit의 원격 성능시험 작업

3. 결론

본 연구에서는 재순환 핵연료 다발제조를 위한 용접장치를 개발하였고, hot-cell 내의 원격작업을 위한 모듈화 설계방법으로 모사하였다, 또한 실제 DUPIC mock-up 모의시설 내에서 원격작업을 통하여 각각의 세부장치에 대한 성능시험이 수행되었으며, 향후 유사한 사용후 연료집합체 제조장치나 전처리 공정장치의 설계 및 제작 시 유익한 기술 자료가 제시될 것으로 판단된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력 연구개발사업 지원으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Trunt P. T., 1983, "CANDU Fuel Performance," Power Reactor Experience, AECL-MISE-250-3 rev.1
- [2] GE Canada Nuclear Products, 1995, "Bundle Assembly Welder Manual," KNFC Equipment Data Book, April.

핫셀 및 방사성구역의 배기시스템 구조설계

황용화, 이형권, 서항석, 권형문, 장정남, 전용범, 민덕기
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045(덕진동 150-1)
hvh@kaeri.re.kr

1. 서론

핫셀 및 방사성구역의 배기팬은 일반 팬과는 달리 복잡한 배선구조와 배기공기 이송시스템으로 고효율, 저소음화와 다양한 조건들이 요구되고 있다. 특히 장비의 연속가동과 방사성 오염확산을 미연에 방지하기 위해서 효율적인 점검기술과 유지관리가 필연적이다. 핫셀 배기구에 가장 인접한 공간에 배기시스템을 설치함으로써 배기공기의 풍압손실을 줄여 배기팬의 효율을 높일 수 있었다.

2. 본론

2.1 풍량제어

터보배기팬의 풍량제어는 설계토출압력을 설정하고, 인버터 방식을 도입하여 주파수변환에 의한 회전수를 제어하여 풍량을 조절하도록 하였다. 이렇게 함으로써 풍량의 조절범위 원활하고 이에 따른 전력절감효과가 크게 운용되도록 하였다. 임펠러의 dynamic balance는 KSB 0612에 준해 균형도 등급 6.3G 이내로 하였다.

2.2 토출풍속 및 풍량 결정

토출풍량은 식(1)의 계산식에 의해 풍량을 구한다. 팬의 선정에는 Table 2.2.1과 같이 전압, 회전수, 전부하 동력 등의 데이터를 구하고 풍량에 대한 전압 및 정압효율, 공기압으로 성능곡선(Table 2.2.2)에서 동력의 최적점을 찾았다.

$$\begin{aligned} Q &= 60 \times A \times V \\ &= 60 \times A \times 4.03 \sqrt{p_d} \\ &= 241.8 A \sqrt{p_d} \quad \text{m}^3/\text{min} \end{aligned} \quad (1)$$

모터의 성능은 전압에 관련된 회전수-토크 곡선과 회전수-전류에 관련된 곡선(Table 2.2.3)의 교차점과 식(2)의 축동력을 비교하여 효율에 여유를 주어 결정하였다.

$$\frac{Q \times P_t}{4,500 \times \eta} \text{ (HP)} \quad (2)$$

2.3 임펠러의 재질 선정

핫셀 및 방사성구역의 배기장치는 각각 300mmAq, 250mmAq의 전압으로 회전익에 대한 2차 관성 모멘트(GD²)와 공기유속이 크기 때문에 진동 및 소음발생이 우려되어, 회전익에 대한 재질로 임펠러(impeller) 및 중심보스(boss)에 SS400, FC200를 사용하고 날개의 각도를 조절하고 유선형으로 설계하였다. 팬의 풍량을 적정 유량값보다 크게 설계하여 회전수를 낮추고, 직결 카프링(coupling)을 설치하여 소음을 최소로 줄일 수 있었다.

2.4 베어링 하우징의 윤활방식

PCM SNO314를 사용하여 진동 및 베어링 하중에 충분히 견딜수 있는 강성을 갖도록 하였으며 베어링의 윤활 급유방식은 oil bath 타입으로 연속가동 운전시에도 오일의 통상온도가 35℃ 이하로 유지되는 자연공냉식으로 적절한 오일점성을 유지하고 있는 것으로 판단되었다.

2.5 케이싱의 설계

팬의 케이싱은 fig 2.5.1과 같이 120°상하 분할형으로 설계되어 회전익의 교체 및 유지보수에 아주 용이하였다. 케이싱의 관통부에는 리버린스 씰(labyrinth seal)을 사용하여 공기누설이 없어 나지 않도록 하였다

2.6 배기설비의 손실압력 계산

배기덕트의 직관길이, 덕트 내의 풍속, 식(3)에 의한 직관부 마찰손실, 곡관부 및 흡입구의 압손을 고려되도록 하였다. 토출구경은 8~25m/sec의 풍속에서 선정하였다.

$$H_f = \frac{\lambda L}{D} \left(\frac{V}{4.05} \right)^2 \text{ mmAq} \quad (3)$$

3. 결론

풍량의 과부하를 넘지 않는 변동범위 내에서는 요구되는 풍량을 원만히 조절 할 수 있었고 내식, 내마모구조의 배기팬을 선정하여 신뢰성이 보장 되도록 하였다. 또한, 철저한 점검과 유지관리를 통해 앞으로의 시설운동을 보다 효율적이고 안전 하게 수행될 수 있을 것으로 판단되었다.

Table 2.2.1 survey data of fan test

Survey No.		1	2	3	4	5	6
FAN	Static Press. (mmAq)	413.0	415.0	353.0	302.0	252.0	
	Dynamic Press. (mmAq)	0.5	2.5	8.0	12.0	16.0	
	Total Press. (mmAq)	413.5	417.5	361.0	314.0	268.0	
	Gas Quantity (m ³ /min)	77.6	173.6	310.5	380.2	439.1	
	Revolution (rpm)	1765	1785	1780	1770	1760	
	Static A.H.P (kw)	5.24	11.77	17.91	18.76	18.08	
	Total A.H.P (kw)	5.24	11.84	18.32	19.51	19.23	
	Static Eff. (%)	31.2	62.4	76.7	75.3	70.0	
	Total Eff. (%)	31.2	62.7	79.4	78.2	74.4	
MOTOR	Voltage (V)	440	440	440	440	440	
	Mean Amp. (A)	26.03	31.53	39.00	41.53	43.13	
	Output Power (kw)	16.79	18.68	23.35	24.93	25.53	
Change to Total Press. (mmAq)							
20 °C Static Press.	(mmAq)	413.0	415.0	353.0	302.0	252.0	
1770 rpm Gas Quantity	(m ³ /min)	77.6	173.6	310.5	380.2	439.1	
1770 rpm Shaft Power	(kw)	16.79	18.68	23.35	24.93	25.53	

Table 2.2.2 performance curve

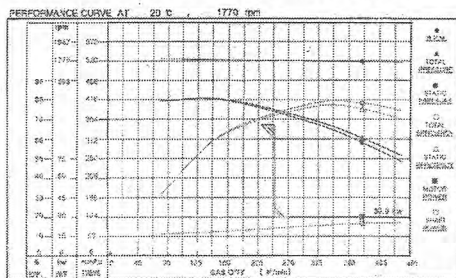


Table 2.2.3 speed, torque, current curve of Vs motor

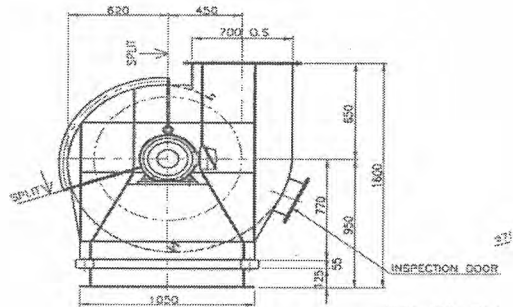
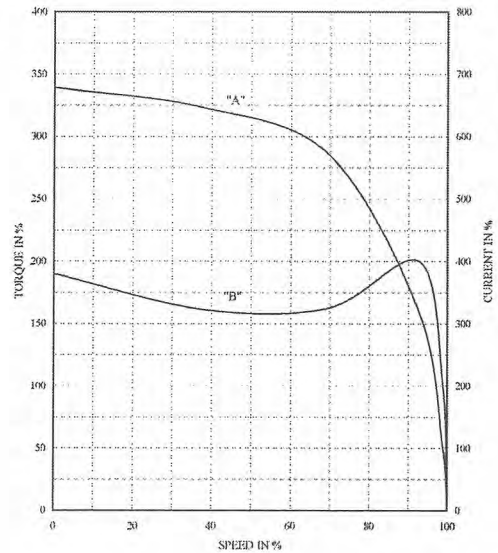


Fig. 2.5.1 splits of fan casing

실험연료봉 내압 및 핵분열기체량 측정방안에 관한 연구

이형권, 서항석, 전용범, 민덕기, 권형문, 황용화, 장정남

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

nhklee1@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후핵연료봉 내압 및 핵분열기체량측정시험 자료는 핵연료 설계에서 기계적 및 화학적 특성을 분석하는데 필요하다. 특히 핵연료의 경제성을 확보하기 위하여 수명을 연장하는 고연소핵연료의 시험에서는 더욱 중요하다. 그리고 새로운 핵연료를 개발하기 위한 실험연료봉의 건전성을 평가하기 위해서도 연료내의 기체압력과 핵분열기체량측정시험이 필요하다. 현재 조사후시험시설에서 사용 중인 핵분열기체포집장치는 핵분열기체량이 많은 가압경수로핵연료에만 전용으로 시험할 수 있다.^[1] 실험연료봉의 경우 핵분열기체량이 매우 작기 때문에 실험을 수행할 수 없다. 그러므로 실험연료봉의 내압과 핵분열기체량을 측정하기 위해서는 실험연료봉에 적합한 새로운 장치를 개발, 기존 장치를 수정하여 시험하는 방안, 또는 시험방법을 변경하는 등 여러 가지 방안을 검토 및 평가하여 실험을 수행할 수 있는 방안을 마련해야 할 것이다.

2. 본론

2.1 실험방안 검토

2.1.1 실험연료봉 전용장치 개발방안

실험연료봉의 봉내압 및 핵분열기체량을 측정하기 위해서는 실험연료봉을 전용으로 측정할 수 있는 장치를 제작하여 실험을 수행하여야만 실험정밀도를 고려할 때 가장 이상적인 실험이라 할 수 있다.

사용후핵연료봉의 내압 및 핵분열기체량측정장치의 구성은 다음과 같다, 실험장치의 구성은 연료봉을 천공할 수 있는 천공장치, 장치의 내부를 진공시키는 진공장치, 기체의 온도와 압력을 측정할 수 있는 계측장치, 교정된 표준용기 등으로 구성되어 있다.

이 장치에서 압력계는 측정정밀도에 가장 영향

이 크며, 정밀도를 높이기 위해서는 대기압 압력의 이상을 측정할 수 있는 압력계를 사용한다. 그러므로 실험연료봉 핵분열기체의 양은 천공용기 및 표준용기의 체적보다 많아야 한다. 그러나 실험연료봉의 기체량은 가압경수로형의 연료봉에 비해 매우 적으로 천공용기 및 표준용기에서 측정된 압력은 대기압 이하로 나타난다.

새로운 장치를 제작할 경우 천공용기와 표준용기의 체적은 부품고유의 체적이기 때문에 체적을 감소시키는 방법보다는 기체의 온도를 높여 기체량을 증가시키는 방법을 선택하여야 한다. 또한 새로운 장치를 개발 및 제작하기 위해서는 개발 능력, 제작비용, 설치장소 등을 고려해야 한다. 우선 장치개발에 대한 능력은 기존장치의 개발경험을 보유하고 있으므로 가능할 것으로 판단된다. 그리고 제작비용측면을 고려할 때는 기존의 가압경수로형 전용장치보다는 부품이 많으므로 비용이 많이 소요될 것으로 예상된다. 또한, 설치장소는 현재 핫셀에서 사용되는 있는 가압경수로형 장치의 설치장소 이외는 조사후시험시설에는 설치할 장소가 없다. 그러므로 다른 시설을 이용하거나 핫셀 또는 첼셀을 건설하여야 한다.

2.1.2 기존장치에서 계측기 보완 방안

기존 핵연료봉 내압 및 기체량측정장치를 보완하여 실험을 수행하는 방안이다. 실험에서 연료봉의 내압과 기체량은 측정은 연료봉을 천공하기전과 천공후의 천공용기체적, 온도 및 압력데이터를 이용하여 계산하게 된다. 그러나 기존장치에서 실험을 수행할 경우 가장 문제점이 압력측정이다. 천공용기와 표준용기의 체적이 크기 때문에 기체의 압력은 진공압력이 측정된다. 기존장치에 설치되어 있는 압력계는 절대압력을 측정할 수 있는 압력계지만 진공부분 영역의 측정정밀도는 매우 낮다. 그러므로 정밀도가 높은 진공계로 교체하여 실험하는 방안이다.

이러한 방안을 채택하였을 때 가장 문제점은 측정정밀도가 낮아진다는 점이다. 그 이유는 진

공계의 정밀도가 절대압력계보다 낮고 교정이 불가능하다는 것이다. 절대압력계의 교정은 핫셀 밖에 교정된 압력계를 설치하고 장치의 기체공급라인과 연결하여 현장교정을 수행하여 계측기 건전성을 확인할 수 있는 이점이 있다.

2.1.3 기존장치에서 실험방법 변경방안

실험연료봉의 내압 및 기체량측정시험에서 가장 문제가 되는 점은 기체량이 적어서 압력측정 범위가 대기압력 이하인 진공압력 이기 때문이다. 그러므로 연료봉을 천공하였을 때 천공용기와 표준용기에서 기체의 압력을 대기압 이상의 압력으로 만들어 주는 것이다. 이러한 방법은 두 가지 정도로 나눌 수 있다. 첫 번째 방법은 천공용기와 표준용기의 체적을 기체량보다 작게 만드는 방법이다. 이 방법의 경우 기존 부품이 차지하는 있는 고유의 체적이 있기 때문에 실현 가능성이 없고, 제작상 어려움이 많다. 두 번째 방법으로는 실험연료봉을 천공하기 전에 헬륨이나 질소가스를 천공용기와 표준용기의 체적보다 약간 많게 넣는다는 것이다. 이럴 경우 압력측정을 대기압 이상에서 측정하므로 연료봉의 내압을 정밀하게 측정할 수 있다. 그러나 여기서도 문제점이 존재한다. 핵분열기체를 포집하여 화학분석을 수행할 때 핵분열기체와 다른 기체가 희석되어 기체의 정밀한 성분분석 여부가 불확실하다.

2.2 결과 및 고찰

실험연료봉의 내압 및 핵분열기체량을 측정하기 위하여 세 가지 방안을 검토하였다. 첫 번째 방안으로 새로운 장치를 개발하는 방안이다. 이 방안은 개발비용과 설치장소 때문에 제약을 받는다. 두 번째 방안은 첫 번째 방법보다 실현 가능성이 크나 측정정밀도가 낮을 것으로 예상되기 때문에 적합성이 결여된다. 실험장치가 핫셀 밖에 있으면 계측기 설치가 용이할뿐더러 다량의 모의 연료봉으로 측정정밀도에 대한 성능실험이 가능하나 시험장치가 핫셀 내부에 설치되어 있기 때문에 현실성 다소 떨어진다. 세 번째 방법은 핵분열기체의 성분분석에 다소 문제점은 있으나 장치 개발에 소요되는 예산, 설치장소, 장치의 측정정밀도 등 여러 가지측면을 고려할 때 이방법이 가장 적합한 방안이다.

3. 결론

가압경수로형 핵연료에 비해 아주 작은 실험연료봉의 내압 및 핵분열기체량측정 방안을 수립하였다. 최적의 실험방안을 수립하는 검토요소들은 장치개발비용, 설치장소, 장치정밀도, 핵분열기체의 성분분석, 실현가능성 등 이었다. 그 결과 기존장치를 이용하여 실험방법을 변경하는 방안이 가장 적합하고 현실성이 있는 것으로 나타났다.

연구결과 기존장치를 이용하는 실험연료봉의 실험방안이 수립된 만큼 향후에는 실험 관계식 도출과 모의연료봉을 제작하여 성능시험을 수행할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] 이형권 외, “가압경수로 사용후핵연료봉의 핵분열기체포집장치 개발 및 모의핵연료봉을 이용한 시험평가”, 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000.

고연소도 조사후 핵연료의 금속조직시험 시편 제작

서항석, 전용범, 이형권, 권형문, 장정남

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

nhsseo@kaeri.re.kr

1. 서론

조사후시험시설은 국내 상용 원자력발전소에서 조사된 핵연료를 시험/평가할 수 있는 국내 유일의 시험시설이다. 따라서 원자력발전소의 원자로에서 조사한 핵연료 및 원자력재료에 대한 조사후시험 및 관련 시험기술의 개선/개발을 통하여 원자력 연구개발을 적기에 효율적으로 지원하고 핵연료의 성능 및 건전성평가, 핵연료의 개발 및 손상원인 규명 등에 필요한 특성 자료를 생산/제공하는 것이 조사후시험시설의 목적이다. 본 연구에서는 정확한 시편의 정보를 얻기 위한 시편 준비 과정에 대한 연구를 기술 하였다. 시편의 가장 바람직하게 제작된 시편이란 다음과 같다.

- 시험부위를 대표할 수 있는 시편.
- 절단, 연마, 정마 과정에서 기계적인 변형 때문에 생긴 거친 금속표면을 최소한으로 하여 부식에 의해 실제조직이 나타날 수 있도록 잘 마련된 시편.
- 정마 흠, 핏트, 액흔 등이 없는 시편.
- 개체물이 본래대로 보존되도록 정마된 시편.
- 높은 배율에서 검경이 가능하도록 매우 평탄한 시편.

2. 본론

- 금속조직검사용 시편을 준비하는데 필요한 주요공정은 다음과 같다.

- 1) Sectioning. 2) Mounting. 3) Grinding.
- 4) Polishing. 5) Etching.

2.1 Sectioning

절단 장비는 Low speed saw에 외경4", 두께 0.3mm Diamond blade를 사용하여 마찰열을 최

소화하고 톱날의 연화(soften)에 따른 조기 마모(premature wear)와 하부조직의 변화를 방지하기 위하여 습식절단을 한다.

2.2 Mounting

Hot mounting press는 열과 압력을 가해서 시편을 제작한다. Mount 재료는 열가소성인 Thermosetting phenolic Premold 수지를 사용하며 압력 2.5bar, 온도 120°C에서 30분간 유지하여 제작한다. 시편 뒷면에 시편번호 및 시험분류번호를 표시한다.

2.3 Grinding

연마는 시편을 준비하는 작업 중 에서 가장 중요한 작업이다. 연마순서 및 연마시간은 다음과 같다. 연마 중에는 충분한 물을 공급하여 금속의 조직에 어떠한 영향도 끼치지 않도록 하며 연마입자들 사이에 금속표면에서 제거된 분말이 끼어들기 전에 씻어내 주어야 한다.

120 grit	320grit	400grit	600grit
30/min	30/min	30/min	20/min

2.4 정마 (Polishing)

정마란 외관상으로 평면을 가지고 흠이 없는 경면을 만드는 마지막 연마과정이다. 정마용 Cloth에 Diamond compound를 발라서 사용한다. 정마순서 및 시간은 다음과 같다.

15μm	9μm	6μm	3μm	1μm	1/4μm
30/min	30/min	30/min	30/min	30/min	20/min

2.5 Etching

햇셀에서는 Chemical etching을 하며 Etching용액 및 시간, 방법은 다음과 같다.

- UO₂소결체 : H₂SO₄. 1(ml) : H₂O₂. 9(ml).

Immersion. 50sec~ 120sec.

- 피복관 : Ethanol 20(ml) : H₂O₂ 50(ml)
HF 1(ml) : HNO₃ 10(ml).
Swab. 15ses - 25sec.

다음 사진은 시편준비과정을 마치고 투명한 고연소 핵연료에 대한 거시조직사진 및 피복관, 소결체에 대한 사진이다.

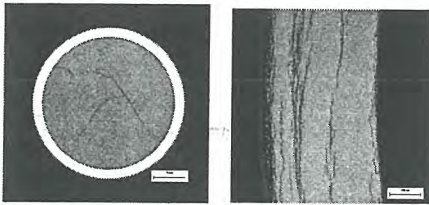


Fig. 1. OM picture of cladding and Macro

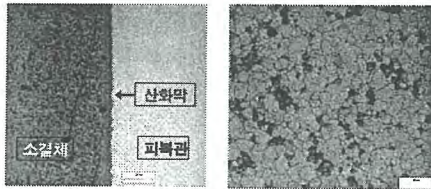


Fig. 2. OM picture of pellet and cladding

3. 결론

고연소도 사용후핵연료의 특성시험을 수행함에 있어 만족할만한 결과를 얻기 위해서는 시편 준비과정이 매우 중요하다. 시편 제작 과정 중 Grinding 및 Polishing을 할 때 주의 할점은 순서에 의해 진행하되 한 step이 끝날 때 마다 충분히 Cleaning을 마치고 다음 단계를 수행하여야 한다. 충분한 Cleaning 없이 시편 준비를 하면 이전 단계에서 남아 있던 정마제 및 이물질에 의해 Scream이 발생하여 시편준 비를 처음부터 다시 하여야 한다. 그러므로 시편 준비과정 중 세척이 매우 중요하다는 것을 항상 염두에 두고 시편을 제작 하여야 한다.

상용 공정 모사 틀을 이용한 파이로 공정 모사 기초 검토

박병홍, 이호희, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

bhpark@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 일관공정은 다수의 단위공정으로 구성되어 있다. 각 공정은 공정 특성에 따라 운전 시간 및 용량 등이 상이하여 공정간 연계성을 고려하지 않는 경우 공정 효율이 저하될 수 있다. 전체 공정의 효율을 증대시키기 위해서는 공정 모사를 통한 연계성 검토가 필수적이며 이와 같은 목적에는 현재 개발된 상용 공정모사 틀이 적용 가능하다.

본 연구에서는 전체 공정의 공정 연계성 검토의 초기 단계로 상용 공정 모사 전산 틀인 ARENA를 활용하여 ARENA에서 제시할 수 있는 공정 분석 자료의 형태 및 활용성을 검토하였다. 또한 운전 변수의 확률분포에 의한 결과 의존성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 파이로 상용공정

공정모사를 위해서는 파이로 일관공정의 상용 규모를 정의하여야 한다. 본 연구에서는 400 t/yr 규모로 연간 200일 운전을 가정하였으며 이에 근거하여 개별 공정의 용량 및 운전 시간을 산정하였다.

파이로 일관 공정의 모든 공정에 대한 모사에 앞서 본 연구에서는 상용 공정 모사 틀의 적용가능성을 탐색하기 위하여 일부 공정에 대한 시나리오 및 분석 결과를 검토하였다.

사용후핵연료 처리 상용 시설은 습식의 경우 800 t/yr 정도 규모의 시설이 가동되고 있다. 파이로 일관 공정 규모 역시 상용시설로 진입을 위해서는 100 t/yr 이상의 규모를 갖추어야 할 것이며 본 연구에서는 400 t/yr를 산정하였다.

2.2 SF 해체 공정(예) 시나리오

400 t/yr 규모로 사용후핵연료를 처리하고 SF 집합체(FA, fuel assembly)가 18개 단위로 KN-18 수송 용기에 실려 도착한다면 연간 936개의 FA를 처리하여야 한다. 이는 1일 평균 4.68개의 FA 처리를 의미하며 SF 해체 공정의 업무를

매일 운전 종료 시 장치에 실려 있는 FA가 존재하지 않으려면 4개 또는 5개의 FA를 매일 처리해야 한다. 이를 위해 4개 처리해야 하는 날과 5개 처리해야 하는 날을 시나리오로 구성할 수 있다. 시나리오는 25일을 주기로 117개의 FA를 처리하도록 구성하였으며 시나리오 상 처리량과 평균처리량의 차가 1 이하가 되도록 시나리오를 구성하였다. 이 수치가 1이라는 것은 후속 공정이 1일 평균 4.68개의 FA를 처리하는 조건에서는 후속 공정 앞에 1개 FA가 대기하고 있다는 것을 의미하므로 공정 효율을 위해서 이와 같은 조건을 부여하였다. 본 연구에서 제시한 시나리오는 Fig. 1과 같으며 4개 또는 5개의 FA를 1일 처리하여 시나리오 처리량과 평균처리량의 차를 1 이하로 유지하였다.

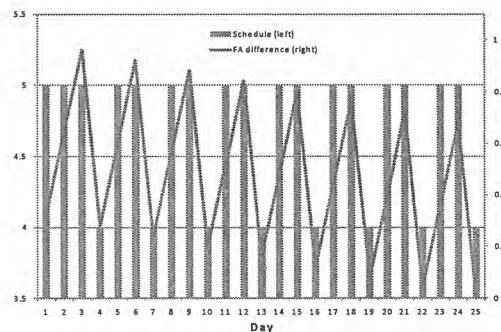


Fig. 1. SF disassembling operation schedule

2.3 SF 해체 공정(예) 논리 구조

ARENA는 블록 형태의 논리 구조를 연결하여 시뮬레이션을 수행하도록 구성되어 있다. SF 해체 공정의 1일 운전시간을 10시간 2 h/FA 운전 속도를 가정하여 공정의 논리 구조를 Fig. 2와 같이 구성하였다.

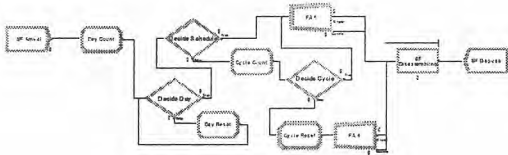


Fig. 2. SF disassembling 논리구조

2.4 SF 해체 공정(예) 시뮬레이션

SF 해체 공정에 대해 1 FA 당 처리시간을 2시간을 기준으로 $\pm 10\%$, $\pm 20\%$, $\pm 30\%$ 를 끝 값으로 갖는 삼각분포로 가정하여 200일 시뮬레이션을 수행하였으며 결과는 Table 1과 같이 요약 된다.

Table 1. SF 해체 공정 시뮬레이션

처리시간 (h/FA)	2.0 ± 0.2	2.0 ± 0.4	2.0 ± 0.6
처리량(FA)	936	936	936
실제활용율(%)	38.98	38.96	38.94
예정활용율(%)	41.67	41.67	41.67
활용도(%)	93.55	93.50	93.45

Table 1에서 예정활용율은 24시간 중 10시간 공정 운전을 가정하였기 때문에 41.67%로 모든 조건에서 동일하다. 처리 시간 분포 변화에 따라 모든 조건에서 200일 동안 예정된 936개의 FA를 처리 하였으며 실제활용율과 예정활용율의 비인 활용도는 세 경우 모든 비슷하게 나타났다. 이는 처리시간이 늘어나더라도 매일 마지막 처리되는 FA는 끝까지 처리하도록 강제하였기 때문이다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 공정 시뮬레이션을 위해 상용전산 툴의 활용가능성을 검토하였다. 예로 SF 해체 공정에 대해 ARENA를 사용하여 모사를 수행하였으며 처리 시간에 대한 영향을 평가하였다. 단일 공정에서 처리 시간 영향은 크지 않은 것으로 나타났으나 공정들을 연결하여 복잡한 시스템을 구성한다면 차이가 확연히 발생할 것으로 예상된다. 본 연구와 같은 접근으로 향후 공정들을 연계하여 시뮬레이션을 확장할 예정이며 다양한 분석 결과를 도출할 계획이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 중장기 원자력연구 개발사업으로 수행되었습니다.

파이로 일관공정 모사를 위한 공정 시스템 분석

박병홍, 이호희, 고원일

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

bhnpark@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로 사용후핵연료를 대상으로 개발되고 있는 파이로 공정(pyroprocessing)은 누적된 사용후핵연료의 양을 감소시키며 자원으로서 사용후핵연료를 활용하는 한편 기존 습식 기술에 비해 상대적으로 핵확산 저항성이 높은 공정으로 인식되고 있다. 파이로 공정은 여러 단위 공정들로 구성되어 있으며 최근 각 공정의 기술 개발로 일관공정의 구성이 가능한 수준에 이르렀다.

파이로 기술의 일관공정은 상대적으로 소규모인 실험실 규모를 거쳐 상용규모로 확대가 예상되며 이때 전체 구성을 조망할 수 있는 공정 시뮬레이션의 필요성이 부각된다. 본 연구에서는 파이로 일관 공정 시뮬레이션에 앞서 개별 공정들의 특성을 분석하고 공통점과 차이점을 도출하여 향후 시뮬레이션을 위한 기초 고려사항들을 제시하고자한다.

2. 본론

2.1 파이로 일관 공정

경수로 사용후핵연료 처리를 위한 파이로 공정의 목적은 원자소에서 조사되어 다양한 화합물로 변화된 산화물 사용후핵연료로부터 유효한 자원을 회수 재활용하여 폐기물 양을 감소시키는 한편 핵확산 저항성을 유지하는 것이다.

이와 같은 목적의 일관공정을 위해 공정 매질로 사용되는 염과 고화체 제조를 위한 화합물 등이 필요하며 파이로 시설의 물질흐름을 단순한 박스로 표현한다면 Fig.1과 같이 나타낼 수 있다.

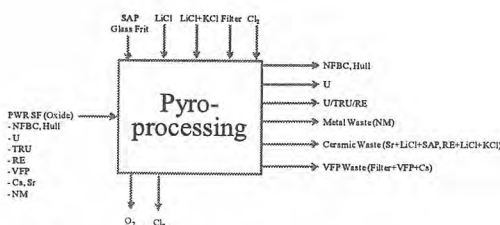


Fig. 1. 파이로 공정 시설 Input&Output 개념도

사용후핵연료 처리 상용 시설은 습식의 경우 800 t/yr 정도 규모의 시설이 가동되고 있다. 파이로 일관 공정 규모 역시 상용시설로 진입을 위해서는 100 t/yr 이상의 규모를 갖추어야 할 것이며 본 연구에서는 400 t/yr를 산정하였다.

2.2 공정 특성 분석

공정 시뮬레이션을 위해서는 각 공정들의 특성을 구분하여 필요한 시뮬레이션 항목을 도출할 필요가 있다. 본 연구에서는 단위공정을 저장시설 vs. 처리장치, 단일모듈장치 vs. 다중모듈장치, 제순환장치, 공정중 추가 도입 장치, 기계공정 vs. 화학공정 등을 기준으로 장치들을 구분하였으며 특성에 따라 일부 장치들은 그룹화하였다.

2.3 SF 해체 공정 분석 (예)

파이로 공정은 다양한 공정들의 연결로 구성되어 있어 지면 관계상 모든 분석결과를 제시할 수 없다. 본 초록에는 예시로 SF 해체 공정에 대한 분석을 제시하였다. SF 해체 공정 특성은 Table 1과 같다.

Table 1. SF 해체 공정 특성

Purpose	PWR SF disassembling
Type	Process
Module	Single
Separation	O, mechanical
Recycling	X
Additional supplement	X

SF 해체 공정은 SF 연료 집합체를 해체하여 핵연료봉과 NFBC로 기계적 분리를 수행한다. 연간 약 926개 집합체를 처리해야 하여 약 22만개의 연료봉을 인출하며 연간 약 100t의 NFBC를 금속폐기물 제조 장치로 보낸다.

공정장치의 용량과 운전시간 등이 공정 변수가 되며 1개의 장치가 1번에 1개의 집합체를 처리하며 1일 10시간 운전을 기준으로(이 기준 역시 변

수로 취급될 수 있다) 공정을 분석하면 일관 공정 용량을 만족하기 위해서는 Fig. 2와 같은 결과를 얻을 수 있다.

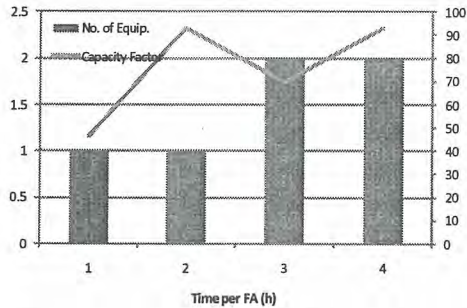


Fig. 2. SF 해체 공정 장치 및 Capacity factor

위 그림에서 나타내는 바와 같이 공정장치에서 집합체를 1 h/FA로 처리한다면 1개의 공정장치가 필요하며 이 때 장치 활용도(capacity factor)는 46.3%가 된다. 처리속도가 늦춰져 3 h/FA인 경우 장치는 2개 필요하며 활용도는 69.4%가 된다. 따라서 시설활용도를 최대화하기 위해서는 주어진 조건에서 SF 해체장치는 2 h/FA의 능력을 지녀야하며 이 때 1개의 장치를 92.6% 활용하여 연간 처리량을 감당할 수 있게 된다.

3. 결론

본 연구에서는 파이로 일관 공정 시뮬레이션을 위한 기초 자료로 공정 분석이 수행되었다. 공정의 용량과 처리 속도 등에 대한 활용도를 높이는 조건을 분석하였으며 제시된 조건은 공정 시뮬레이션의 기본 조건으로 활용될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부 중장기 원자력연구 개발사업으로 수행되었습니다.

Economic Analysis of Pyro-SFR Fuel Cycle

Fanxing Gao, Byung Heung Park, Eun-ha Kwon, Won Il Ko

Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong, Daejeon, Korea, 305-353

gao@kaeri.re.kr

1. Introduction

SFR fuel cycle employing pyroprocessing (named as Pyro-SFR Cycle) is one promising fuel cycle option in the near future. Economics is one of the essential criteria to be considered in the determination of new fuel cycle deployment. In this study, based on the material flow the economics of Pyro-SFR has been estimated. There are mainly two methodologies to perform nuclear fuel cycle cost study which is based on the material flow calculations. One is equilibrium model and the other is dynamic model. Equilibrium model focus on the batch study with the assumptions that the whole system is in a steady state and mass flow as well as the electricity production all through the fuel cycle is in equilibrium state, which calculates the electricity production within a certain period and associated material flow with reference to unit cost in order to obtain the cost of electricity. Dynamic model takes the time factor into consideration to simulate the actual cases. Compared with the dynamic analysis model, the outcome of equilibrium model is more theoretical which may offer relatively clear and direct comparisons, especially with regard to the large uncertainty of the development of the pyro-technology evaluated. In this study equilibrium model was built to calculate the material flow on a batch basis. With the unit cost being determined, the cost of each step of fuel cycle could be obtained, so does the FCC[1-3]. Due to the unavoidable uncertainty with certain unit costs, evaluated cost range and uncertainty study are applied. Sensitivity analysis has also been performed to obtain the breakeven uranium price for Pyro-SFR against PWR-OT[4,5].

2. Method

2.1 Main components of nuclear fuel cycle

The breakdown structure of the nuclear fuel cycle scheme is specified by the series of components (or steps) included in the four fuel cycle options of this study, shown in Fig.1. Material flow data is also specified in Fig.1.

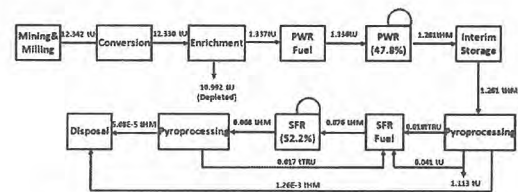


Fig. 1. Main components in the nuclear fuel cycle

2.2 Unit Cost Specification

For fair comparison the cost data in this paper is presented in current-year (2010) dollars. Cost data that were incurred or reported at different times were converted into 2010 dollars using an escalation rate of 3%. Main source of the unit cost data in this study is from OECD/NEA study and Advanced Fuel Cycle Cost Basis, and engineering judgments were used when such data was not available.

2.3 Lead and Lag Time

Lead and lag time are considered, as listed in Table 1.

Table 1. Lead and Lag time of fuel cycle steps

	FC process	Time (month)
Lead time (month)	Purchase	21
	Conversion	18
	Enrichment	12
	Fabrication	6
Lag time (month)	Interim Storage	18
	Reprocessing	78
	Final Disposal	480

3. Results and discussion

3.1 Levelized Cost of Electricity

The calculation results of assessing the fuel cycle scenarios, based on the unit costs, show Pyro-SFR is 7.68 mills/kWh, 19 % higher than the Direct Disposal option, respectively.

Uranium price is the key cost component. With the current uranium price, the LFCC gap between Pyro-SFR and PWR-OT is not big. Pyroprocessing and metal fuel fabrication cost take a big part of the cost.

3.2 Uncertainty analysis

The results from Monte Carlo simulation are shown in Table 2. With the assumption that each of the unit cost is triangular distribution, a total of 50,000 extractions of Latin Hypercube were performed. The standard deviation (SD) for the fuel cycle costs is 1.19 mills/kWh as shown in Table 2.

Table 2. Results of the Monte Carlo Simulation for the Uncertainty Analysis of Fuel Cycle Costs

Min	Max	Mean	SD
4.65	13.21	8.71	1.19

3.3 Sensitivity Analysis

Sensitivity analysis was conducted on key cost components as uranium price, elector-refining process, metal fuel fabrication, etc. in Fig. 2. The highest sensitivity was shown by uranium price. It was determined that the regression coefficient of uranium ranged 0.85. The Pyro-SFR shows higher sensitivities with pyroprocessing of PWR spent fuel and SFR metal fuel fabrication employing by pyroprocessing.

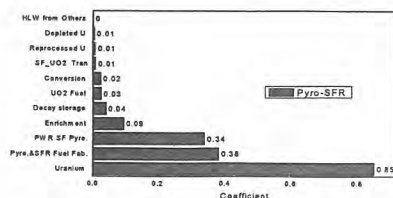


Fig. 2. Sensitivity coefficient of nuclear fuel cycle components

4. Conclusion

Economics of Pyro-SFR fuel cycle scenario has been calculated and compared by employing equilibrium model. The LFCC were obtained, Pyro-SFR 7.68 mills/kWh. The Uranium price is the dominant driver of LFCC. Pyro-techniques also weight considerably in Pyro-SFR scenario. On consideration of the current unavoidable uncertainties introduced by certain cost data, cost range and triangle techniques were used to perform the uncertainty study which indicates that the gap between Pyro-SFR and PWR-OT fuel cycle scenario is relatively small.

5. Reference

- [1] W. I. Ko, H. B. Choi and M. S. Yang, "Economic Analysis on Direct of Spent Pressurized Water Reactor Fuel in CANDU Reactors(IV) - DUPIC Fuel Cycle Cost", Nuclear Technology, Vol. 134, May 2001.
- [2] OECD/NEA, Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, 2006. NEA(2002), Accelerator-driven Systems(ADS) and fast reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, OECD, Paris.
- [3] OECD/NEA, 2006, Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, NEA No. 5990, OECD 2006.
- [4] Shropshire, D., et al., 2008, "2008 Advanced Fuel Cycle Cost Basis," INL/EXT-07-12107 Rev.1, March 2008.
- [5] D.E. Shropshire, K.A. Williams, W. B. Boore, et. al., Advanced fuel cycle cost basis. INL/EXT-07-12107 Rev.1.

파이로 기술추적시스템 개발 현황

김성기

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sgkim1@kaeri.re.kr

요약

본 연구는 파이로일관공정시험시설인 PRIDE (PyRoprocess Integrated DEmonstration facility)의 최상위 요구사항부터 파이로 세부공정의 설계요건까지 논리적이며 체계적인 연관성을 제시할 수 있는 파이로 기술추적시스템 개발현황을 기술하였다. 이러한 기술추적기능을 도출하기 위하여 시스템 엔지니어링 도구인 Cradle 데이터베이스를 이용하였다.

1. 서론

현재 한국원자력연구원 시스템공학기술개발부에서는 파이로 기술추적성을 수립하기 위하여 상업용 시스템엔지니어링 도구인 Cradle을 이용하여 파이로 시스템 엔지니어링 관련 기술추적시스템을 개발하고 있다. 이 시스템은 연구과제 참여자들이 동시에 시스템에 접근하여 연구개발에서 생산된 파이로 설계 관련 정보를 입력하고 필요한 정보를 쉽게 검색할 수 있는 장점을 가지고 있다. 또한 파이로 기술의 설계 관련 최상위 요구사항 (Top tier requirement)들로부터 최하위 설계요건 (Design requirement)까지의 논리적 관련성을 쉽게 파악할 수 있어, 파이로 관련 설계기술을 쉽게 추적할 수 있다.

2. 본론

2.1 시스템 환경

일반적으로 기술추적성은 최상위 요구사항부터 최하위 구성품의 설계요건까지 체계적이며 논리적인 관련성을 확보하는 것을 의미한다[1]. 따라서 기술추적성을 위해 최상위 요구사항이 최하위 구성품(Component)의 설계요건까지 반영되어야 한다. 즉, 하부로 전개된 요구사항이 상위 요구사항에 근거를 두고 있다면, 최하위 구성품이 최상위 요구사항을 만족시키는가를 논리적으로 설명할 수 있다[2]. 이를 위한 기술추적시스템 환경은 그림 1과 같다.



Fig. 1. 기술추적시스템 환경

2.2 기술추적시스템

파이로 기술추적시스템은 그림 2에서와 같이 여러 단계의 설계과정을 통하여 시스템사용자의 기대를 만족시키고, 상위 요구사항을 모두 반영하는 합리적이며 논리적인 체계를 갖추어야 한다[3]. 이러한 시스템은 기능적이고 논리적인 분해 (Decomposition)작업을 통하여 여러 개의 하부 시스템으로 나누어진다. 이러한 하부시스템은 이해당사자의 기대와 요구사항을 만족시켜야 한다[4].

시스템이 구축되면 현재의 수작업으로 가능한 파이로 기술추적 수준을 Cradle이 보유한 데이터베이스의 쿼리(Query) 기능을 이용하여 크게 향상시킬 수 있다. Cradle을 이용하여 파이로 공정 기능을 그림으로 도식화하면 그림 3과 같다.

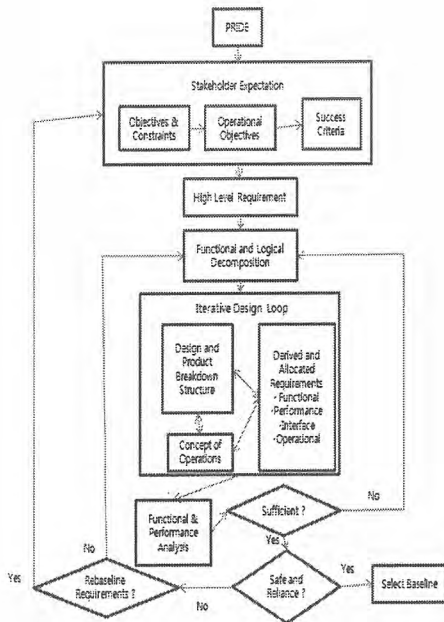


Fig. 2. 시스템 설계 과정

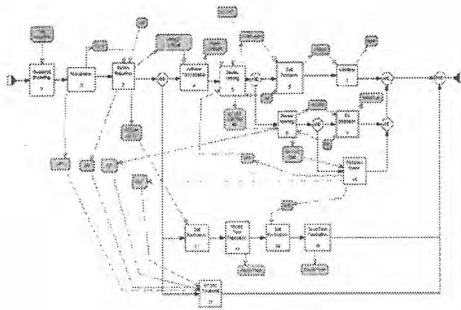


Fig. 3. 파이로 공정기능

3. 결론

파이로 기술추적시스템의 장점을 요약하면 다음과 같다.

첫째, 기술추적 기능을 통하여 PRIDE의 최상위 설계요건에서부터 최하위 도면까지 어떻게 설계요건이 반영되었는지 확인할 수 있다. 둘째, 하위 설계요건 변경 시 어떤 상위 요건에 영향을 미치는지 파악할 수 있다. 셋째, 구현된 설계정보 추적기능과 프로젝트 관리시스템을 연계하여 의사결정자가 프로젝트 관련 정보를 쉽게 접근하여 합리적인 의사결정을 할 수 있다. 넷째, 기술추적성 및 사업관리에 필요한 각종 문서를 자동출력할 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] IEEE Computer Society, 2005, IEEE Standard for Application and Management of the Systems Engineering Process, IEE Std 1220™, pp. 37-61.
- [2] INCOSE(International Council on Systems Engineering), 2006, Systems Engineering Handbook, INCOSE-TP-2003-002-03, pp. 50-59.
- [3] NASA, 2007, NASA Systems Engineering Handbook, NASA/sp-2007-6105 Rev. 1, pp. 30-47.
- [4] S. K. Min, 2007, Systems Engineering Management, Institute of Systems Engineering, pp. 310-320.

탈피복-분말화 일체형 장치 설계 최적화 연구

김영환, 박근일, 이정원, 이영순, 이도연, 김수성, 정재후, 김기호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

yhkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 전해환원 공정의 원료물질을 제조하기 위해서는 먼저 사용후핵연료 봉의 탈피복 및 분말화 공정이 필요하며, 분말화 공정 후 동일한 반응기 내에서 폐피복관(hull)과 분말을 각각 독립적으로 회수하여야 한다. 본 연구에서 개발 중인 탈피복-분말화 일체형 장치는 투입된 사용후핵연료 봉(rod-cuts) 내의 핵연료를 약 500℃의 공기 분위기에서 분말화 하고 남은 폐피복관의 회수율을 높여 처리 용량을 증대시킬 수 있도록 설계되어야 한다.

따라서 본 장치의 최적 설계를 위해서 산화 공정에 의한 탈피복 및 분말화 개념을 도입하였고, 이를 위하여 스크루가 내장된 메시 형 회전드럼 방식을 고안하였으며, 장치 설계의 최적화를 수행하고 모의시험을 통하여 성능을 평가하였다.

공학설계 단계에서 탈피복-분말화 일체형 장치의 3D 모델링은 SolidWorks Office Premium을 사용하였다. 모의 사용후핵연료 무게 변화량(5, 20, 50, 100kg)과 핵연료 봉(rod-cut) 길이 에 대한 변화량(1, 3, 5, 7, 10cm)에 따른 핵연료 봉이 차지하는 충전 부피 이론식을 계산하고, 최적의 장치 크기를 설계하였다. 아울러 폐피복관 회수율을 검증하기 위하여 탈피복-분말화 일체형 장치를 제작하였으며, 회전수와 폐피복관 무게에 따른 메시 형 장치의 폐피복관 회수율 성능실험을 수행하였다.

2. 본론

2.1 일체형 장치 설계 조건

본 연구에서 설정한 메시형 장치의 설계조건은 회전수 3~5 rpm, 처리 용량 50 kgHM/batch, 폐피복관 회수율 100 %, 사용 온도 500℃, 연료봉 길이 50 mm, 전기용량 30 kw(100 A, 220 V, 3 상) 등 이다.

2.2 일체형 장치 기본 개념

탈피복-분말화 일체형 장치는 스크루가 내장된 메시 형 회전드럼 방식으로서(그림 1 참조), 핵연료봉은 메시형 장치의 시계방향의 회전에 의해 투입구의 안내를 받아 장치 내부로 투입된다, 연료봉이 투입된 후 산화에 의하여 탈피복-분말화가 일어나고, 분말은 메시 하부로 떨어지며 최종적으로 폐피복관만 남게 된다. 남은 폐피복관은 장치 역방향 회전에 의해 폐피복관 배출구로 배출된다. 또한 폐피복관 회수율을 최대로 하기 위해서 에어 락커(air locker)가 설치되었으며, 분말 및 폐피복관 회수가 용이하도록 장치 하단 부분의 X, Z, Y 위치에서 진동효과가 가장 높은 Z 방향 위치를 선정하였다.

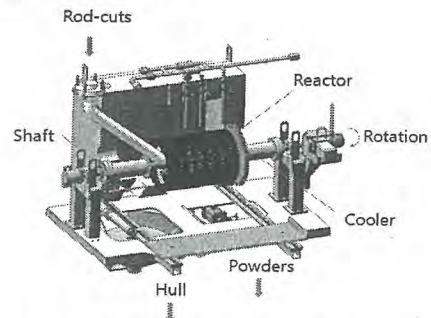


Fig. 1. Horizontal reactor with mesh type

2.3 장치 최적 설계

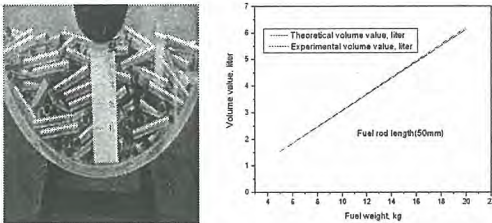
메시형 일체형 장치 크기를 예측하기 위해서 1~20cm 길이를 갖는 연료봉(20~100개)을 사용하여 벌크(bulk) 부피와 탭(tap) 부피를 측정하였고, 이를 통하여 부피 상수 값을 계산하였다. 본 연구에서 사용후핵연료 봉은 연소도 45,000 MWd/tU(고리 1호기, 14x14)를 기준으로, 핵연료 무게(5~100kg)에 따른 부피상수 값을 반영하였다.

또한 부피 상수 값이 고려된 연료봉 체적에 안전계수 값(U_3O_8 팽창계적: 1.5)을 곱하여 메시형 장치의 내부 용적을 계산하였는데, 메시형 장치 크기 계산을 위한 이론식은 다음과 같다.

$$V_i = f_i L_i N_i \frac{\pi D^2}{4} \quad (1)$$

(V_i : 이론체적, f_i : 벌크 팩터, D : 핵연료 봉 직경, L_i : 핵연료 봉 길이, N_i : 핵연료 봉 수)

3D 모델링을 통한 장치 설계 자료의 검증을 위해서 핵연료 5kg, 20kg, 50kg, 100kg을 충전할 수 있는 아크릴 용기를 제작하고, 연료봉은 길이별, 모의 사용후핵연료 무게별로 제작하였다 (연료봉의 수량 : 100개~4,740개). 모의 연료봉 재질은 SUS304이고, 크기는 Zry-4 튜브 직경(OD: 10.7mm)과 동일하며, 아크릴 용기에 연료봉을 채운 후 충전 부피를 측정하였다(그림 2-a 참조). 그림 2-b는 50mm 길이의 모의 사용후핵연료 봉 20kg(핵연료 기준)을 충전할 경우 이론값과 실험값이며, 오차율은 0.3%이다.



a) Volume of rod-cuts (b) Results
Fig. 2. Comparison of experimental and theoretical results

2.4 폐피복관 회수율 검증 시험

제작한 장치를 이용하여 모의 폐피복관 회수 성능시험을 수행하였다. 폐피복관 용량은 모의 사용후핵연료 기준 10 kg, 20 kg, 30 kg, 40 kg, 50 kg HM/batch까지 변화를 주어 폐피복관 회수율 실험을 수행하였다. 폐피복관 투입부터 배출까지 장치 회전수는 3~10 rpm까지 변화를 주었으며, 폐피복관 투입 대비 배출 무게를 로드 셀(load cell)에 의해 그래프 단위로 정량적으로 측정하였고, 폐피복관 투입, 배출시 진동은 주지 않았다. 폐피복관 회수율 성능시험 시스템은 그림 3과 같다.



Fig. 3. Measurement system for hull recovery

그림 4에서 보는 바와 같이, 폐피복관 회수율

실험결과 연료봉 무게가 10~40kg 범위에서 3~5 rpm일 경우 폐피복관 회수율은 100%로 양호하였다. 그러나 회전수 10 rpm에서 40kg이상일 경우 회수율은 99%였다. 따라서 폐피복관과 분말 배출구 설계 시 분말 배출구 크기 대비 폐피복관 배출구 크기(기존 장치 설계 시- 폐피복관 : 분말=2 : 6.5) 비율을 30%이하로 설계하여야 한다.

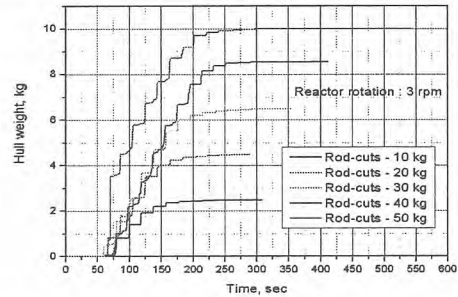


Fig. 4. Recovery weights of hull according to rod-cut weight at 3 rpm

3. 결론

사용후핵연료 봉을 최대로 충전하고 폐피복관 회수율을 높일 수 있는 스크루가 내장된 메시형 회전드럼 방식의 탈피복-분말화 일체형 장치 설계 최적화 연구를 수행하였다. 장치내부 크기를 이론식을 이용하여 계산하고 연료봉 충전 부피를 측정된 결과, 이론값과 실험값의 오차율은 0.3%이었다. 연료봉 무게 증가 및 회전수 변화에 따른 폐피복관 회수율을 측정된 결과, 반응기 회전수와 무게증가에 따라 폐피복관 회수율은 감소하였다. 즉 폐피복관 회수율을 증대시키기 위해서는 분말 배출구 크기 대비 폐피복관 배출구 크기 비율은 30%이하로 설계되어야 한다. 이상과 같은 설계 최적화 연구 결과는 PRIDE 및 ESPF 시설에 적용될 고효율 탈피복 분말화 일체형 장치의 설계에 활용될 수 있다.

4. 참고문헌

- [1] J. A. Stone, "Vol-oxidation studies with UO_2 reactor fuels" ANS, Meeting on Fuel Cycles for Eighties, DP-MS-80-9, Sep.-Oct. (1980).
- [2] K. Okada, "Separation method for a spent fuel rod", Japanese Patent No. 84140163, July 5, 1984.

FRAM 코드에 적용하기 위한 우라늄 선원 농축도 분석 및 통합 NDA 감마선 측정 모듈 시작품 제작

엄성호, 박세환, 안성규, 송대용, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
eom@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 미국 로스알라모스 국립 연구소(LANL)가 개발한 핵물질 정량분석용 감마분광 프로그램인 FRAM 코드에 적용하기 위한 측정시험을 수행하였다. FRAM은 에너지 분해능이 높은 검출기로 측정한 감마선 스펙트럼을 이용하여 대상 물질의 플루토늄(Pu)이나 우라늄(U) 동위원소 비를 분석하는 코드로서[1~2], 핵물질의 분포나 측정이 이루어지는 실험장치의 기하학적 구조에 무관하게 비를 얻을 수 있다. 일반적으로 감마선 스펙트럼을 이용하여 대상 시료에 들어 있는 동위원소의 비를 구하기 위해서는 에너지 및 측정효율에 대한 보정을 해야 한다. 이러한 보정을 위해서는 표준선원을 사용하거나 Monte Carlo 코드를 이용해야 한다. FRAM은 이러한 추가적인 보정 없이 U, Pu 측정 스펙트럼만 측정하면 자동적으로 보정이 이루어진다. 즉, U, Pu이 포함된 시료의 에너지 스펙트럼을 측정하면 추가적인 보정 없이 U, Pu 동위원소의 비를 구할 수 있다[3~4]. 따라서 FRAM 코드 적용성 평가를 위한 우라늄 선원을 사용하여 감마선 에너지 스펙트럼 측정 및 U-235 농축도 분석을 위해 기본적인 예비 실험을 수행하였다. 측정용 장비로는 FRAM에서 주로 쓰이는 감마선 검출기로는 고순도 게르마늄(HPGe)을 들 수 있다. 이외에 LaBr₃, NaI(Tl) 및 CZT(CdZnTe) 감마선 검출기를 사용하여 분해능 및 농축도를 비교 분석하였다. 그리고 PRIDE 핵물질 계량 관리용으로 감마 및 중성자 신호를 동시에 측정할 수 있는 통합 비파괴분석(NDA) 측정 모듈 시작품 제작을 하였다.

2. 실험 및 결과

본 측정실험에서는 우라늄 LEU(소결체) 농축도(U-235)가 화학분석 공표값 1.69, 2.42, 3.80, 4.47 %인 시료와 실험에 사용한 장비는 높은 에너지영역의 여러 입사 감마선을 검출하기 위한 Coaxial

Type의 고순도 게르마늄(HPGe) 검출기 외에 LaBr₃, NaI, CZT 감마선 검출기와 검출기에서 발생한 신호는 전치증폭기, 증폭기를 거쳐서 감마선 스펙트럼을 분석 처리하고 저장하기 위한 다중과고분석기(MCA: Multi-Channel Analyzer)에서 디지털 신호로 바꾼 후 저장 PC 등으로 구성된다[그림 1]. 본 실험은 능동형 중성자 계수기 개발 실험실에 설치되어 각각의 감마선 검출기에 대한 표준선원을 이용하여 감마선 스펙트럼을 얻었으며[그림 2], 분해능을 비교 분석한 결과 각각의 에너지에서 HPGe 검출기 분해능이 가장 좋은 것을 알 수 있었다[표 1]. 스펙트럼상에는 U-235에서 발생하는 185.7 keV 감마선과 U-238에서 발생하는 776.4 keV, 1001 keV 감마선이 측정되었다.

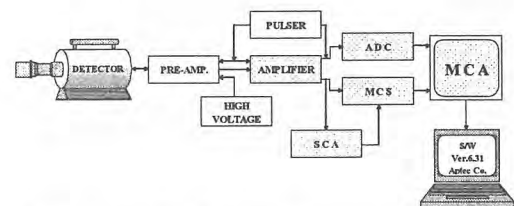


Fig. 1. Gamma-ray spectrum measurement system

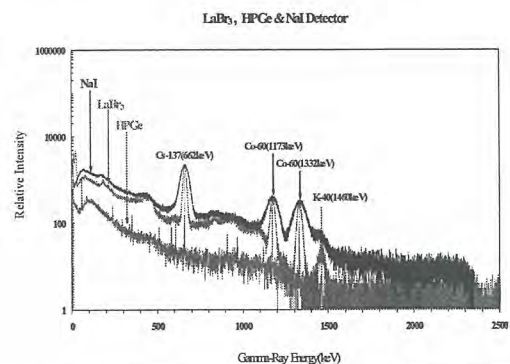


Fig. 2. Energy resolution comparison for HPGe LaBr₃ and NaI gamma-ray detector

LaBr₃ 검출기를 이용하여 얻은 감마선 스펙트

럼에서 에너지 186 keV의 U-235 농축도에 따른 우라늄 시료에 대한 스펙트럼을 측정하였으며[그림 3], 이외에 HPGe, NaI 감마선 검출기에 대한 농

Table 1. Measured energy resolution comparison for gamma-ray detectors

Energy, keV	FWHM, % (keV)		
	HPGe	LaBr ₃	NaI
Cs-137, 662keV	0.2 (1.4)	2.8 (18.5)	6.8 (45.1)
Co-60, 1332keV	0.1 (1.6)	1.9 (25.9)	5.9 (78.8)

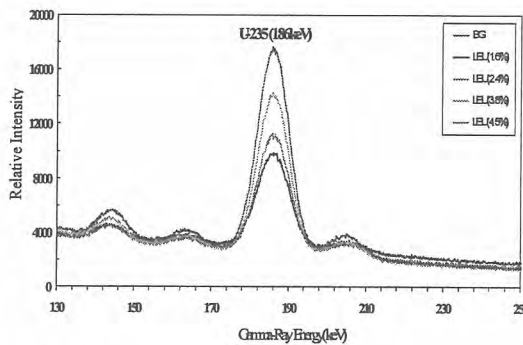


Fig. 3. LaBr₃ spectrum 1.6 % ~4.5 % enriched uranium

Table 2. Uranium enrichment results for the three-detector systems

U235 Enrichment, %	HPGe		LaBr ₃		NaI	
	Net Count Rate	Error	Net Count Rate	Error	Net Count Rate	Error
1.69	85.78	± 0.48	118.43	± 0.55	87.42	± 1.46
2.42	143.86	± 0.36	143.84	± 0.36	132.20	± 1.01
3.80	210.47	± 0.28	199.68	± 0.35	183.15	± 0.80
4.47	230.10	± 0.26	252.46	± 0.30	217.44	± 0.69

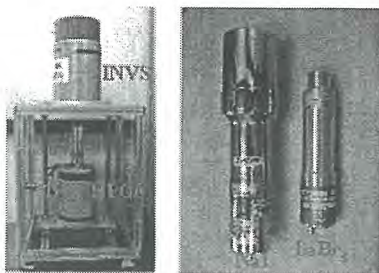


Fig. 4. Prototype of gamma measurement system for unified NDA

축도에 따라 비교분석 결과표를 나타내었다[표 2]. 그리고 PRIDE 핵물질 계량 관리용으로 통합 NDA 장비 감마선 분석 통합기술 구축과 FRAM 을 기반으로 감마 및 중성자 신호를 동시에 측정 할 수 있는 통합 HPGe, LaBr₃, NaI, CZT 감마선 검출기와 INVS 중성자 검출기 모듈 시작품이 제작되었다[그림 4].

3. 결론

KAERI와 LANL간 FRAM 프로그램관련 공동 연구 일환으로 FRAM은 플루토늄과 우라늄 분석을 위하여 감마선 측정법이 적용될 수 있는 분석 방식으로 우라늄 시료 LEU(소결체)에 대한 농축도 감마측정 분석을 위해 기본적인 예비실험을 수행하였다. 스펙트럼상에는 에너지 분해능이 낮아서 낮은 에너지 영역의 peak는 정확히 구분되지 않았다. 따라서 감마선 에너지 스펙트럼 측정을 위하여 다양한 고분해능 감마선 검출기를 대상으로 적용을 확대할 예정이다. 그리고 PRIDE 핵물질 계량 관리용 중성자-감마 측정 통합 기술 개발을 위하여 통합 NDA 감마선 검출기 및 중성자 검출기 모듈 시작품이 제작된 장비를 사용하여 실험이 진행될 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기과제의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Duc T. Vo, Gamma-ray Isotopic Measurements with FRAM LA-UR-06-5545.
- [2] PC/FRAM Manual LA-UR-03-1623.
- [3] 엄성호외 5인, "사용후핵연료 및 우라늄 시료에 대한 감마측정을 하여 FRAM 코드에 적용하기 위한 시험", 한국방사성폐기물학회, 춘계 학술발표회 논문요약집, pp.438-439, 2009.
- [4] Duc T. Vo, Gamma-Spectrometry and Neutron Measurements for Safeguards, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 276, No.3(2008) 693-698.

LIBS를 이용한 플루토늄, 큐륨 분석용 ROI(region of interest) 선정 연구

양정하, 서지선, 정정환, 정의창, 최선수, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045번지
yih@kaeri.re.kr

1. 서론

안전조치(safeguards)를 행하는 구체적인 주요 수단은 사찰(inspection)이며, 해당 국가가 제공한 핵물질 보고서를 확인하고 검증하는 것이다. 핵물질에 대한 계량 관리는 안전조치의 목적을 달성하기 위한 접근 방안 중 하나이며, 사용후 핵연료에는 우라늄과 플루토늄이 포함되기 때문에 핵물질 계량 관리가 필수적이다.

레이저 유도 파열 분광학 (Laser-induced breakdown spectroscopy, LIBS) 기술은 악티나이드 원소와 같은 고방사능 시료에 대한 현장 분석기술로서, 필요한 시료의 양, 분석시간, 시료 전처리 등을 최소화 시킨 조건에서 미량으로 존재하는 다양한 원소들을 분석할 수 있다. 또한 소형화된 레이저의 상용화로 현장 적용이 용이하고 광섬유와 결합하여 원격으로 시료의 측정이 가능하므로 hot-cell 등의 고방사능 환경에서 민감 핵물질의 계량에 적합하다. 민감 핵물질인 플루토늄과 우라늄 등에 대한 레이저 조사 실험은 허가받은 실험실에서만 가능하므로, 본 실험실에서는 사전 연구의 일환으로 란타나이드 계열을 LIBS로 측정하고, 그 측정 오차를 분석하여 안전조치 적용 가능성을 분석한 바 있다 [1].

이 논문에서는 다음 실험 목표인 악티나이드 계열 원소 실험을 수행하기 위한 사전 연구 결과를 정리한다. 플루토늄의 직접적인 분석이 어려운 점을 고려하여 LIBS 기술로 측정한 Pu/Cm 비율을 이용하는 방법을 채택하였고, NIST atomic spectra database [3]를 이용하여 플루토늄과 큐륨의 ROI (Region Of Interest)를 분석하였다.

2. 본론

파이로 공정 과정에서 여러 가지 생성물이 나온다 [2]. 이 생성물들 중에서 전해제련을 거친 TRU의 플루토늄과 큐륨이 총 질량 대비 함량이 가장 높으며, 함량이 높을수록 스펙트럼 세기가

증가해 LIBS 장비를 통한 측정 및 스펙트럼 분석이 용이하므로, 본 연구에서는 이 생성물에 대한 ROI 분석을 수행하였다.

Table 1. Gram of Nuclides

	전해환원	전해정련	전해제련
U	48815.01	138.32	138.32
TRU	476.98	477.46	476.98
NM	528.84	0	0
REFP	493.64	494.13	116.28
AMPF	0.19	0.19	0
AEPP	2.83	2.83	0
Total	50317.49	1112.93	731.58

Table 2. Group of Nuclides

Group	Nuclide
U	U
TRU	Ac, Th, Pa, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, S
REFP	Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu

Table 3. Content of Nuclide elements

	전해환원	전해정련	전해제련
우라늄	97.01%	12.43%	18.91%
플루토늄	0.81%	36.58%	55.60%
큐륨	0.01%	0.31%	0.48%

플루토늄과 큐륨의 원자 발광 파장을 그래프로 그려 확인한 결과(Fig 1. 참조), 원자 발광 파장이 자외선 영역에 집중되어 있는 것을 알 수 있었다. 이러한 스펙트럼은 매우 좁은 영역에서 밀집해 있기 때문에 각 핵종의 ROI를 결정하기 위해서는 사용하는 분광기의 분해능을 고려해야 한다.

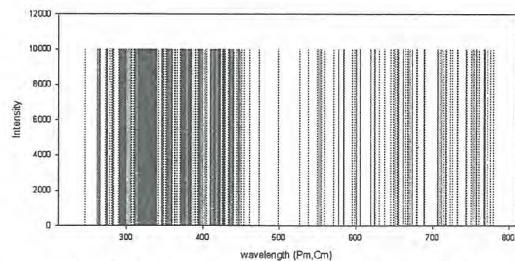


Fig. 1. Atomic emission spectra of Cm and Pu

플루토늄과 큐륨의 측정에 사용할 장비는 Echelle 분광기(LLA, ESA-4000 UV)이며, 측정 가능한 파장 영역은 190~420 nm 이다. 자외선 파장 영역에서 측정하고자 하는 플루토늄과 큐륨 원소들의 측정에 유리하다. 이 장비는 190 nm에서 0.0027 nm 350 nm에서 0.0051 nm 의 분해능을 가지고 있어 최소 0.01 nm의 분해능을 가진다는 조건 하에 ROI 선정 연구를 수행하였다 [4].

우선 NIST atomic spectra database [3]를 이용하여 전해제련 공정중의 물질인 U, TRU, REFP 핵종별 원소들의 자외선 영역의 스펙트럼을 얻은 후, 자체 개발한 전산 프로그램을 이용하여 플루토늄과 큐륨의 스펙트럼의 각 파장을 분석하여 ROI를 선정하였다.

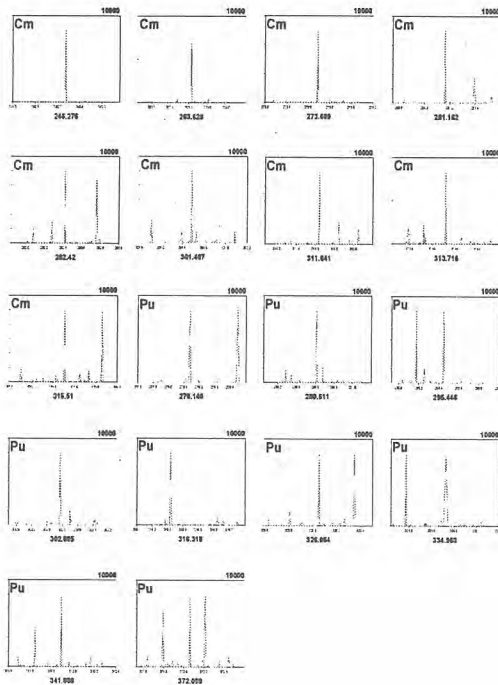


Fig. 2. Individual spectral line selection. (ROI-region of interest)

각 원소의 발광선이 높은 신호 세기를 가지며 다른 원소들의 발광선과 중첩이 되지 않아야 한다. 또한 각 원소들의 함량과 발광선의 세기가 비례적이지는 않지만 대략적으로 원소의 함량이 높을수록 신호의 세기가 증가함을 고려하여 다른 원소에 의한 간섭이 없는 파장을 선택하는 것이 중요하다.

Table 4. Cm and Pu element analysis of electrowinning, spectral line selections

S IV 246.265	Cm II 246.276	Pr III 246.290
S II 263.624	Cm II 263.628	Tm III 263.668
S IV 273.650	Cm II 273.689	S II 273.7243
Ho II 281.136	Cm II 281.162	Eu II 281.175
Pr II 282.414	Cm II 282.420	Er III 282.475
Tm II 301.465	Cm II 301.487	Pr III 301.513
Th I 311.626	Cm I 311.641	Yb II 311.670
Yb II 313.676	Cm I 313.716	Nd II 313.724
Ac II 315.441	Cm I 315.510	Yb II 315.518
Tb II 316.293	Pu II 316.318	Pr II 316.373
Lu III 278.116	Pu II 278.14	S II 278.1546
Er III 280.587	Pu II 280.611	Ho II 280.672
Pr III 295.440	Pu II 295.446	S IV 295.5266
Er II 302.827	Pu II 302.885	Am II 302.886
Nd II 325.924	Pu II 326.054	Nd II 326.066
Tb II 334.942	Pu I 334.963	Tm I 334.999
Sm II 341.851	Pu II 341.888	Dy II 341.963
Th I 371.984	Pu I 372.059	Ho I 372.072

각 원소들의 스펙트럼 분석 후 얻은 큐륨과 플루토늄의 ROI 영역은 Table 4에 나타내었고, 이러한 연구를 통하여 LIBS를 이용한 전해제련 공정 과정에서의 Pu/Cm ratio 측정이 가능할 것으로 판단한다.

3. 결론

본 연구에서는 NIST atomic spectra database를 이용하여 파이로 공정 생성물에서의 플루토늄과 큐륨 분석에 적용할 수 있는 ROI(region of interest)를 선정하였다. ESA 4000 분광기를 이용할 경우에 큐륨과 플루토늄에 대해서 각각 9개, 9개의 측정 가능한 파장 영역을 설정하였다. 전해제련 공정 생성물에서의 플루토늄과 큐륨의 정량 측정이 가능한 것으로 판단된다.

향후 ROI 분석용 전산 프로그램을 개선하여 보다 정밀한 ROI 분석이 되도록 할 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] 김승현 외, 측정 정확도 향상을 위한 진공분위기에서의 레이저유도파열분광분석법 확립, 한국원자력연구원 보고서 KAERI-TR-3783/2009
- [2] 한국방사성폐기물학회, 2010년 학술논문요약집, Vol.8, No.1 273p~274p
- [3] www.nist.gov
- [4] www.lla.de

아르곤셀 냉각을 위한 순환팬의 설계방안

홍동희, 조일제, 유길성, 정원명, 이은표, 이원경, 구정희

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ndhhong@kaeri.re.kr

1. 서론

파이로 종합시험 시설(PRIDE)의 아르곤셀에서 수행하는 전해환원 공정, 전해정련공정, 전해제련 공정 등은 공정의 특성으로 인하여 불활성(아르곤) 분위기를 유지하여야 하며, 오염 물질의 확산을 방지하기 위하여 셀은 항상 일정한 부압을 유지하여야 한다. 아르곤셀에서 압력이 변화하는 요인을 분석하여 보면 셀 내부 온도 변화, 외부기온의 변화, 대기압의 변화가 있으나, 외부 요인에 의한 셀내부 압력변화는 크지 않은 것으로 분석되었다.

따라서, 셀의 일정한 부압(-) 유지를 위하여 우선적으로 고려하여야 할 사항은 셀 내부에서 발생하는 열량을 제거하여 셀 내부 온도를 일정하게 유지함으로써 셀의 압력을 일정하게 유지하여야 한다. 그러나 온도 조절만으로 셀의 압력을 일정하게 유지하는 것이 불가능 할 경우에는 압력이 떨어지면 아르곤가스를 공급하고, 압력이 증가할 경우에는 방출하여야 하는 문제가 발생한다.

본 연구에서는 아르곤셀의 운영에서 가장 중요한 셀의 일정한 온도(25~40 °C) 유지를 위하여 아르곤셀에서 발생하는 열량이 과도 할 경우 방출하기 위하여 아르곤가스를 순환 시키고 냉각하는 냉각 시스템의 순환팬의 설계방안에 대하여 기술 하였다.

2. 본론

2.1 아르곤셀 냉각 및 순환을 위한 요건

아르곤셀의 냉각 및 순환팬의 설계를 위하여 제시된 요건은 냉각용량의 산정을 위하여 공정 운전중에 발생할 수 있는 열량을 80 kw로 산정하였다.

운전중에 아르곤셀 내부의 온도는 항상 25 ~ 40°C를 유지 하며, 냉각장치를 설치하여야 하는 장소가 협소하고 공정의 특성을 고려하여 냉각방식은 공냉식으로 하였다. 또한, 냉각장치는 2대를 설치하여운전하는 것으로 하였다.

2.2 아르곤셀 냉각 및 순환 시스템 구성

공정운전중에 과도하게 발생하는 열량을 제거하기 위한 냉각 및 순환시스템은 냉각팬, 냉각 열교환기(Cooler), 냉동기(Chiller Unit), 배관 및 관련 계측제어로 등으로 구성되며, 시스템의 구성을 위한 P&I는 Fig 1과 같으며, 아르곤셀의 냉각을 위하여 순환하여야 할 유량은 식(1)과 같다.

$$\dot{m} = \frac{H}{C \Delta T} = \frac{80 \times 1000 \text{ J/s}}{521 \text{ J/kg}^\circ\text{C} \times 30^\circ\text{C}} = 5.11 \text{ kg/s}$$

$$Q = \frac{\dot{m}}{\rho_{Ar}} = \frac{5.11 \text{ kg/s}}{1.623 \text{ kg/m}^3} = 3.15 \text{ m}^3/\text{s} = 11,300 \text{ m}^3/\text{h} \approx 12000 \text{ m}^3/\text{h}$$

------(1)

따라서 냉각계통의 순환펌프로 순환하여야 할 아르곤의 양은 12,000 m³/h 이다.

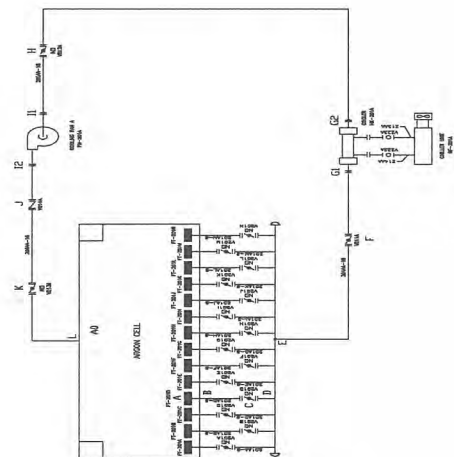


Fig. 1. Cooling system P&ID

2.3 냉각시스템의 순환팬 분석

아르곤셀이 부압인 경우에 환기나 냉각을 위하여 팬(fan)을 순환 시스템에 설치 할 경우 팬의 회전과 동시에 외부 공기가 내부로 유입될 수 있다. 따라서 이를 방지하기 위하여는 배관 내부에

팬(in line fan)을 설치하여야 하나, 시스템에서의 정압 차이가 클 경우에는 소음으로 인하여 in line fan의 사용이 불가능하여 원심 팬을 사용하여야 한다. 원심팬은 팬이 축을 따라 회전하면서 축과 맞닿은 면과의 마찰에 의해서 틈이 형성될 수 있고 그 틈으로 외부의 공기가 점차적으로 많이 유입도리 수있다. 이러한 외부 공기의 유입은 아르곤셀의 아르곤가스 순도를 떨어뜨려 시스템의 운영에 차질을 초래한다.

따라서, 시스템의 정압 차이가 큰 경우에 원심 팬을 이용하여 외부 공기의 유입을 완전히 차단할 수 있는 순환 팬을 개발하여야 한다.

2.4 냉각시스템 순환팬 설계 방안

아르곤셀의 순환팬은 운전중에도 아르곤가스가 내부에 충전 되어야 하고, 하나의 흡입구와 토출구가 형성된 축으로서 그 축은 내부에 장착되어 구동력을 전달받아 회전이 가능하여야 한다.

또한 축은 외부공기의 유입을 차단하기 위하여 바깥 면과의 사이에 일정 공간이 확보 되도록 덮개로 덮고, 그 공간은 제 2 작동기체를 지속적으로 주입해주는 가스공급부가 있어야 한다.

이때, 팬의 축과 접촉하는 부분과 덮개부의 홀이 접촉하는 부분은 차폐를 위하여 패킹유닛을 설치한다. 이러한 패킹유닛은 축을 통한 기체의 흐름을 최대한 차단할 수 있다. 한편, 제 2 작동기체의 주입 압력은 외부 공기가 팬의 축을 따라 유입되려는 압력보다 더 높아야 한다. 이러한 구성을 통하여 외부 공기의 유입을 완전히 차단할 수 있다.

기술한 바와 같은 순환팬의 형상은 Fig 2와 같으며 이와 같은 팬의 효과는

첫째, 팬이 회전하는 동안에도 팬의 축을 통하여 외부 공기가 유입되지 않아 외부 공기로부터 야기될 수 있는 시스템 운영의 차질을 방지할 수 있다.

둘째, 외부 공기의 시스템으로의 유입을 차단함으로써 인해 아르곤가스 등의 불활성가스로 채워진 셀 내부의 가스 순도를 시스템의 운영에 차질이 없는 정도의 순도로 유지시킬 수 있다.

셋째, 외부 공기의 유입을 막는바, 시스템의 정비 과정에서 아르곤가스 등의 불활성가스의 정화에 소요되는 경비를 줄일 수 있어 비용 절감의 효과를 얻을 수 있다.

넷째, 시스템이 차질 없이 운영될 수 있어 시스템

의 신뢰도가 향상되고 작업의 효율성이 좋아진다.

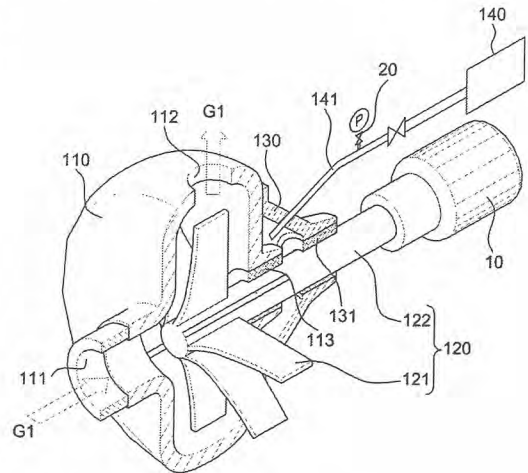


Fig. 2. Circulation Fan

3. 결론

본 과제에서 수행하는 냉각시스템의 순환팬은 파이로 종합시험시설 냉각계통의 핵심적인 기계 장치로 운전중에 외부공기의 유입 없이 사용할 수 있는 상용 장치가 없다.

기존의 상용장치를 개선하여 외부공기의 유입을 차단 할 수 있는 순환펌프를 고안 함으로서 정화 시스템과 연계하여 아르곤셀을 정제하고, 냉각하는 시스템을 구축 할 수 있다. 또한 PRIDE시설은 국내 최초로 건설하는 아르곤셀로 2010년도에 시설을 구축하여 시운전 단계를 거쳐, 추가적인 연구가 수행되면 향후 불활성 분위기에서 수행하는 공정 시스템에 유용하게 활용될 것으로 예상된다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 지원하는 원자력 연구개발 중.장기 기금으로 수행되었음

5. 참고문헌

- [1] ANL-7959 Hot Fuel Examination Facility /North Facility Safety Report, February 1975, Argonne National Laboratory pp 42-53.
- [2] The EBR-II Fuel Cycle Story, Charles E. Stevenson, American Nuclear Society pp16-25.

파이로 시스템 요구사항 분석 및 프레임 설계

박희성, 최종대, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

parkhs@kaeri.re.kr

1. 서론

핵연료주기 파이로 시설의 성공적인 건설을 위해서는 최상위 설계요건으로부터 하부시스템의 공정장치 설계까지 기술 추적성을 확보해야 하며 이를 통해 변경관리를 체계적으로 수행할 수 있어야 한다. 그러나 현재 파이로 시스템의 현황은 파이로 시설 설계 보다는 연구에 중심을 두고 있기 때문에 공학규모 일관공정 시험시설(PRIDE)과 공학규모 파이로 실증 기술개발(ESPF) 건설에 필요한 인력/예산/일정을 효율적으로 관리하기가 어려운 실정이다.

PRIDE와 ESPF의 성공적인 구축을 위해서는 파이로 시설의 최상위 설계요건을 충족시킬 수 있으며, 비용과 일정을 종합적으로 관리하고, 파이로 기술의 추적성(Traceability)을 확보하는 것이 필수 조건이다. 미국 INL에서 수행되었던 차세대 핵연료주기 시설 건설에서 좋은 예를 확인할 수 있다[1]. 미국의 나사[2]와 ITER[3]에서는 오래전부터 요구공학과 시스템엔지니어링 기법을 도입하여 프로젝트 전반에 걸친 오류와 불확실성들을 체계적으로 관리하고 있다.

본 논문에서는 파이로 시스템의 전 수명주기(full-life cycle)에 대한 이해당사자들의 요구사항과 기술 추적성을 체계적이고 과학적으로 분석할 수 있게 해주는 전산환경에 대하여 설명한다. 전산환경 시스템은 CRADLE 소프트웨어를 사용하여 구현되었다. 파이로 설계에 사용된 모든 공학적 데이터들과 형상관리 결과를 단일 데이터베이스에서 관리하며, 파이로 체계공학(시스템 엔지니어링)과 과제 관리로 구분하여 설계되었다.

2. 본론

2.1 파이로 시스템 요구사항 도출

요구사항은 모든 프로젝트의 기본으로 이해당사자(Stakeholder)가 추구하는 시스템으로부터 얻고자 하는 것뿐만 아니라 그 얻고자 하는 것을 충

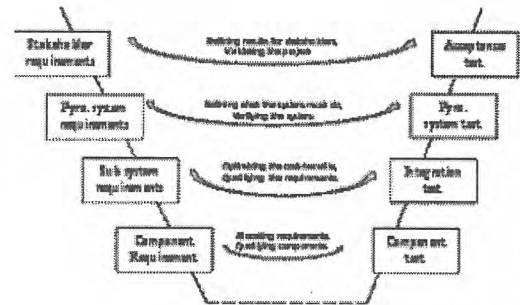


Fig. 1. 파이로 시스템 요구사항 계층구조

족시키기 위해서 시스템이 반드시 해야 하는 일을 정의한다. 합의된 요구사항은 시스템 개발 계획을 수립하는 근거가 되고 또한 프로젝트 종료 시 개발된 시스템에 대한 인수근거가 된다. 그림 1은 파이로 시설 건설의 전 수명주기 동안 수행해야 할 과업들과 요구조건들의 관계를 보여주고 있다. 파이로 시스템은 크게 유틸리티와 구조물의 안전 설계 그리고 방사선 안전 설계를 포함한 시설과 공정장치 그리고 파이로 공정 운전과 유지보수에 필요한 부대 장비들로 구성된다. 파이로 시설은 특히 사용후핵연료를 취급하는 시설이기 때문에 안전과 관련한 법적 요건들을 충족시켜야 된다. 안전과 관련하여 준수해야 될 법적 요건들을 살펴보면 다음과 같다.

O For Safety

- Title 10CFR (Nuclear Safety Management)
- Subpart B (Safety Basis Requirements)
- DOE Order 420.1B (Facility Safety)
- DOE Order 413.3 Project Management

O For Safeguards and Security

- 2005 DOE Design Basis

그림 2는 PRIDE 시설을 구성하고 있는 대표적인 요구사항들이다.

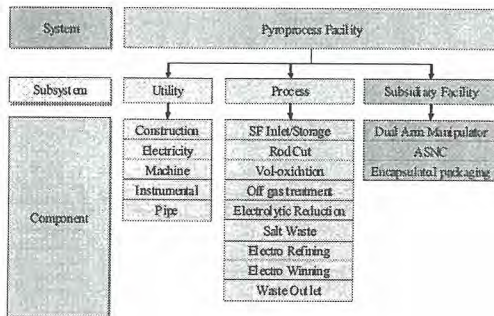


Fig. 2. 파이로 시스템의 요구사항 구조도

2.2 파이로 시스템 인터페이스

파이로 시스템을 구성하고 있는 인터페이스 정의는 구성요소들끼리 반드시 협업이 이루어져야 하기 때문에 필수적인 사항이다. 내부 인터페이스는 파이로 시스템을 구성하는 하부 시스템과 컴포넌트들간의 인터페이스를 정의함으로써 파이로 시스템이 요구하는 기능들을 수행한다. 내부 인터페이스는 인터페이스 물리적 구조도(PAD:Physical Architecture Diagram)를 통해 구현이 가능하며, 그림 3과 같이 시각화할 수 있다. 파이로 시스템의 내부 인터페이스를 그림 3에 나타내었다.

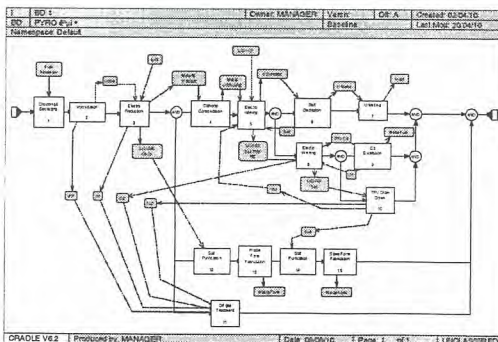


Fig. 3. 파이로 시스템 인터페이스

3. 결론

파이로 시스템(PRIDE)의 기술 추적성을 확보하기 위해 전산 환경을 구축하고 있다. 파이로 업무

프로세스를 통한 요구사항을 도출하였으며, 기술 추적성을 위한 데이터 구조를 설계하였다. 샘플 데이터 입력을 통해 검증을 수행한 결과 시스템 엔지니어링이 요구하는 환경이 구현되었음을 확인하였다. 구축된 시스템은 최상위 요구사항이 하부 설계 내용에 어떤 영향을 미치는지를 확인할 수 있는 유용한 도구로 활용될 것이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증강기 연구개발비의 지원으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] Charles V. Park, "High-Level Functional and Operational Requirements for the Advanced Fuel Cycle Facility". INL-EXT-06-12059, December 2006.
- [2] Linda Rosenberg, "Requirements Management at NASA", Proceedings of the 5th International Symposium on Requirements Engineering (RE'01).
- [3] S. Chiochio, et al, "System Engineering and Configuration Management in ITER", Fusion Engineering and Desing 82 (2007) 548-554.

ESPF 예비개념설계 기준요건

정원명, 조일제, 유길성, 이은표, 홍동희, 문성인, 구정희, 이원경, 김호동

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150

wmchoung@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 국내에서 개발 중에 있는 파이로공정은 사용후핵연료의 건식처리기술로서 기존 습식처리기술에 비해 핵확산저항성, 경제성, 환경친화성 및 자원 활용성 제고를 통한 원자력의 지속가능성 확보가 가능한 기술로 알려져 있으며, 원자력 선진국에서도 주목하는 기술이다. 파이로 공정기술의 주요 특징으로는 고온(500-650℃)의 용융염 매질을 사용하여 전기화학적 방법에 의해 핵물질을 분리하는 개념으로 고순도의 플루토늄 단독 회수가 불가능하고, 폐기물 발생량이 적으며 방사성 독성이 단기간에 감소하며, 공정이 단순하여 소규모 시설이 가능하고, 제4세대 원자로인 고속로의 핵연료물질 생산이 가능하다.

제255차(2008년 12월) 국가 원자력위원회에서 의결된 “미래 원자력시스템개발 장기 추진 계획”에 의하면 2016년까지 공학규모 파이로공정 실증을 위한 핫셀 시설인 ESPF(Engineering Scale Pyroprocess Facility)의 구축을 목표로 설정하였다.(그림 1. ESPF 구축 계획일정 참조) 이에 따라 ESPF 구축에 앞서 현재 단위공정별로 개발되고 있는 파이로공정 전체를 연계한 일관공정 시험을 통하여 개발된 단위공정간 연계성과 원격운전 및 유지보수의 효율성, 시설의 안전성에 대한 분석, 평가를 통하여 개발되는 공정기술의 신뢰성을 높이고, ESPF 구축에 필수적인 설계자료 도출하기 위한 Mock-up 시설로서 2011년까지 천연우라늄 또는 감손우라늄을 사용하는 Inactive 시험시설로서 PRIDE(Pyroprocess Integrated DEMonstration facility)를 구축하기로 결정하였으며, 현재 PRIDE 시설은 건설을 위한 설계를 완료하고 건설 중에 있으며, PRIDE 시설에 이어 Active 시험시설로 구축 예정인 ESPF는 예비개념설계에 착수하기 위한 기준요건을 정립하고 예비개념설계를 착수하였다.

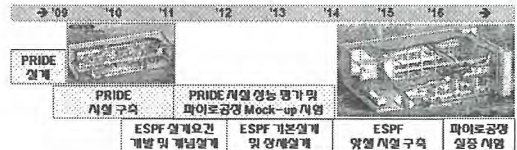


Fig. 1. ESPF 구축 계획일정

2. 본론

2.1 ESPF 시설 개요

공학규모 파이로 실증시설인 ESPF는 파이로 종합공정의 Inactive 시험을 위해 현재 건설되고 있는 PRIDE 시설과 같은 규모의 공정처리용량(약 10 tHM/yr)을 갖춘 시설로서 고려하고 있다. ESPF 시설을 구성하는 주요시설로는 고준위방사성물질인 사용후핵연료를 처리하는 공정장치들을 차폐, 격리하기 위한 핫셀 시설(Air 분위기 핫셀과 Ar 분위기 핫셀로 구성) 및 건축구조물, 핫셀 내에 설치되는 공정장치의 효율적이며, 안전한 운전과 유지보수를 원격으로 수행하기 위한 다양한 형태의 핫셀 장비, Ar 분위기 제어를 위한 Ar 계통설비 및 Air 환기설비, 유틸리티 공급설비, 사용후핵연료의 인입 및 저장을 위한 인수 및 저장시설, 출입관리 및 방사선 안전관리설비, 핵물질 계량설비, 관리물질의 저장 및 입반출 시설, 폐기물 저장 및 관리시설, 제염설비 등으로 ESPF 시설 구성을 위한 기준요건을 정립하였다.

2.2 ESPF 실증 공정

ESPF 시설의 핫셀 내에 설치되는 파이로 종합공정은 그림 2에 표기된 공정흐름도와 같이 전처리 핵심공정으로서 사용후핵연료 집합체의 해체 및 절단, 탈피복, 분말화 및 입도제어, 전처리 폐가스 처리공정을 포함하고, 파이로 핵심공정으로서 전해환원, 전해정련, 전해제련, 염폐기물의 정제 및 회수, 고화체 제조공정이 포함되도록 공정범위를 설정하였으며, 전처리 공정은 공기 분위기 핫셀에 설치하고, 파이로 공정은 아르곤가스 분위기 핫셀에 설치하는 것을 기준으로 설정하였다.

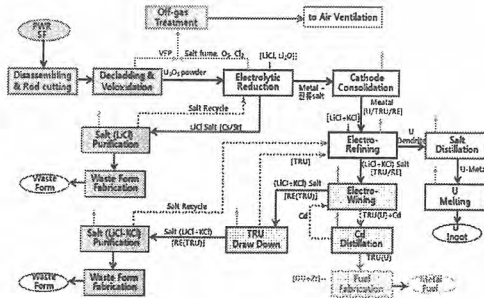


Fig. 2. ESPF 실증공정 개념도

2.3 ESPF 배치 개념

현재 제시된 ESPF 시설의 배치개념 안은 그림 3에 표기된 평면배치 계획안과 같이 시설 규모를 폭 50m, 길이 100m 규모로 지하 1층, 지상 4층 정도의 규모로 제안하고 있다. 지하층에는 사용후 핵연료 임시 저장을 위한 공간과 아르곤가스 분위기 핫셀의 Transfer Lock 접속장비, 제염을 위한 핫셀, 아르곤가스 계통설비 및 환기설비, 수배전 설비를 포함한 유틸리티 공급설비 등을 설치하도록 고려하였다. 1층에는 사용후핵연료 cask 인입을 위한 Truck Bay와 취급설비를 위한 공간, Air 분위기와 Ar 분위기 공정용 핫셀시설 및 핫셀 운전 위한 구역으로 활용되도록 고려하였다. 핫셀 지역 3층에는 공정용 핫셀의 유지보수를 위한 핫셀이 설치되도록 고려하였다. 이외에도 비관리구역에 관련 사무실 및 일반 실험실 등의 설치가 고려되었다.

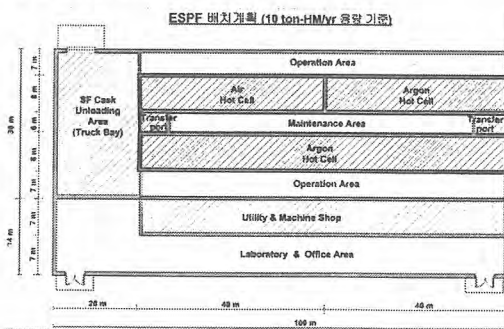


Fig. 3. ESPF 평면배치 계획안

3. 결론

공학규모 파이로 실증시설(ESPF)의 구축에 앞서 수행되는 ESPF의 예비개념설계는 파이로공정의 기준 및 연계요건, 각 분야 및 설비별로 설계요건, 인허가 및 시설안전성 평가요건 등을 정립

하기 위한 기준요건을 제시하였다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] 차세대핵주기공정 실증시설 설계기술 개발, KAERI/RR-3146/2009.

가상 매니플레이터 조작을 위한 3차원 입력장치 인터페이스

김창희, 김성현, 김기호

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

chkim3@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 미래형 사용후 핵연료 재변환 시설 개발의 일환으로 3차원 그래픽 기반의 PRIDE 시설의 디지털 목업 시스템을 개발하였다. 개발된 디지털 목업은 가상의 미래형 핵주기 시설(Advanced Fuel Cycle Initiative) 환경 내에서 각 공정장치의 3차원 그래픽 모델을 배치하고 원격작업을 수행할 마스터-슬레이브 매니플레이터(MSM), 천장 이동 조작기(BDSM), 크레인 등의 모델을 이용하여 각 공정장치 간의 기구학적인 간섭 여부 및 각 공정 간의 연계 과정 및 유지보수의 효율성 등을 설계 단계에서 사전에 평가할 수가 있다.

본 논문에서는 디지털 목업 내에 설치된 BDSM을 작업자가 용이하게 취급하기 위한 3차원 입력장치 인터페이스 및 이를 이용한 시뮬레이션에 대하여 기술하고 있다.

2. 본론

2.1 BDSM의 기구학적 특징

사용후 핵연료 처리 기술 개발의 일환으로 개발 중에 있는 BDSM은 손목부가 롤(roll)-피치(pitch)-롤(roll)의 형태로 설계되었으며 4번째 관절과 5번째 관절 사이에는 오프셋 거리 a_4 가 존재한다. 사용후 핵연료 변환시설에서 사용하게 될 BDSM은 마스터-슬레이브 형태로 관절 공간 기준으로 제어가 수행되므로 역기구학 해가 필요치 않으나 디지털 목업 시스템에서는 3차원 마우스의 입력값에 연계되어 가상의 BDSM이 구동되므로 직교좌표 공간의 3차원 마우스 값을 BDSM 관절 공간 값으로 매핑하기 위하여 역기구학 해가 필수적이다.

2.2 BDSM 역기구학 해석

그림 1은 관절값이 $[0, 0, 20^\circ, 90^\circ, 0, 0]$ 일 때의 BDSM의 자세를 보여 주고 있다. BDSM의 기구학적 특징을 고려하면 조건식 6개를 설정할 수

있고 P_2 및 P_4 의 미지수 6 개를 대입하면 수식적으로는 해를 구할 수 있으나 최소 4차 이상의 다항식으로 전개되어 해를 구하기가 용이하지가 않다.

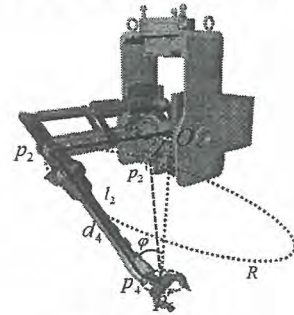


Fig. 1. BDSM의 자세

본 논문에서는 그림 1에서 보는 바와 같이 원점 O를 중심으로 반경이 a_2 인 구와 점 p_6 를 중심으로 반경이 $l_2^2 = d_4^2 + a_4^2$ 인 구가 접하여 생성되는 원 R의 원주 상에 한 점(p_2')을 구하고 p_2' 을 이용하여 점 p_4 의 위치를 구한 후 점 O, p_2' , p_4 을 포함하는 평면의 법선 벡터의 z 축 성분이 0이 아닐 경우 원점과 점 p_6 를 연결하는 직선을 중심으로 p_2' 을 회전시키는 과정을 반복하여 p_2 의 위치를 구하고 이로부터 p_4 의 위치를 구한 후 이를 이용하여 각 관절의 값을 구하였다.

p_2' 의 좌표를 알 경우 p_2' 을 원점으로 하면 BDSM의 상부관절은 다음 그림과 같이 간략화시킬 수 있다. 여기에서 평면 P_2 는 점 p_2' , p_4 , p_6 를 포함하는 평면이고 평면 P_1 은 원 r을 포함하는 평면이다.

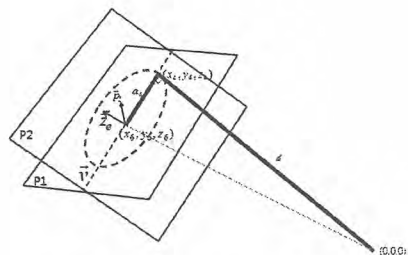


Fig. 2. BDSM의 상부 팔의 형태

평면 P₁의 방정식은 다음과 같다.

$$x_6x_4 + y_6y_4 + z_6z_4 = (d_4^2 + x_6^2 + y_6^2 + z_6^2 - a_4^2)/2$$

평면 P₂의 방정식은 다음과 같다.

$$\vec{v} = \vec{t} \times \vec{h}_3 = \begin{bmatrix} x_6 \\ y_6 \\ z_6 \end{bmatrix} \times \begin{bmatrix} h_{13} \\ h_{23} \\ h_{33} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} y_6h_{33} - z_6h_{23} \\ z_6h_{13} - x_6h_{33} \\ x_6h_{23} - y_6h_{13} \end{bmatrix}$$

평면 P₁과 P₂가 교차하는 직선은 다음과 같다.

$$\vec{w} = \begin{bmatrix} w_1 \\ w_2 \\ w_3 \end{bmatrix} = \vec{t} \times \vec{v} = \begin{bmatrix} \hat{x}_6 \\ \hat{y}_6 \\ \hat{z}_6 \end{bmatrix} \times \begin{bmatrix} v_1 \\ v_2 \\ v_3 \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \hat{y}_6v_3 - \hat{z}_6v_2 \\ \hat{z}_6v_1 - \hat{x}_6v_3 \\ \hat{x}_6v_2 - \hat{y}_6v_1 \end{bmatrix}, \quad \frac{x - \hat{x}_6}{w_1} = \frac{y - \hat{y}_6}{w_2} = \frac{z - \hat{z}_6}{w_3} = s$$

따라서 점 p₄는 다음과 같다

$$x_4 = sw_1 + a' \equiv p_x$$

$$y_4 = sw_2 + b' \equiv p_y$$

$$z_4 = sw_3 + c' \equiv p_z$$

위의 과정을 통하여 점 p₄의 위치를 찾아내면 BDSM의 각 관절값들은 다음과 같이 구할 수 있다.

$$q_1 = \text{atan2}(p_y, p_x)$$

$$s_3 = \frac{d_4^2 + a_2^2 - p_{4z}^2 + (c_1p_{4y} - s_1p_{4x})^2 - (s_1p_{4y} + c_1p_{4x})^2}{2d_4a_2}$$

$$c_3 = \pm \sqrt{1 - s_3^2}$$

$$q_3 = \text{atan2}(s_3, c_3)$$

$$s_{23} = \frac{a_2c_3(c_2p_{4y} + s_1p_{4y}) + (a_2s_3 - d_4)p_{4z}}{(c_2p_{4x} + s_2p_{4y})^2 + p_{4z}^2}$$

$$c_{23} = \frac{a_2c_3 - (c_1p_{4x} + s_1p_{4y})(a_2c_3(c_1p_{4x} + s_1p_{4y}) + (a_2s_3 - d_4)p_{4z})}{((c_1p_{4x} + s_1p_{4y})^2 + p_{4z}^2)p_{4z}}$$

$$q_{23} = \text{atan2}(s_{23}, c_{23})$$

$$q_2 = q_{23} - q_3$$

$$q_4 = \text{atan2}(s_1r_{13} - c_1r_{23}, (c_1s_{23}r_{13} + s_1s_{23}r_{23} + c_{23}r_{33}))$$

$$c_5 = ((c_1s_{23}c_4 + s_1s_4)r_{13} + (s_1s_{23}c_4 - c_1s_4)r_{23} + c_{23}c_4r_{33})$$

$$s_5 = (c_1c_{23}r_{13} + s_1c_{23}r_{23} - s_{23}r_{33})$$

$$q_5 = \text{atan2}(s_5, c_5)$$

$$s_6 = ((-c_1s_{23}s_4 + s_1c_4)r_{11} + (-s_1s_{23}s_4 - c_1c_4)r_{21} - c_{23}s_4r_{31})$$

$$c_6 = ((-c_1s_{23}s_4 + s_1c_4)r_{12} + (-s_1s_{23}s_4 - c_1c_4)r_{22} - c_{23}s_4r_{32})$$

$$q_6 = \text{atan2}(s_6, c_6)$$

반복적 방법에 의하여 역기구학 해를 구하게 됨으로써 해를 구하는 시간이 오래 걸리면 디지털 목업 시스템의 성능을 저하시키는 요소가 되겠지만 측정결과 5 msec 시간이 소요되어 디지털 목업 시스템의 성능을 크게 저하시키지 않는 것을 확인하였다.

2.3 3D 마우스 인터페이스

디지털 목업 시스템의 부하를 줄이기 위하여 그림 3에서 보여주는 것처럼 3차원 마우스는 별도의 프로세서에 의하여 관리된다. 3차원 마우스 관리 프로세서는 이벤트가 발생하면 이를 해석하여 TCP/IP 프로토콜로 디지털 목업 시스템에 전달한다. 디지털 목업 시스템에서는 스레드(thread)를 구동하여 멀티테스킹 방식으로 메시지를 수신한다. 수신된 메시지에서 BDSM의 엔드이펙터 위치 및 방위값을 추출한 후 역기구학 해를 구하여 BDSM 모델의 관절값을 갱신하게 되며 이 과정은 작업자가 시뮬레이션을 멈출 때까지 반복적으로 수행된다.

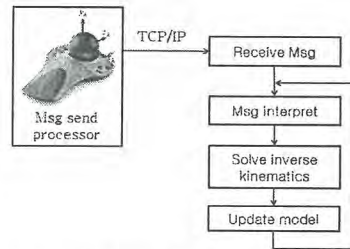


Fig. 3. 3차원 마우스 인터페이스

3. 결론

본 논문에서는 디지털 목업 내에 설치된 매니플레이터의 현실감 있는 원격조작이 가능하도록 3차원 마우스를 이용한 BDSM의 조작에 관하여 기술하였다. 손목부에 오프셋 거리가 있는 BDSM의 역기구학 해를 구함으로써 실제 작업자가 원격조작을 행하는 것과 같이 BDSM의 정밀한 시뮬레이션이 가능토록 하였다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부의 재원으로 시행하는 한국연구재단의 원자력기술개발사업으로 지원받았습니다.(연구과제 관리코드: 2010-000139)

5. 참고문헌

- [1] Tai-Gil Song, et al., "Development of the Interface Module for an Effective Application of a Digital Mock-up", Pro. of the ICCAS 2005.
- [2] K. S. Fu, R.C. Gonzalez, C. S. G. Lee, "Robotics Control, Sensing, Vision, and Intelligence", McGraw-Hill Book Company, 1987.

파이로 시설에서의 물질 흐름 분석 및 MUF 불확도 계산을 위한 사용후핵연료 핵종비 입력 모듈 개발

서지선, 한보영, 송대용, 신희성, 김호동
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
sis2004@kaeri.re.kr

1. 서론

본 연구에서는 파이로 시설에서의 핵물질 흐름을 분석하고, MUF 불확도를 계산하는데 필요한 사용후핵연료의 핵종별 조성비를 ORIGEN Code [1]를 이용하여 생성하는 전산코드를 개발하였다. 여기서 생성된 사용후핵연료의 핵종별 조성비는 시설에 들어오는 사용후핵연료 집합체의 총 질량에 따른 핵종별 질량을 계산하는 데 사용되며, 이는 다시 핵종별 질량에 따른 질량(gram), 붕괴율(curie), 발열량(watt), 방사능 선량(mSv) 및 핵임계도를 계산하는데 사용된다. 또한, 공정의 특성에 따른 물질 흐름을 분석하고, MUF 불확도를 계산하는데 기초 데이터로 사용된다.[2]

본 전산코드를 사용하면 간단한 집합체 정보만 가지고 ORIGEN input/output file을 만들 수 있으며, output file에서 필요한 데이터만을 검색 및 추출하는 것이 가능하다.

2. 본론

본 전산코드는 크게 3가지 기능을 수행한다. 첫째는 엑셀파일로 저장된 집합체 정보를 입력받아 ORIGEN input 파일을 생성하는 기능, 둘째는 선택된 input file로 ORIGEN을 실행시켜서 output file을 생성하는 기능, 셋째는 output file에서 원하는 데이터를 검색하여 엑셀파일로 저장하는 기능이다. 전산코드의 기본 구조는 Fig. 1 과 같다.

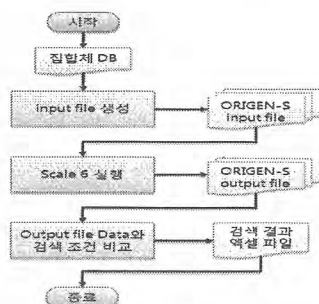


Fig. 1. Flow of the program

2.1 ORIGEN input/output File 생성

ORIGEN Code[1]를 실행시킬 수 있는 input file을 생성하기 위하여 필요한 사용후핵연료 집합체의 정보는 집합체 ID, Fuel Type, 초기 농축도, 연소주기, 운전기간, 냉각기간, 평균 연소도, Moderator 농도이다. 사용자는 이러한 사용후핵연료 집합체 정보를 특정한 형식을 갖춘 엑셀파일에 저장하고, input file 생성 시 저장된 엑셀파일을 선택한다. 데이터를 입력받은 전산코드는 저장되어 있는 집합체의 수만큼 ORIGEN input file 형식의 text file을 엑셀파일과 같은 폴더에 생성한다.

또한, 이렇게 생성된 다수의 input file을 이용하여 ORIGEN code simulation을 실행시켜 output file을 생성할 수 있다.

2.2 Data 검색 및 추출

ORIGEN output file은 데이터의 종류에 따라 다수의 블록으로 이루어진 text file이며, 이 데이터 중에서 사용자가 Fig. 2 와 같은 인터페이스를 통해서 원하는 데이터를 검색하여 엑셀파일로 저장하도록 개발하였다.

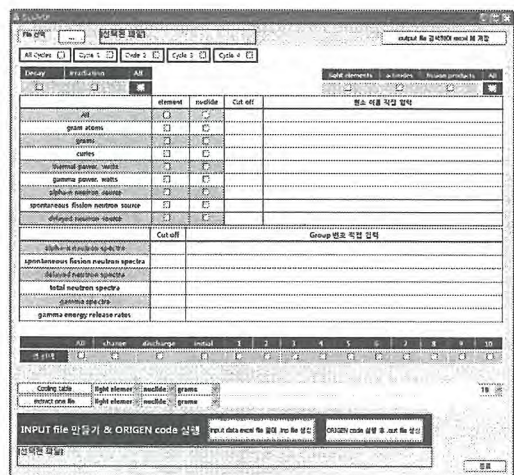


Fig. 2. User Interface of the program

사용자는 이 인터페이스를 이용하여 검색할 output file들을 선택하고 검색 조건을 결정하면 된다. 데이터를 검색하는 조건은 단순히 데이터 추출을 위한 것과 상호비교를 위한 것으로 나누어진다. 검색 조건을 입력받은 전산코드는 string 타입의 벡터 변수에 검색조건들을 차례대로 저장하고, output file을 처음부터 끝까지 읽으면서 검색조건과 일치하는 키워드를 찾는 방식으로 데이터를 검색한다. 이 방법은 output file 하나당 한 번만 읽어서 원하는 검색조건에 데이터를 모두 찾을 수 있으며, 그 결과 검색속도를 빠르게 만든다.

2.2.1 단순 데이터 추출을 위한 조건 검색

output file의 모든 데이터에 대한 검색이 가능하며, 검색조건은 cycle 번호, Irradiation/Dacay, light elements/actinides/fission product, elements/nuclide, 원소 이름(all 검색 가능), 에너지 그룹 번호 그리고 데이터의 종류 등이 있다. 데이터의 종류에는 원소별로 데이터가 나오는 gram atoms, grams, curies, watts (thermal power), watts (gamma power), alpha-n neutron source, spontaneous fission neutron source, delayed neutron source 와 에너지 그룹별로 데이터가 나오는 alpha-n neutron spectra, spontaneous fission neutron spectra, delayed neutron spectra, total neutron spectra, gamma spectra, gamma energy release rates 가 있다. 모든 조건은 복수선택이 가능하다.

사용후핵연료의 핵종별 조성비를 결정하기 위하여 필요한 핵종별 질량 데이터를 검색하는 조건은 “마지막 주기 - Decay - light elements & actinides & fission product - nuclide - grams - all” 이다. Fig. 3 은 검색결과의 한 예이다.

원소	핵종	질량
U	238	238.02891
U	235	235.04393
U	234	234.04095
Th	232	232.03714
Th	230	230.03312
Th	228	228.02871
Pa	231	231.03629
Pa	229	229.03508
Pa	227	227.02771
Ac	227	227.02771
Ac	226	226.02441
Ac	225	225.02323
Ac	224	224.02059
Ac	223	223.01849
Ac	222	222.01636
Ac	221	221.01421
Ac	220	220.01204
Ac	219	219.00985
Ac	218	218.00764
Ac	217	217.00541
Ac	216	216.00316
Ac	215	215.00089
Ac	214	214.00000
Ac	213	213.00000
Ac	212	212.00000
Ac	211	211.00000
Ac	210	210.00000
Ac	209	209.00000
Ac	208	208.00000
Ac	207	207.00000
Ac	206	206.00000
Ac	205	205.00000
Ac	204	204.00000
Ac	203	203.00000
Ac	202	202.00000
Ac	201	201.00000
Ac	200	200.00000
Ac	199	199.00000
Ac	198	198.00000
Ac	197	197.00000
Ac	196	196.00000
Ac	195	195.00000
Ac	194	194.00000
Ac	193	193.00000
Ac	192	192.00000
Ac	191	191.00000
Ac	190	190.00000
Ac	189	189.00000
Ac	188	188.00000
Ac	187	187.00000
Ac	186	186.00000
Ac	185	185.00000
Ac	184	184.00000
Ac	183	183.00000
Ac	182	182.00000
Ac	181	181.00000
Ac	180	180.00000
Ac	179	179.00000
Ac	178	178.00000
Ac	177	177.00000
Ac	176	176.00000
Ac	175	175.00000
Ac	174	174.00000
Ac	173	173.00000
Ac	172	172.00000
Ac	171	171.00000
Ac	170	170.00000
Ac	169	169.00000
Ac	168	168.00000
Ac	167	167.00000
Ac	166	166.00000
Ac	165	165.00000
Ac	164	164.00000
Ac	163	163.00000
Ac	162	162.00000
Ac	161	161.00000
Ac	160	160.00000
Ac	159	159.00000
Ac	158	158.00000
Ac	157	157.00000
Ac	156	156.00000
Ac	155	155.00000
Ac	154	154.00000
Ac	153	153.00000
Ac	152	152.00000
Ac	151	151.00000
Ac	150	150.00000
Ac	149	149.00000
Ac	148	148.00000
Ac	147	147.00000
Ac	146	146.00000
Ac	145	145.00000
Ac	144	144.00000
Ac	143	143.00000
Ac	142	142.00000
Ac	141	141.00000
Ac	140	140.00000
Ac	139	139.00000
Ac	138	138.00000
Ac	137	137.00000
Ac	136	136.00000
Ac	135	135.00000
Ac	134	134.00000
Ac	133	133.00000
Ac	132	132.00000
Ac	131	131.00000
Ac	130	130.00000
Ac	129	129.00000
Ac	128	128.00000
Ac	127	127.00000
Ac	126	126.00000
Ac	125	125.00000
Ac	124	124.00000
Ac	123	123.00000
Ac	122	122.00000
Ac	121	121.00000
Ac	120	120.00000
Ac	119	119.00000
Ac	118	118.00000
Ac	117	117.00000
Ac	116	116.00000
Ac	115	115.00000
Ac	114	114.00000
Ac	113	113.00000
Ac	112	112.00000
Ac	111	111.00000
Ac	110	110.00000
Ac	109	109.00000
Ac	108	108.00000
Ac	107	107.00000
Ac	106	106.00000
Ac	105	105.00000
Ac	104	104.00000
Ac	103	103.00000
Ac	102	102.00000
Ac	101	101.00000
Ac	100	100.00000
Ac	99	99.00000
Ac	98	98.00000
Ac	97	97.00000
Ac	96	96.00000
Ac	95	95.00000
Ac	94	94.00000
Ac	93	93.00000
Ac	92	92.00000
Ac	91	91.00000
Ac	90	90.00000
Ac	89	89.00000
Ac	88	88.00000
Ac	87	87.00000
Ac	86	86.00000
Ac	85	85.00000
Ac	84	84.00000
Ac	83	83.00000
Ac	82	82.00000
Ac	81	81.00000
Ac	80	80.00000
Ac	79	79.00000
Ac	78	78.00000
Ac	77	77.00000
Ac	76	76.00000
Ac	75	75.00000
Ac	74	74.00000
Ac	73	73.00000
Ac	72	72.00000
Ac	71	71.00000
Ac	70	70.00000
Ac	69	69.00000
Ac	68	68.00000
Ac	67	67.00000
Ac	66	66.00000
Ac	65	65.00000
Ac	64	64.00000
Ac	63	63.00000
Ac	62	62.00000
Ac	61	61.00000
Ac	60	60.00000
Ac	59	59.00000
Ac	58	58.00000
Ac	57	57.00000
Ac	56	56.00000
Ac	55	55.00000
Ac	54	54.00000
Ac	53	53.00000
Ac	52	52.00000
Ac	51	51.00000
Ac	50	50.00000
Ac	49	49.00000
Ac	48	48.00000
Ac	47	47.00000
Ac	46	46.00000
Ac	45	45.00000
Ac	44	44.00000
Ac	43	43.00000
Ac	42	42.00000
Ac	41	41.00000
Ac	40	40.00000
Ac	39	39.00000
Ac	38	38.00000
Ac	37	37.00000
Ac	36	36.00000
Ac	35	35.00000
Ac	34	34.00000
Ac	33	33.00000
Ac	32	32.00000
Ac	31	31.00000
Ac	30	30.00000
Ac	29	29.00000
Ac	28	28.00000
Ac	27	27.00000
Ac	26	26.00000
Ac	25	25.00000
Ac	24	24.00000
Ac	23	23.00000
Ac	22	22.00000
Ac	21	21.00000
Ac	20	20.00000
Ac	19	19.00000
Ac	18	18.00000
Ac	17	17.00000
Ac	16	16.00000
Ac	15	15.00000
Ac	14	14.00000
Ac	13	13.00000
Ac	12	12.00000
Ac	11	11.00000
Ac	10	10.00000
Ac	9	9.00000
Ac	8	8.00000
Ac	7	7.00000
Ac	6	6.00000
Ac	5	5.00000
Ac	4	4.00000
Ac	3	3.00000
Ac	2	2.00000
Ac	1	1.00000

Fig. 3. The results from data search

2.2.2 상호비교를 위한 데이터 검색

데이터간의 상호비교가 의미 있다고 여겨지는

2가지 경우에 대한 검색 기능을 추가로 개발하였다. 하나는 한 집합체의 모든 Cycle에 걸쳐서 Irradiation day에 따른 data들을 검색 및 저장하여 그 변화를 비교하기 쉽도록 하였다. 하나의 output file을 선택한 후, 비교하고자하는 원소의 이름과 데이터 타입(grams, curies, watts)을 결정하면 해당 원소에 대한 결과를 확인할 수 있다. 또 다른 경우는 다수의 output file에서 Cooling time 데이터를 비교하는 것이다. 이 검색결과를 통해서 연소도, 초기 농축도, 냉각기간에 따른 원소별 grams/curies/watts를 확인할 수 있다. Fig. 4 에 검색결과와 예가 나와 있다.

원소	핵종	질량
U	238	238.02891
U	235	235.04393
U	234	234.04095
Th	232	232.03714
Th	230	230.03312
Th	228	228.02871
Pa	231	231.03629
Pa	229	229.03508
Pa	227	227.02771
Ac	227	227.02771
Ac	226	226.02441
Ac	225	225.02323
Ac	224	224.02059
Ac	223	223.01849
Ac	222	222.01636
Ac	221	221.01421
Ac	220	220.01204
Ac	219	219.00985
Ac	218	218.00764
Ac	217	217.00541
Ac	216	216.00316
Ac	215	215.00089
Ac	214	214.00000
Ac	213	213.00000
Ac	212	212.00000
Ac	211	211.00000
Ac	210	210.00000
Ac	209	209.00000
Ac	208	208.00000
Ac	207	207.00000
Ac	206	206.00000
Ac	205	205.00000
Ac	204	204.00000
Ac	203	203.00000
Ac	202	202.00000
Ac	201	201.00000
Ac	200	200.00000
Ac	199	199.00000
Ac	198	198.00000
Ac	197	197.00000
Ac	196	196.00000
Ac	195	195.00000
Ac	194	194.00000
Ac	193	193.00000
Ac	192	192.00000
Ac	191	191.00000
Ac	190	190.00000
Ac	189	189.00000
Ac	188	188.00000
Ac	187	187.00000
Ac	186	186.00000
Ac	185	185.00000
Ac	184	184.00000
Ac	183	183.00000
Ac	182	182.00000
Ac	181	181.00000
Ac	180	180.00000
Ac	179	179.00000
Ac	178	178.00000
Ac	177	177.00000
Ac	176	176.00000
Ac	175	175.00000
Ac	174	174.00000
Ac	173	173.00000
Ac	172	172.00000
Ac	171	171.00000
Ac	170	170.00000
Ac	169	169.00000
Ac	168	168.00000
Ac	167	167.00000
Ac	166	166.00000
Ac	165	165.00000
Ac	164	164.00000
Ac	163	163.00000
Ac	162	162.00000
Ac	161	161.00000
Ac	160	160.00000
Ac	159	159.00000
Ac	158	158.00000
Ac	157	157.00000
Ac	156	156.00000
Ac	155	155.00000
Ac	154	154.00000
Ac	153	153.00000
Ac	152	152.00000
Ac	151	151.00000
Ac	150	150.00000
Ac	149	149.00000
Ac	148	148.00000
Ac	147	147.00000
Ac	146	146.00000
Ac	145	145.00000
Ac	144	144.00000
Ac	143	143.00000
Ac	142	142.00000
Ac	141	141.00000
Ac	140	140.00000
Ac	139	139.00000
Ac	138	138.00000
Ac	137	137.00000
Ac	136	136.00000
Ac	135	135.00000
Ac	134	134.00000
Ac	133	133.00000
Ac	132	132.00000
Ac	131	131.00000
Ac	130	130.00000
Ac	129	129.00000
Ac	128	128.00000
Ac	127	127.00000
Ac	126	126.00000
Ac	125	125.00000
Ac	124	124.00000
Ac	123	123.00000
Ac	122	122.00000
Ac	121	121.00000
Ac	120	120.00000
Ac	119	119.00000
Ac	118	118.00000
Ac	117	117.00000
Ac	116	116.00000
Ac	115	115.00000
Ac	114	114.00000
Ac	113	113.00000
Ac	112	112.00000
Ac	111	111.00000
Ac	110	110.00000
Ac	109	109.00000
Ac	108	108.00000
Ac	107	107.00000
Ac	106	106.00000
Ac	105	105.00000
Ac	104	104.00000
Ac	103	103.00000
Ac	102	102.00000
Ac	101	101.00000
Ac	100	100.00000
Ac	99	99.00000
Ac	98	98.00000
Ac	97	97.00000
Ac	96	96.00000
Ac	95	95.00000
Ac	94	94.00000
Ac	93	93.00000
Ac	92	92.00000
Ac	91	91.00000
Ac	90	90.00000
Ac	89	89.00000
Ac	88	88.00000
Ac	87	87.00000
Ac	86	86.00000
Ac	85	85.00000
Ac	84	84.00000
Ac	83	83.00000
Ac	82	82.00000
Ac	81	81.00000
Ac	80	80.00000
Ac	79	79.00000
Ac	78	78.00000
Ac	77	77.00000
Ac	76	76.00000
Ac	75	75.00000
Ac	74	74.00000
Ac	73	73.00000
Ac	72	72.00000
Ac	71	71.00000
Ac	70	70.00000
Ac	69	69.00000
Ac	68	68.00000
Ac	67	67.00000
Ac	66	66.00000
Ac	65	65.00000
Ac	64	64.00000
Ac	63	63.00000
Ac	62	62.00000
Ac	61	61.00000
Ac	60	60.00000
Ac	59	59.00000
Ac	58	58.00000
Ac	57	57.00000
Ac	56	56.00000
Ac	55	55.00000
Ac	54	54.00000
Ac	53	53.00000
Ac	52	52.00000
Ac	51	51.00000
Ac	50	50.00000
Ac	49	49.00000
Ac	48	48.00000
Ac	47	47.00000
Ac	46	46.00000
Ac	45	45.00000
Ac	44	44.00000
Ac	43	43.00000
Ac	42	42.00000
Ac	41	41.00000
Ac	40	40.00000
Ac	39	39.00000
Ac	38	38.00000
Ac	37	37.00000
Ac	36	36.00000
Ac	35	35.00000
Ac	34	34.00000
Ac	33	33.00000
Ac	32	32.00000
Ac	31	31.00000
Ac	30	30.00000
Ac	29	29.00000
Ac	28	28.00000
Ac	27	27.00000
Ac	26	26.00000
Ac	25	25.00000
Ac	24	24.00000
Ac	23	23.00000
Ac	22	22.00000
Ac	21	21.00000
Ac	20	20.00000
Ac	19	19.00000
Ac	18	18.00000
Ac	17	17.00000
Ac	16	16.00000
Ac	15	15.00000
Ac	14	14.00000
Ac	13	13.00000
Ac	12	12.00000
Ac	11	11.00000
Ac	10	10.00000
Ac	9	9.00000
Ac	8	8.00000
Ac	7	7.00000
Ac	6	6.00000
Ac	5	5.00000
Ac	4	4.00000
Ac	3	3.00000
Ac	2	2.00000
Ac	1	1.00000

사용후핵연료 내 주요 핵종 선정 및 이동특성

정효숙, 최성열, 황일순

서울대학교, 서울특별시 관악구 관악로 599

puredawn@snu.ac.kr

1. 서론

사용후핵연료 처분관련 연구에서 주요 핵종들의 물질흐름을 추적하고 이들의 이동을 지연시키는 것은 큰 관심사이다. 본 연구에서는 이러한 연구에서 그 위험성으로 인하여 집중 고려되어야 하는 핵종들을 선정하고, 이 핵종들의 특성을 살펴보고자 한다.

2. 주요 핵종 도출 기준

우선 사용후핵연료를 구성하는 핵종들을 알아보기 위해, ORIGEN2 코드를 이용하여 경수로에서 1MTU, 4.5% 농축도의 UO_2 연료가 45,000MWD/MTU로 3년 동안 연소한 후의 사용후핵연료 조성을 계산하였다. 그리고 100년, 1,000년, 10,000년 냉각 후의 방사능과 열발생량을 계산하였다.

2.1 방사능, 반감기 및 방사성붕괴 유형

Fig. 1은 핵분열 및 방사화생성물의 냉각기간에 따른 방사능을 보여주는 것으로, 100년 냉각 후에 $1.0E-02Ci$ 이상의 방사능을 가지는 핵종들을 선별하여 1,000년과 10,000년 냉각기간에서의 방사능을 비교하였다. 100년 냉각의 경우 Sr-90, Y-90, Cs-137, Ba-137M은 상당한 방사능을 보이지만, 1,000년 냉각 후 그 수치가 현저하게 감소하는 것을 알 수 있다.

악티나이드 계열의 경우 초기부터 높은 방사능을 보이는 핵종들도 있지만, 초기 방사능이 작은 핵종이라도 방사성붕괴로 인한 딸핵종 생성으로 인하여 후에 방사능이 이전보다 커지는 핵종들도 상당하다. 따라서 방사능만을 기준으로 하는 것보다, 이에 더하여 반감기나 방사성붕괴 유형과 같은 기준으로 핵종들을 선정하는 것이 더 적합하다.

이에 따라 악티나이드 계열에서 백만 년의 총 냉각기간동안 낮은 수준의 방사능을 보이는 핵종들을 제외하고, 알파 붕괴를 하며 반감기가 20년 이상인 핵종들을 선별하였다 [1].

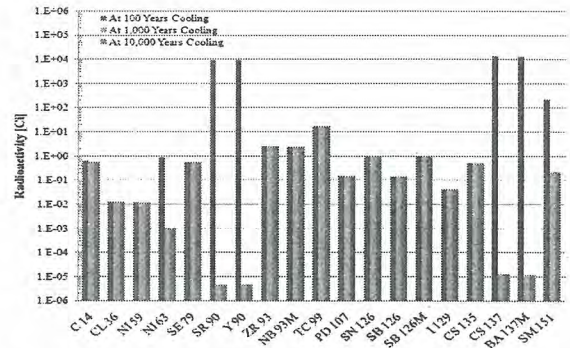


Fig. 1. Radioactivity of Fission and Activation Products in SNF after Cooling

2.2. 열발생량

앞서 도출된 핵종들은 열발생량 측면에서도 대체적으로 비슷한 경향을 나타냈다.

100년 냉각을 기준으로 열발생량이 1W를 넘는 핵종들은 Sr-90, Y-90, Cs-137, Ba-137M, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241이다. Y-90과 Ba-137M은 각각 Sr-90, Cs-137의 붕괴 생성물로, 분리 및 핵변환 기술을 이용하여 Sr-90, Cs-137과 Pu, Am 등의 악티나이드 계열 핵종들을 사용후핵연료에서 분리하여 처리한다면, 처분장의 열적 안정성과 부피 저감에 도움을 줄 것이다.

2.3 주요 핵종 선정

2.1과 2.2를 바탕으로 하여 핵분열 및 방사화생성물과 악티나이드 및 그 딸 핵종에서 주요 핵종들을 도출하였다.

- 핵분열 및 방사화생성물: C-14, Cl-36, Ni-59, Ni-63, Se-79, Sr-90, Y-90, Zr-93, Nb-93M, Tc-99, Pd-107, Sn-126, Sb-126, Sb-126M, I-129, Cs-135, Cs-137, Ba-137M, Sm-151
- 악티나이드 계열: Pb-210, Ra-226, Ac-227, Th-230, Pa-231, U-233, U-234, U-235, U-236, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242, Am-241, Am-243, Cm-245, Cm-246

3. 지하수 내 주요 핵종 이동특성 [2, 3, 4]

처분된 폐기물 내 핵종들은 인공방벽의 열화에 따라 지하수를 통해 생태계로 누출된다. 지하수 내 핵종 이동성에 영향을 미치는 인자들은 pH, Eh, 용해도제한, 흡착, 콜로이드 등이 있다. 본 장에서는 흡착과 용해도를 중심으로 앞서 선정된 주요 핵종들의 이동특성을 알아보고자 한다.

C, Cl, Se, I의 경우 이동성이 큰 원소로, $0\text{m}^3/\text{kg}$ 의 흡착계수가 추천되며 용해도가 상대적으로 크다. C의 경우 흡착보다는 방해석과 백운암으로서의 침전에 의해 이동이 저지되며, 방해석이 없는 경우 흡착계수가 상당히 감소하게 된다. Cl의 경우 반응성이 거의 없어 이동성이 크며, 탈수 후의 농축된 소금물의 경우를 제외하고 용해도제한이 거의 없다. Se의 경우 $\text{Se}(-\text{II})$, $\text{Se}(\text{IV})$, $\text{Se}(\text{VI})$ 로 존재하며, 보통 흡착되는 것은 4가 이온이다. 환원환경에서는 대부분 2가 이온으로, Fe^{2+} 가 존재하는 경우 결합하여 다소 불용성이다. I은 이동성이 크지만 Hg, Pb, Cu 등의 금속과 결합하거나 안정된 이온과 교환되어 이동이 다소 저지될 수도 있다. 이러한 이온교환효과는 C, Cl에서도 볼 수 있다.

Cs은 $\text{Cs}(\text{I})$ 로 양이온교환에 의해 흡착되며, 염도가 감소함에 따라 Na^+ , K^+ 이온이 감소하여 흡착이 증가한다. 상대적으로 점토에서 흡착이 좋다. Sr은 $\text{Sr}(\text{II})$ 의 형태로 Cs과 같이 양이온교환에 의해 흡착되는데, Ca^{2+} 이온이 증가할수록 흡착이 감소한다. Cs과 Sr의 흡착은 시멘트와 벤토나이트 등의 기반 조건에 민감하다.

Ni은 $\text{Ni}(\text{II})$ 로 존재하며, Ni-59는 수산화물과 탄산염에 의해 용해도가 제한된다. H_2S 가 존재하는 경우 NiS 에 의해 제한된다. Pd은 환원환경에서 대부분 금속 형태로, 더 높은 산화환원전위에서는 $\text{Pd}(\text{II})$, $\text{Pd}(\text{IV})$ 도 존재하며 2가 이온이 더 흔하다.

Nb은 $\text{Nb}(-\text{I})$, $\text{Nb}(\text{V})$ 로 존재하며 자연 상태에서 보통 5가 이온이 더 흔하다. 알칼리 환경에서 다소 용해하기 쉽다.

Zr은 $\text{Zr}(\text{IV})$ 로 존재하며 이는 가수분해 경향이 강한 불용성 양이온이다. $\text{Zr}(\text{OH})_5^-$ 의 형태로서 pH가 증가함에 따라 흡착이 감소한다. Tc은 Zr과 비슷한 특성을 가지는데, 환원환경에서 $\text{Tc}(\text{IV})$ 의 형태가 가장 안정하다. 가수분해 경향이 강하며 평균 10^{-8}M 로 용해도가 낮다. 산화환경에서는 $\text{Tc}(\text{VII})$ 의 TcO_4^- 로 안정하며, 용해되기 쉽고 이동성이 크다. Sn은 환원 환경에서 $\text{Sn}(\text{II})$, $\text{Sn}(\text{IV})$ 로 존재하며 2가

이온이 용해성이 더 크다.

Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm의 악티나이드 계열 이온들은 $\text{An}^{3+}(\text{III})$, $\text{An}^{4+}(\text{IV})$, $\text{AnO}_2^+(\text{V})$, $\text{AnO}_2^{2+}(\text{VI})$ 의 형태로 존재하며, $\text{An}^{4+}(\text{IV}) > \text{AnO}_2^{2+}(\text{VI}) > \text{An}^{3+}(\text{III}) > \text{AnO}_2^+(\text{V})$ 의 순서대로 가수분해 경향이 강하며 용해도가 낮다. 심층의 지하수와 같은 낮은 산화환원전위의 환원환경에서 U, Np, Pu은 4가 이온으로 Am, Cm은 3가 이온으로 존재하므로, U, Np, Pu은 Am, Cm보다 용해도가 더 작다. U, Np, Pu은 이러한 환경에서 10^{-10}M 에서 10^{-8}M 부근의 용해도를 가지는데, pH와 산화환원 환경에 따라 다르다. 산화환경에서는 이보다 높은 용해도를 가지며 일반적으로 10^{-5}M 이상이다.

4. 결론

본 연구결과는 방사성폐기물처분장의 장기간 안전성평가를 위해 반드시 추적되어야 하는 핵종들을 제시함으로써, 유관 연구의 경제성 및 안전성 향상에 도움을 줄 수 있을 것이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 지원하는 BAERI (Basic Atomic Energy Research Institute) 프로그램의 일환으로 수행되었습니다.

6. 참고문헌

- [1] KAERI Nuclear Data Evaluation Laboratory, <http://atom.kaeri.re.kr>, 2000. (검색일자: 2010년 8월 27일).
- [2] Peter Cronstrand, Assessment of Uncertainty Intervals for Sorption Coefficients, SKB R-05-75, 2005.
- [3] Pierre Toulhoat, Confinement and Migration of Radionuclides in a Nuclear Waste Deep Repository, C. R. Physique, pp. 975-986, 2002.
- [4] Jae-II KIM, Significance of Actinide Chemistry for the Long-term Safety of Waste Disposal, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 38, No. 6, pp. 459-482, 2006.

노심 TRU 농축도에 따른 소듐냉각 고속로 적정도입을 평가

김영인, 이동욱, 조충호, 김영일

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

yikim2@kaeri.re.kr

1. 서론

경수로(PWR) 위주의 국내 원전체제에 소듐냉각 고속로(SFR)를 시기 적절히 도입하여 PWR 사용후핵연료를 재활용하여 SFR에서 초우라늄 원소(TRU)를 재순환하는 핵연료주기를 수립함으로써 국내 사용후핵연료 관리문제를 해결할 수 있음을 보인 바 있다[1,2]. 여기에서는 KALIMER-600 개념설계[3,4]와 이를 기초로 최근 개발된 제4세대 소듐냉각 고속로 고유개념의 노심설계[5]를 대상으로, TRU 농축도 변경을 중심으로 설계변경에 따른 SFR 적정 도입율을 비교분석하였다.

2. 도입시나리오 및 분석

2.1 주요 가정 및 대상시나리오

소듐냉각 고속로(SFR) 도입을 통한 경수로(PWR)-소듐냉각 고속로(SFR) 연계 순환핵연료주기를 수립하기 위한 원자로 혼합도입시나리오 연구에서는 경수로 사용후핵연료 최종처분량(누적량) 및 우라늄 소요량 감축을 도입기대효과 목표로 설정하고 연소로 TRU 농축도 및 목표 누적량에 따른 SFR 적정도입율을 평가하였다.

원자로 혼합도입시나리오를 분석하기 위해 다음과 같이 가정하였다.

- 원전 설계수명: 60년, 기존 PWR(100만 kW)의 경우 수명연장

- SFR 실증로/상용로 도입(운전) 개시: 2028년/2040년

- SFR 노형: KALIMER-600(2006년), 고유개념(2009년)

연소로(Burner, BN) KALIMER-600 고유개념

전환비 0.61 0.74

TRU농축도(%) 37.9 28.7

- PWR 사용후핵연료 조성비: 초기농축도 4.5%, 연소도 55 GWd/tU 대상. TRU 1.41%(Pu 1.2% + MA 0.21%)

- 중수로(CANDU) 사용후핵연료의 재순환은 미고려.

경수로 사용후핵연료 최종처분량을 일정수준(20~30 ktHM) 이하로 유지하거나 최소화하는 시나리오를 대상으로 하여, SFR 연소로 단일도입(BN Only), [연소로+자체순환로(Break-even reactor, BK)], 혼합도입(BN+BK)방식을 평가하였다.

원자력발전량은 2030년까지는 국가에너지기본계획 및 제4차 전력수급기본계획을 참조하고, 2031년 이후에는

2030년의 원자력발전량 비중(59%)을 유지하면서 2051년 이후에는 전력수요 증가율이 동일한 비율로 감소하여 2100년경에는 전력수요 증가가 없도록 가정하여 원자력발전량을 전망하였다. 이 결과 2100년 원자력발전량은 550 TWh로, 이용률을 85%로 가정 시에 원전설비량 73.9 GWe로 각각 전망되었다.

2.2 분석 결과

대상시나리오 연구에서 적용한 SFR 대상노심에 대한 연간 핵연료물질 흐름량은 표 1과 표 2에서와 같다.

Table 1. Annual Fuel Mass Balance for KALIMER-600s

	연소로(600 MWe)		자체순환로(600 MWe)	
	초기장전 (ton)	연간 변화량 (kg/year)	초기장전 (ton)	연간 변화량 (kg/year)
TRU	7.70	-292	5.94	2.0 (무시)
U	12.61		32.30	

Table 2. Annual Fuel Mass Balance for Advanced SFRs

	연소로(600 MWe)		자체순환로(1,200 MWe)	
	초기장전 (ton)	연간 변화량 (kg/year)	초기장전 (ton)	연간 변화량 (kg/year)
TRU	4.66	-189	9.59	-1.6 (무시)
U	11.60		51.800	

TRU 농축도에 따른 SFR 도입율에 대한 주요 결과는 표 3에서 보여준다. 한편 그림 1~3에서는 SFR 도입율에 따른 SFR 발전설비 도입량, 경수로 사용후핵연료 누적량 및 우라늄 소요량을 보여준다. 연소로의 TRU 농축도 감소로 SFR 분율이 증가한다. 즉, 연소로의 TRU 농축도 9% 감소로 2100년경 SFR 분율은 10% 정도(~7 GWe) 증가한다.

경수로 사용후핵연료 최종처분량은 SFR 연소로 단일도입으로 일정수준 이하로 감축·유지가 가능하다. 20 ktHM 이하로 감축·유지할 경우 2100년경 SFR 분율은 각각 41, 31% 정도이며, 30 ktHM 이하의 경우에는 SFR 분율은 각각 22, 29% 정도이다.

경수로 사용후핵연료 최종처분량(/누적량)의 목표상한값 증가에 따라 SFR 초기도입율을 완화할 수 있다. SFR 도입 초기(2040년경)에서의 최종처

분량 목표상한값 이하로의 감축 필요 여부에 따라 SFR 초기도입율이 결정된다.

경수로 사용후핵연료 최종처분량을 최소화하기 위해서는 혼합도입(BN + BK)이 효율적이며, 각각 약 2, 11 GWe의 SFR 추가 도입이 필요하다.

Table 3. SFR Installed Capacities with Different TRU Enrichments for Burners (as of the Year 2100)

	PWR 사용후핵연료 최종처분량 목표 상한값 (ktHM)	시나리오	TRU 농축도(%)			
			28.7		37.9	
			SFR 발전 설비량 (GWe)	SFR 분율 (%)	SFR 발전 설비량 (GWe)	SFR 분율 (%)
직접 처분	89.0	PWR-OTC	73.9 (PWR)		73.9 (PWR)	
SFR 도입	(10)	BN +BK (참조안, 최소화)	42.0	56.8	39.6	53.6
	10	BN Only (최소화)	39.6	53.6	28.8	39.0
	20	BN Only	30.0	40.6	22.8	30.9
		BN +BK	31.2	42.2	28.8	39.0
	30	BN Only	28.8	39.0	21.6	29.2
		BN + BK	33.0	44.7	27.6	37.3

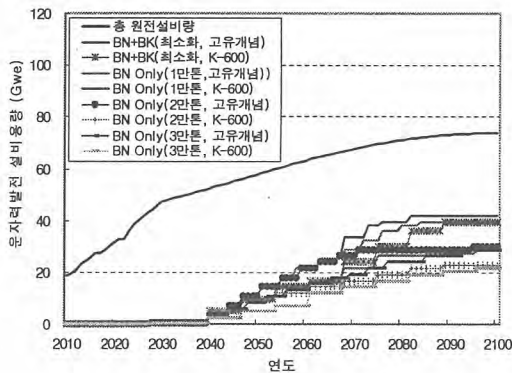


Fig. 1. SFR installed capacities

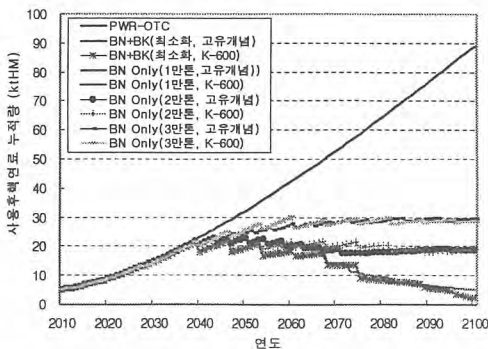


Fig. 2. Cumulative PWR spent fuel

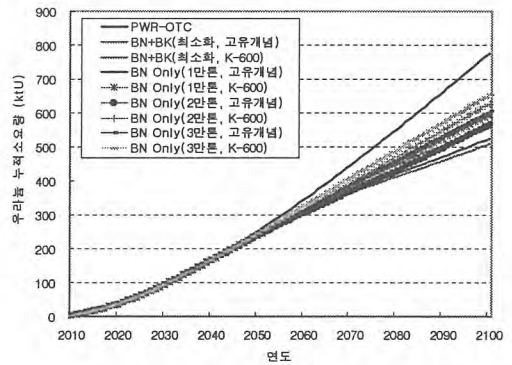


Fig. 3. Cumulative uranium demand

3. 결론

도입대상 SFR 연소로의 TRU 농축도 감소에 따라 SFR 적정도입율은 증가한다. 이 경우 SFR 연소로 단일도입만으로 경수로 사용후핵연료 최종처분량을 일정수준 이하로 감축·유지가 가능하다. 경수로 사용후핵연료 최종처분 목표량/(누적량) 설정에 따라 도입대상 SFR의 적절한 도입방식 및 도입율을 설정하여야 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행되었습니다.

5. 참고문헌

- [1] Y. I. Kim, et al., "SFR Deployment Strategy for the Re-use of Spent Fuel in Korea," Nucl. Eng. and Tech., Vol. 40, No. 6, pp. 517-526, Oct. 2008
- [2] Y. I. Kim, et al., "A Sustainable Reactor Deployment Scenario with Introduction of SFRs," 한국방사성폐기물학회, 2009년 춘계학술 발표회 논문요약집, pp. 39-40, 2009
- [3] D. H. Hahn, et al., "KALIMER-600 Conceptual Design Report," KAERI/TR-3381/2007, Korea Atomic Energy Research Institute (Feb. 2007)
- [4] S. G. Hong, et al., "Establishment of Gen IV Sodium Cooled Transmutation Nuclear Reactor Concept, KAERI/RR-2679/2006, Korea Atomic Energy Research Institute (Aug. 2006)
- [5] 김영인 외 6인, "제4세대 소듐냉각 고속로 고유효개념 설정," KAERI/TR-4063/2010, 한국원자력연구원 2010

이중냉각 조사후 환형 UO_2 소결체의 고온 가열시험 특성

김대호, 방제건, 임익성, 김선기, 양용식, 구양현
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

kdh@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서는 원자력연구개발 중장기 계획사업의 일환으로 수행중인 초고연소도 고성능 핵연료과제에서 고출력의 이중냉각 환형핵연료가 개발 중에 있다. 기존의 원통형 핵연료에 비해 넓은 열전달 면적과 얇은 소결체 두께의 형상으로 출력밀도 20%이상의 열출력 향상과 핵연료의 온도가 30% 이상 낮아지는 저온 핵연료이다. 이중냉각 환형핵연료의 특징으로 소결체의 변형을 최소화하고 핵분열기체를 현격하게 적게 방출하여 봉내압 등의 안전성이 확보되며, 핵연료의 안전성 기준이 되는 핵연료 용융온도의 충분한 여유를 확보함으로써 안전하고 경제성이 향상되는 고출력의 초고연소도 핵연료이다. 이중냉각의 환형핵연료 구조특성을 감안하여 소결체의 조사특성을 확인하고 초기연소특성을 검증하기 위해 하나로 조사시험을 EFPD 93.81에 걸쳐 실시하였다. 현재 조사후시험이 진행 중인 이중냉각 환형핵연료는 서로다른 밀도를 갖는 시험연료봉의 밀도측정이 완료되어 이를 이용한 1700℃ 고온 가열시험이 시행되었다. 가열시험을 통해 환형 UO_2 소결체의 핵분열기체의 방출거동을 평가하고 최적의 소결체 제조조건을 확보하는데 활용될 예정이다.

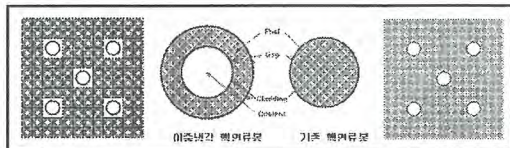


Fig. 1. 이중냉각 환형핵연료 내부 구조 및 핵연료봉 배열(16 X 16 기준)

2. 본론

2.1 가열시험 및 시험 조건

2.1.1 가열시험

연구로에서 조사된 이중냉각 환형 UO_2 소결체는 표 1과 같이 90%TD, 93%TD, 96%TD, 98%TD 및 98%(L)TD의 5종류이며, 이에 대한 각각의 밀도측정이 완료되었고 각각의 약 200mg 정도 가열시편을 이용하여 가열시험이 수행되었다. 시편두께가 2mm정도임을 감안하여 그림 2와 같이 횡방향의 전부위를 사용하였으며 고정체 형태를 유지하여 가열시편으로 사용하였다.

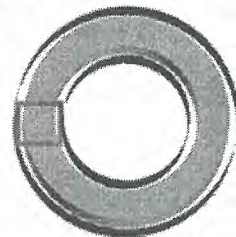


Fig. 2. 환형 UO_2 소결체의 가열시편

2.1.2 가열시험 조건 및 방법

조사후 환형 UO_2 소결체 5종류에 대한 1700℃ 연속 가열시험을 통하여 온도에 따른 실시간 핵분열기체 방출거동을 분석하여 과도조건에서의 이중냉각 환형 UO_2 핵연료 특성자료를 생산하였다. 가열시험조건은 1700℃까지 분당 10℃/min으로 상승시켜 10분간 1700℃에서 온도유지 후 분당 20℃/min씩 1000℃까지 일정한 하강유지 후 상온까지 냉각하면서 Kr-85를 측정하였다. 분위기 조절을 위하여 Helium의 불활성가스 분위기를 유지하였다. 이때 Helium은 분당 150 ml/min를 공급하였다. 방출된 Kr-85는 FHT8000의 베타계측기를 이용하여 60 sec 간격으로 측정하였으며 동시에 감마계측기로도 측정을 병행하였다. 시험은 고연소도 핵연료의 안전성 시험을 위해 PIEF 9405 Cell에 설치 시험 중인 사용후 핵연료 고온가열시험장비(PIA)에서 시행되었다. 측정된 핵분열기체 Kr-85는 시편의 조사전 밀도와 결정립크기를 기준으로 조사후 밀도변화와 결정립크기변화를 고려하여 방출거동을 평가하였다.

Table 1. 시험 소결체 재료 및 제원

구 분	제 원	비 고
분말 및 농축도	IDR 2.67%	
밀 도	90, 93, 96, 98 %	96%는 상용
외 경 내 경 길 이	14.62 mm 10.28 mm 10.16 mm	
결정립 크기	5 mm 이상	상용
O/U 비	2.0±0.01	
불순물 농도	상용소결체 기준시방 기준	

2.2 고온 가열시험 결과

2.2.1 가열시험의 밀도측정비교

소결체 제조시 밀도와 조사후 밀도와의 차이가 발생하였다. 이는 open porosity의 correction factor를 반영하지 않아 표 2와 같이 밀도차이를 발생시켰다. 또한, 조사후 결정립 크기의 경우 제조시 시편의 결정립크기 보다 성장하였다. 이는 가열시험시 Kr-85의 방출거동에 영향을 미치게 한다.

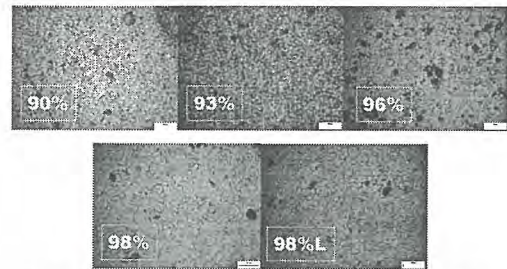
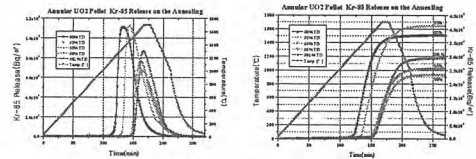
Table 2. 가열시험의 밀도 및 결정립크기의 변화

Specimen	Den-As	Den-Is	GS-As	GS-Is	BU
S#1 90%TD	90.7	96.0	2.70	3.32	8.12
S#2 93%TD	92.1	94.7	2.90	2.25	8.12
S#3 96%TD	95.8	96.1	8.6	10.60	8.12
S#4 98%TD	98.0	97.9	8.7	11.41	10.90
S#5 98%TD(L)	98.1	97.9	8.7	12.49	10.90

2.2.2 핵분열기체 Kr-85의 방출거동

환형 조사후 UO_2 소결체는 연구로에서 S#1, S#2 및 S#3의 경우 8.12 MWd/kgU, S#4 및 S#5는 10.9 MWd/kgU의 평균연소도를 갖는다. 시편의 연속가열시 90%밀도를 갖는 시편의 경우 Kr-85의 방출은 약 1200°C에서 시작되었으며, 93%밀도 시편은 약 1300°C에서 급격한 방출거동을 보였다. 96%, 98% 및 98%L의 밀도시편은 약 1500°C에서 급격한 Kr-85의 방출거동을 보였다. Kr-85의 방출량은 96%TD의 밀도시편을 100% 기준으로 90%TD는 146%, 93%TD는 162%, 98%TD(L)은 112%의 방출량을 보였다. 반면에 98%TD 밀도를 갖는 시편의 Kr-85 방출량은 88%로 과도히 작은 방출량을 보임으로써 안정된 방출거동을 보였다. 또한, 핵분열기체의 방출속도는 각 시편별로 크게 차이는 없으나 밀도가 높은 시편의 경우 미미한 정도로 보다 안정된 방출속도를 보임으로써 밀도가 낮은 시편보다 안정적인

연소거동을 보일 것으로 판단된다. 그림 3은 조사후 각 시편의 거시조직이며, 그림 4는 핵분열기체 Kr-85의 각 시편별 방출거동이다.

Fig. 3. 조사후 환형 UO_2 소결체 시편의 거시조직Fig. 4. 조사후 환형 UO_2 소결체 시편의 Kr-85 방출거동

3. 결론

환형 조사후 UO_2 소결체는 초고연소도 고성능의 핵연료 적용을 위해 원천기술개발 차원에서 연구 중에 있다. 조사후 환형 UO_2 소결체의 1700°C 연속 가열시험을 통하여 핵분열기체 Kr-85의 온도에 따른 연속적인 방출거동은 명료하고 급격한 방출거동을 확인할 수 있었다. 환형 UO_2 소결체는 얇은 링의 형태로 되어 있어 구조적 변형이 없도록 안정적인 노내 연소거동이 필요하다. 본 가열시험을 통하여 각 시편별 핵분열기체의 방출거동을 분석 하였으며, 시험결과는 이중냉각 환형 핵연료의 최적의 소결체 선정에 주요한 요소로 이용될 예정이다. 시험결과 98%TD 밀도시편이 핵분열기체 방출량 및 방출속도 등에서 안정적인 연소거동을 보인 것으로 확인되었다. 이후 기타 미세조직의 변화와 변위측정 등을 통하여 최종의 후보 소결체가 결정될 예정이며 중간 연소도 정도의 2차 조사시험이 진행될 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 김대호 외., 고연소도 UO_2 사용후 핵연료의 고온가열시험특성, 한국방사성폐기물학회 2007년 추계학술발표회.

Am에 의한 헬륨방출이 SFR 금속연료 연소도에 미치는 영향 평가

이병운, 천진식, 김준환, 이찬복

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

boleee@kaeri.re.kr

1. 서론

소듐냉각고속로 (SFR)의 핵연료는 U-Zr 금속연료 및 파이로프로세싱과 연계된 U-TRU-Zr 금속연료가 선정되어 개발되고 있다. U-Zr 금속연료는 Am(아메리슘)에 의한 He(헬륨) 생성 및 방출 영향을 고려하지 않지만, 파이로프로세싱과 연계된 U-TRU-Zr의 Am은 노내에서 He 기체를 생성하며, 생성된 He은 연료봉 내의 플레넘 공간으로 방출되므로, 이와 같은 He 방출은 금속연료봉의 건전성에 영향을 미칠 수 있다. 본 논문에서는 SFR용 U-TRU-Zr 금속연료에서 He 방출에 의한 연료봉 설계인자 영향 및 설계인자가 연소도에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 헬륨 방출이 SFR 금속연료 연소도에 미치는 영향 평가

2.1 개요

U-Zr 금속연료는 Am에 의한 He 생성 영향을 고려하지 않지만, SFR 연소로는 파이로프로세싱과 연계된 U-TRU-Zr이 사용되므로, He 생성 및 방출 영향이 고려되어야 한다. Am에 의한 헬륨방출이 SFR 금속연료 연소도에 미치는 영향을 평가하기 위하여, MACSIS 코드[1]내에 ^{241}Am 1g당 165일마다 약 50ml의 He을 방출한다는 가정[2]하에 MA 첨가에 의한 He방출을 모델링하고 부프로그램을 개발하였다[3]. 이러한 부프로그램을 이용, SFR 연소로 금속연료에 대하여 He 방출이 있는 경우와 방출이 없는 경우의 SFR 금속연료 연소도 영향을 평가하였으며 주요 설계인자별 연소도 영향을 평가하였다.

2.2 SFR 금속연료 설계인자

SFR 금속연료봉의 경우 연료봉과 피복관사이에는 연료심의 팽윤을 수용하기 위해 겹이 설치되며, 핵분열생성가스 수용을 위한 플레넘을 상부에 설치한다. 핵연료봉 주요 설계제한치는 연료봉 중심온도, 공윤온도, 피복관 변형을 및 누적손상분율 기준 등이 있다. 본 논문에서는 누적손상분

율을 기준으로 설계인자를 평가하였으며, 표 1에 나타난 600MWe 연소로 설계변수[3]를 참조로 하여 민감도 분석을 수행하였다.

Table 1. Design Parameter

Fuel Slug Contents (wt%)	U-30TRU-15Zr
Am Contents (wt%)	1.5
Fuel Slug Diameter (mm)	4.90
Smear Density (%)	69.5
Cladding Material	Mod.HT9
Pin Outer Diameter (mm)	7
Cladding Thickness (mm)	0.56
Fuel Slug Length (mm)	890.7
Peak Linear Power (W/cm)	303
Coolant Outlet Temperature (°C)	545

2.3 He 방출효과 분석

그림 1은 U-TRU-Zr 연료에서 ^{241}Am 에 의한 He이 방출될 때와 아닌 경우에 대하여 플레넘 길이가 1,580mm일 때 연소도에 따른 플레넘 압력을 비교한 것이다.

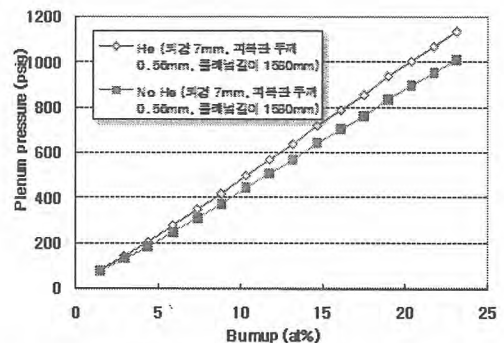


Fig. 1. Plenum Pressure according to He release

그림에 나타난 바와 같이 금속연료에 함유되어 있는 Am의 양은 TRU의 약 1/20이지만, He 방출에 의하여 플레넘에 미치는 압력은 약 1/10인 것으로 평가되었다. 이에 따라 함유되는 Am의 양이

증가할수록, 또한 Am이 아무리 적은 양이 함유되어 있더라도 계속적인 민감도 분석이 필요한 것으로 평가된다. 또한 플레넘 길이가 변경된다면 플레넘 길이에 따라 플레넘 압력이 변경되므로 이에 따른 민감도 분석도 필요하다.

2.4 He 방출에 의한 연소도 영향 평가

그림 2는 He 방출을 고려하였을 경우와 He 방출이 없다고 가정하였을 경우, 플레넘 길이에 따른 연소도 제한치를 나타낸다. 그림 2에 나타난 바와 같이, He 방출이 고려되었을 경우에는 Smear Density 69.5%, 봉외경 7mm인 경우 연소도 15at%를 위해서는 플레넘 길이가 1,250mm이상, 20at%를 위해서는 1,700mm이상이 필요한 것으로 나타난다.

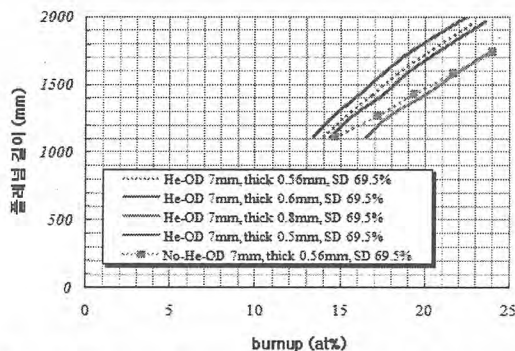


Fig. 2. Burnup Limits according to the Plenum Length and the Cladding Thickness

그러나 He 방출이 없을 경우에는 Smear Density 69.5%, 봉외경 7mm인 경우 연소도 15at%를 위해서는 플레넘 길이가 1,100mm이상, 20at%를 위해서는 1,500mm이상이 필요한 것으로 분석되었다.

이와같이 He 방출의 영향 때문에, 현재 개념설계되고 있는 플레넘 길이에서는 He 생성에 의한 피복관 변형을 수용하기 위해서는 플레넘 부피비 대 연료심 부피비가 약 2.5정도가 필요하며, 이는 상당히 길이가 긴 플레넘 길이가 될 수 있어 다른 설계인자 평가와 연계되어야 한다.

연료봉 설계인자중에서 플레넘 길이는 최소 피복관 두께와 연계될 수 있으므로, 피복관 두께가 0.56mm이외의 경우에 대한 민감도 분석이 필요하다.

그림 2에는 플레넘 길이 이외에도 주요한 설계인자인 피복관 두께를 0.5, 0.6 및 0.8로 변경시켰

을 경우의 연소도 영향이 나타나있다.

SD 69.5% 및 봉외경 7mm인 경우, 20at%를 초과하기 위해서는 플레넘 길이가 1,580mm일 경우 약 0.68mm가 필요하며, 피복관 두께를 변경시키지 않고 0.56mm로 할 경우 약 1,735mm의 플레넘 길이가 필요하다.

He 방출에 의해 금속연료 연소도에 미치는 영향이 상대적으로 크기 때문에, 금속연료의 연소도 제한치를 증가시키기 위해서는 플레넘 길이 및 피복관 두께 증가가 필요하며 이들을 조합한 최적의 설계가 필요한 것으로 평가되었다.

3. 결론

파이로프로세싱과 연계된 U-TRU-Zr 금속연료는 Am에 의해 He이 생성되고 방출되는 영향을 고려하여야 한다. 이를 위하여 He 영향을 고려할 수 있도록 개발된 MACSIS 코드를 이용하여 U-TRU-Zr 금속연료에서 He 방출에 의한 연료봉 연소도 영향을 분석한 결과, 함유되어 있는 Am의 양은 상대적으로 적더라도 상세한 민감도 분석이 필요한 것으로 나타났다.

현재까지는 He 생성 및 방출영향에 대한 조사 시험 자료가 많지 않지만, He이 금속연료 연소도에 미치는 영향이 상대적으로 크기 때문에 향후 실험자료가 충분히 확보되면 더욱 상세한 민감도 분석을 통하여 연소도 영향을 평가할 예정이다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] W. Hwang, et al., Nucl. Tech. Vol.123, Aug. 1998.
- [2] M.K. MEYER, et al., Nuclear Applications In The New Millenium, Reno, Nevada, Nov 2001.
- [3] B.O.Lee, et al., 2010 Spring KRS Conference, May. 2010.
- [4] H. Song, et al., SFR/CD120-IR-03/2009, April 2009.

희토류 원소 상호반응 방지를 위한 Barrier 피복재 성능평가

김준환, 천진식, 이병운, 이찬복, 지승현*, 윤영수*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*연세대학교, 서울특별시 서대문구 성산로 262

junhkim@kaeri.re.kr

1. 서론

금속핵연료는 높은 열전도도를 갖는 장점과 더불어 파이로프로세싱과 연계하여 높은 핵확산 저항성으로 사용후 핵연료를 재순환할 수 있는 특징으로 소듐냉각고속로(Sodium-cooled Fast Reactor, 이하 SFR)의 핵연료로 유력하게 고려되고 있다. 그러나 금속핵연료의 주요 구성원소인 U 및 Pu가 핵연료 피복관 재료인 스테인리스강과 운전온도 650℃ 이상에서 상호반응 및 공융(eutectic)현상을 일으켜 핵연료의 건전성을 약화시키는 단점(Fuel-Cladding Chemical Interaction, FCCI)을 갖는다. 또한 핵연료가 원자로에 장입되어 핵분열이 진행될수록 Ce, La, Pr, Nd, Sm과 같은 희토류 원소가 생성되며 이들 희토류 원소가 FCCI 현상을 가속화한다는 보고가 있다[1]. 한국원자력연구원은 이러한 FCCI 현상을 방지할 Barrier 피복관 기술을 개발하고 있으며 개발된 후보물질에 대하여 금속핵연료와의 상호반응과 같은 성능평가를 진행하고 있다[2,3,4]. 본 연구는 고연소도 핵연료를 모사하는 희토류 원소에 대하여 Barrier 피복재와의 FCCI 성능을 평가하는 목적으로 희토류 합금인 Misch metal (70Ce-30La)과 기존에 연구한 Barrier 물질인 Zr, V 금속 박편(metallic foil) 및 Cr 전해도금과의 상호반응 시험을 수행하고 그 미세조직을 분석하였다.

2. 실험 과정

2.1 시험 재료

시험에 사용된 Misch metal은 70wt%의 Ce에 29wt%의 La와 미량으로 Nd, Fe, Pr, Mg을 함유한 재료이다. 피복재 재료는 Ferritic-martensitic 강인 Gr.92강을 사용하였으며 합금 조성은 9wt%의 Cr에 2wt%의 W를 함유한 재료이다. 시험에 사용된 Barrier 물질로 각각 20 μ m의 두께를 갖는 Zr, V 박편을 사용하였으며 Cr 도금은 선행 연구에서 선정된 도금조건[4]을 이용하여 약 20 μ m의

두께로 도금하였다.

2.2 상호반응 시험

Misch metal과 Barrier 피복재에 대한 상호반응 시험을 Fig. 1과 같이 수행하였다. Misch metal과 피복재 사이에 Barrier 물질을 포갠 후, 나사에 의한 체결로 밀착시켜 주어진 온도에서 상호확산을 유도하게 하였다. Barrier 피복재 성능평가는 선행 연구에서 제시한 조건[5]인 660℃에서 25시간 수행하였으며 시험 후 조직시편 준비 및 SEM/EDS 분석을 수행하였다.

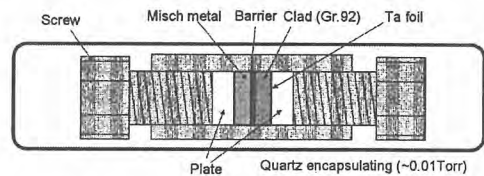


Fig. 1. Schematic illustration of FCCI simulation test

3. 결과

3.1 Misch metal-피복재 상호반응 현상

Fig. 2(a)는 Barrier 처리하지 않은 피복재와 Misch metal의 상호반응 결과이다. 그림과 같이 Fe는 Misch metal 방향으로 Ce는 피복재 방향으로 상호확산 현상이 발생하였으며 Ce와 Fe의 공융반응으로 인하여 약 76 μ m 두께의 (Fe,Cr)_xCe_y 형태의 금속간 화합물로 구성된 반응층이 형성되었다.

3.2 Misch metal-Barrier 피복재 성능평가

제작한 Barrier 피복재와 희토류 원소에 대하여 660℃, 25시간 상호반응 시험 결과, Fig. 2(b)~(d)와 같이 핵연료-피복재 간 상호반응층 형성을 억제하는 우수한 성능을 보였다.

4. 결론 및 향후 계획

본 연구는 금속연료-피복관 상호반응을 억제할 Barrier 피복재 기술개발의 일환으로 Misch metal (70Ce-30La) 합금과 Zr, V, Cr을 표면에 적용한 Barrier 피복재와의 상호반응 시험을 통하여 고연소도 핵연료를 모사하는 조건에서 Barrier의 성능을 평가하는데 있다. 시험 결과, Barrier가 없는 피복재는 Misch metal과 상호확산 및 공융반응을 일으켜 금속간 화합물을 형성하여 피복재 두께를 감소시키는 반면, 피복재 표면에 확산방지 Barrier를 적용한 경우, 상호확산 및 공융현상을 방지하는 우수한 성능을 보였다. 향후 Ce 외에 FCCI 현상에 영향을 주는 것으로 알려진 Nd와 Barrier 피복재와의 성능평가를 수행할 계획이며 metal foil 외에 증착법 등 코팅방법에 따른 영향 연구를 수행할 계획이다.

5. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

6. 참고문헌

- [1] D. D. Keiser, ANL-NT-240, 2006.
- [2] H. J. Ryu, et al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 392, pp. 206-212, 2009.
- [3] J. H. Kim, et al., Journal of Nuclear Materials, Vol. 394, pp. 144-150, 2009.
- [4] S. W. Yang, et al, Journal of Nuclear Materials, Vol. 401, No. 1-3, pp. 98-103, 2010.
- [5] J. H. Kim, et al., Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Pyeongchang, Korea, May 27-28, pp. 319-320, 2010.

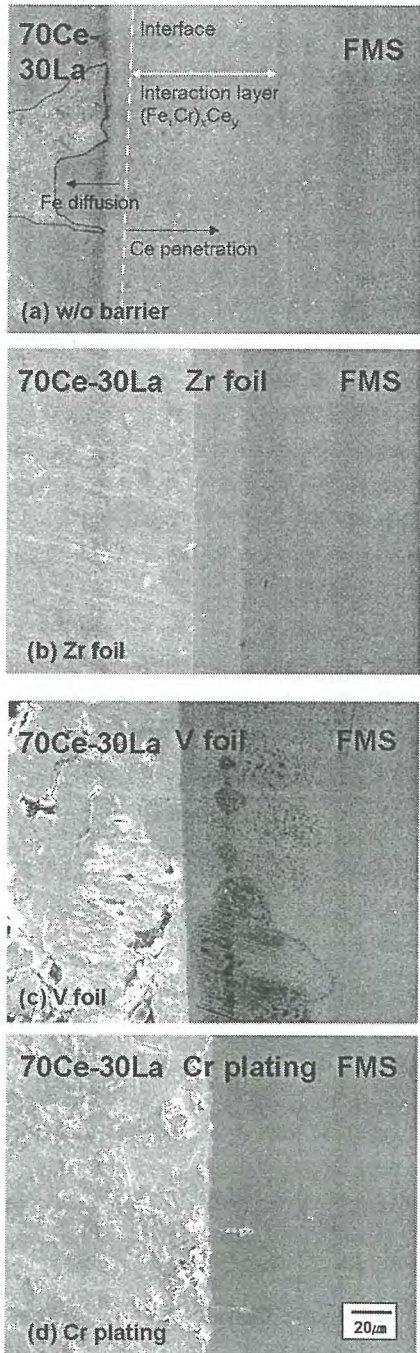


Fig. 2. Result of the diffusion couple test (a) w/o barrier, (b) Zr foil, (c) V foil, and (d) Cr electroplating

핫셀시설의 급기팬 제작 설치

백상열, 김기하, 송웅섭, 안상복, 류우석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
svback1@kaeri.re.kr

1. 서론

조사 핵연료 및 구조재료의 시험을 전문적으로 실시하는 핫셀시험시설은 고방사능물질의 시험 및 취급과정에서 방사능 물질에 오염된 공기를 정화하기 위한 특수 공기조화설비를 운영한다. 특히 급기 시스템은 외 부의 신선한 공기를 시설 내에 공급하여 작업구역 내에 방사선 물질의 오염을 방지하는 역할을 한다. 따라서 본 논문에서는 장기간 사용으로 성능이 저하된 급기팬을 신규 제작, 설치과정에서 얻어진 기술자료를 기술한다. 신규 급기팬의 제작 사양 결정, 제작 및 운전 성능시험에 필요한 기술적 사양을 논하였다.

2. 본론

2.1 급기팬 형상 및 사양

신규로 제작한 급기팬의 형상 및 사양은 아래와 같으며 상세 형상은 그림1에 나타낸바와 같다..

- Type : Airfoil fan
- Supply amount : 1,033.4 m³/min.
- Static pressure : 183.7 mmAq.
- Motor capacity : 55 kw
- Speed : 1137 rpm

2.2 제작 시험

2.2.1 외관 사양 검사

그림1의 사양에 의거하여 각 부위별 제작 후에 측정된 주요 치수는 표 1과 같다. 제작 오차는 +3 mm 이내로 요구되는 사양을 만족하였다.

2.2.2 동 밸런싱

운전 중에 임펠러의 회전하중 불균일 분포로 발생하는 팬의 진동을 방지하기 위하여, 동적 밸런싱 시험을 수행하였다.

시험결과 약 500 rpm에서 측정 및 조정한 팬의 하중분포는 1~1.3 g 으로서 제시된 기준을 만족하였다.

2.2.3 소음

KS B 6311에서 제시된 소음측정 기준에 따라서 측정하였으며, 측정결과 최대 86 dB 로서 소음기준을 만족하였다.

2.2.4 진동

임펠러의 고속 회전으로 발생하는 진동은 기기의 수명을 급격하게 단축시킨다. 따라서 KS B 6311에서 제시한 측정절차에 따라 최대회전 속도에서 베어링 상자에서 진동을 측정하였다. 측정결과 수직진폭은 20 μ m, 수평진폭은 15 μ m 이내로서 기준을 만족하였다.

2.3 팬 설치

기존 팬의 철거 후, 새로 제작한 팬의 현장 설치 형상은 그림2와 3에 나타낸 바와 같다.

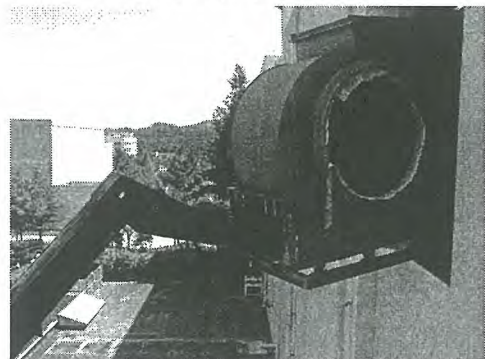


Fig. 2. Removal of existing fan



Fig. 3. Installation of new fan

2.4 운전 성능 시험

설치 후 현장에서 가동상태에서 진동, 소음을 측정하였다. 측정 결과 소음은 84 dB 이었으며, 진동은 수직 진폭 19.5 μm , 수평진폭 24 μm 로서 운전 기준을 만족하였다.

3. 결론

급기팬은 핫셀시설의 공기조화 계통 중 외기를 실내의 각 구역별로 공급해주는 역할을 담당 하며, 장기간 사용으로 노후화되면 소음, 진동 등이 증가하여 시설의 안전운전을 위협한다.

따라서 최근 핫셀시설에서 신규 급기팬의 설치에 필요한 제작기술 및 성능시험기술을 제시하였다. 본 기술은 앞으로 핫셀시설의 안전운영에 기여를 하겠으며, 타 원자력 시설의 팬 제작에 참고가 될 것이다.

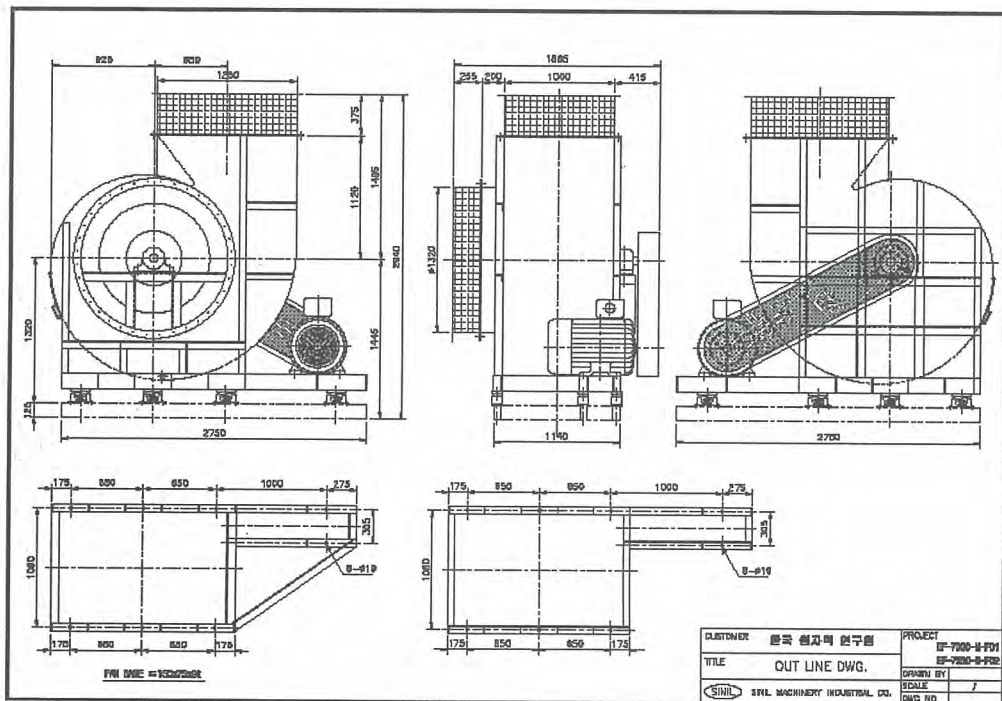


Fig. 1. Drawing of supply fan.

Table 1. Dimension check record

구분	전체길이	폭	입구 경	베어링 까지 높이	베어링 윗 치수	토출측 길이	토출측 폭
설계사양	2750	1150	Ø1320	1470	1120	1250	1000
측정치수(1)	+2	+1	+1	+3	+1	+1	+1
측정치수(2)	+1	+1	+1	+2	+1	+1	+1

감속기의 틸팅 속도에 의한 주조품질 평가

조준호, 이운상, 박기민, 박성빈, 김정국
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
ex-kaeri@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료의 건식처리공정에서는 전해정련 과정을 거쳐서 생성된 우라늄 전착물을 잉곳 형태로 제조하는 주조공정이 있다.[1],[2] 본 주조 공정의 최대 목표는 건전한 주물의 제조에 있기 때문에 주조공정에서의 온도 제어, 틸팅 속도, 주형의 예열 등 많은 변수들의 최적 조합으로 이루어진다. 따라서 본 연구는 건전한 주물을 생산하기 위한 최적의 조건들을 도출하기 위하여 우선 비우라늄의 대체 물질로 구리를 선정하였으며, 또한 잉곳주조 장치의 감속제어 장치를 통하여 틸팅 속도를 제어함으로써 수축공이 적고 건전한 주물이 생산되기 위한 조건들을 도출하는데 중점을 두어 연구를 수행하였다.

2. 본론

2.1 잉곳주조장치의 특성

Lab-Scale의 장치이지만 우라늄을 녹이기 위해서는 적어도 1300℃ 이상의 온도가 필요하기 때문에 고주파 유도가열 방식이 본 장비에 적용되었다.[3] 미국의 INL에서는 Batch 형태로 전착물을 단일 도가니에 넣고 용해한 후, 도가니의 냉각공정을 거쳐서 한 번에 우라늄 잉곳이 1개 생산되도록 되었으며, 도가니에 잉곳이 용착되는 단점도 갖고 있다. 그러나 본 잉곳 주조장치는 생산효율의 목적도 갖고 있기 때문에 일단 염증류 장치가 분리 되었을 뿐만 아니라, 원료 컵을 사용한 주입과 틸팅에 의한 용해 도가니의 출탕이 주형 도가니를 통해서 반복 조업이 가능토록 제작되었다. 또한 이중 챔버를 사용하여 챔버내 온도 상승에 대비하였으며, 잉곳의 산화 및 오염 방지를 위하여 글로브 박스가 도가니 챔버에 장착되었다.

Fig. 1은 잉곳주조장치의 정면도 사진으로서 제어반, 진공챔버, 글로브박스, Antecamber, 흑연도가니, 진공펌프, 주형도가니 등으로 구성되었다.

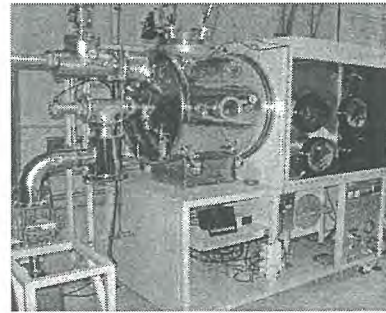


Fig. 1. Photograph of an ingot casting equipment

2.2 감속기 제어 및 틸팅시험

감속기의 출력은 0~10V의 범위를 갖고 있으며 10V에서 4000의 최대출력 값을 갖는다. 따라서 Fig. 2는 초기 30sec에서 가장 높은 틸팅 속도 값을 보여주고 있다. 본 장비는 3.325V에서 가장 낮은 출력에 해당되는 1330의 값을 갖고 있으며 이는 최대 90sec까지 틸팅을 유지할 수가 있다. 한편 틸팅 시험에 사용된 구리 용해는 1300℃까지 승온 시키는데 약 45분 정도가 소요되었으며, 챔버내 분위기를 10⁻²torr의 진공을 유지한 후 10torr의 Ar분위기에서 주조시험이 수행되었다.

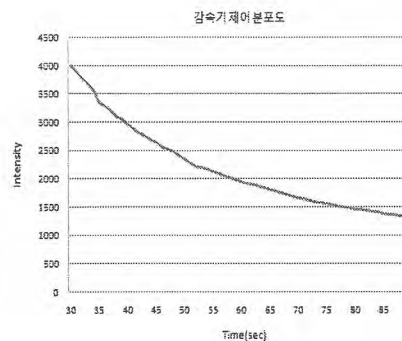


Fig. 2. Time profile with decelerator control

Fig. 3은 틸팅시험을 통해 제조된 3.5kg의 구리 주물로서 비교적 주형 형상대로 잉곳이 잘 만들어졌음을 알 수 있다.



Fig. 3. Cu Ingot cast with ingot casting equipment

3. 결론

이와 같이 본 연구에서는 우라늄 전착물의 용해에 앞서 감속기의 제어 및 Cu용해 틸팅 시험을 수행함으로써 우라늄 전착물의 용해 가능성과 건전한 잉곳 품질의 제조 조건들을 확인할 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 교육과학기술부에서 주관하는 원자력 중장기개발 사업의 일환으로 수행하였습니다.

5. 참고문헌

- [1] 유재형, 이병직, 이한수, 김응호, “고온전해분리 기술의 개요 및 기존 핵연료주기 대체 기술로서의 적합성 검토”, 한국방사성폐기물 학회지, 5(4), pp. 283-295 (2007).
- [2] 유재형, 홍권표, 이한수, “사용후핵연료 파이프 처리공정 실증시설의 개념설계 연구”, 한국방사성폐기물 학회지, 6(3), pp. 233-244 (2008).
- [3] 이윤상, 외 “Lab. scale 우라늄 전착물 잉곳제조 장치 제작 및 시운전 경험”, 2009년 한국방사성 폐기물학회 춘계학술발표회.

마이크로웨이브를 이용한 원전 폐수지의 건조 및 감용특성 고찰

김호영, Horst Linn*, 이명석**, 김한익***

LabWorks Inc., 광주광역시 북구 용봉동 300 전남대학교 산학협력공학관 509

* Linn High Therm GmbH, Heinrich-Hertz-Platz 1, D-92275, Eschenfelden, Germany

** (주)엔에이시, 전남 화순군 춘양면 우봉리 497-1

*** 엘림글로벌, 경기도 성남시 중원구 상대원동 190-1 SK테크노파크 테크동 807

labworks@labworks.co.kr

1. 서론

원전 수질정화용 이온교환수지는 0.4~1.0 mm 크기의 아주 작은 입자로서 세공구조의 고분자 모체에 이온교환기를 결합시킨 것인데, 이 교환기의 말단에 있는 대립 이온의 이온성에 따라 양이온교환수지 (H⁺ 혹은 Na⁺ 결합) 혹은 음이온교환수지 (OH⁻ 혹은 Cl⁻ 결합)로 구분된다. 발전소 1차계통의 수질정화에 사용한 이온교환수지는 방사능농도가 높기 때문에 주로 건조후 고건전성용기(HIC)에 보관하고 있다. 그러나, 증기발생기 취출수계통과 같이 2차계통에서 사용한 이온교환수지로는 통상 6개월에 1,500리터 씩 교체하는 이온수지와 18개월 마다 1,500리터 씩 교체하는 혼상수지가 연간 주기적으로 발생되고 있으며 방사능함량이 극히 낮으나 안전성문제로 탈수/건조후 원전현장에 임시보관하고 있어 감용처리가 절실히 요구되는 실정이다.

본 연구에서는 마이크로웨이브 건조기를 이용하여 극저준위 폐수지 시료에 대해 건조할 경우 시료의 건조 및 감용 특성에 대한 기초실험 결과이다.

2. 본론

2.1 극저준위 폐수지 처리현황

현행 교육과학기술부 고시 제2009-37호 “방사성 폐기물의 자체처분에 관한 규정고시”에는 30개 핵종 및 반감기가 100일 미만의 베타-감마선 방출핵종에 대한 제한농도를 그램당 100Bq 미만이거나 기타 방사성핵종에 대해서는 개인에 대한 연간 피폭방사선량이 10마이크로시버트 미만이고 집단에 대한 총 피폭방사선량이 1만·시버트 미만이 되는 것이 입증되는 농도를 제한농도로 명시하고 있다. 원전에서 발생하는 폐수지에는 반감기가 100일 이상인 핵종이 검출되기 때문에 처분제한 규정의 적용이 맞지 않을뿐만 아니라 자체처분

승인기관에서는 IAEA 처분규정에 명시된 핵종별 농도를 승인 심사에 적용함에 따라 자체처분에 상당한 어려움이 있는 실정으로 2010년 2월 현재 약 1,000 드럼(약 200,000 리터) 가량의 극저준위 원전 폐수지가 원전 현장에 보관되어 있는 것으로 파악되고 있다.

2.2 이온교환수지의 물성

Table 1은 국내원전에서 사용되고 있는 Graver Technologies사의 이온교환수지의 종류 및 물성치를 나타낸 것이다. 즉,

Table 1. Material Properties for Nuclear Resins

수지종류, 수지명	물 성 치
GR 2-16 N (Cation Exchange Resin)	Specific Gravity(Water=1) : 1.27-1.32 Evaporation Rate(Butyl acetate=1): < 1 Percent Volatility : 37-43 % Water Ionic Form : Hydrogen/Hydroxide forms Auto-Ignition Temp : 500°C
GR 3-16 N (Cation/Anion Exchange Resin)	Specific Gravity : 1.1-1.3 Evaporation Rate(Butyl acetate=1): < 1 Percent Volatility : 45-60% Water Ionic Form : Hydrogen form Auto-Ignition Temp. : 500°C

2.3 폐수지의 열적 특성

Fig. 1은 TGA를 이용하여 600°C까지 질소분위기 하에서 프로그램된 특정 가열조건으로 자연건조된 폐수지 시료를 가열하는 동안 얻은 중량변화곡선으로, 온도대별 중량변화률에 차이가 나타나는 것은

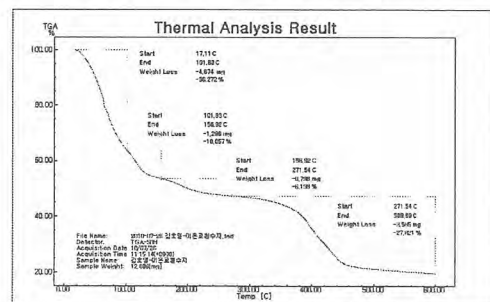


Fig. 1. TGA Result for Resin

상대적인 저온영역(250℃ 내외)에서는 수지내 함수율의 변화가, 그 이후는 수지연결고리구조의 변화가 원인 때문인 것으로 보인다.

Fig. 2는 건조전후의 시료입자에 대한 현미경 사진으로 입자의 크기(직경) 변화에 따라 적절한 감용이 가능함을 보이고 있는 그림이다.

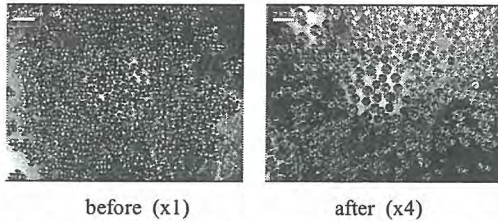


Fig. 2. Photos of Cation/Anion Exchange Resin Particles (after : Microwave Dried Resin, x4)

2.4 마이크로웨이브 건조기

실험에 사용된 건조기는 독일의 Linn사 자체모델(MDBT-11.2)이며 설비의 가열부 길이가 3 m 인 벨트형 건조기로 마이크로웨이브를 열원으로 하며 시료의 이송속도는 분당 1 m로 운전하였으며 온도계, 열화상카메라, 전자저울 및 전자함수측정기 등이 실험에 이용되었다. 사용된 시료는 1차 탈수후 자연건조과정을 거친 함수율 46.3 %인 폐수지 500 ml (352 g)로 전술한 건조기에 투입 후 Table 2와 같이 2개 조건에서 동일방식으로 운전하였다. 즉,

Table 2. Operation Conditions for Microwave Belt Dryer

실험조건	투입전력량(kW)	시료이송속도(m/min)
1	6.3	1
2	12.6	1

2.5 마이크로웨이브 건조기를 이용한 폐수지의 건조 특성

Fig. 3은 전술한 벨트형 마이크로웨이브 건조기를 이용하여 각기 다른 운전조건에서 얻은 가열 시간에 따른 설비온도변화 및 중량변화에 대한 실험결과이다. 실험조건 1의 경우, 시험 20분 후 시료는 부피 250 ml, 질량 162 g, 함수율 0.03 %를 보였으며, 실험조건 2의 경우 조건 1의 절반 정도의 시간 경과 후 부피 240 ml, 질량 154 g, 함수율 0.01 %로 건조되는 것으로 나타났다.

3. 결론

본 연구는 1차적으로 탈수·건조된 함수율 46.3 %의 원전 2차측 폐수지 시료를 마이크로웨이브 건조기로 건조할 때 수지의 중량 및 부피변화를 실험한 결과이다.

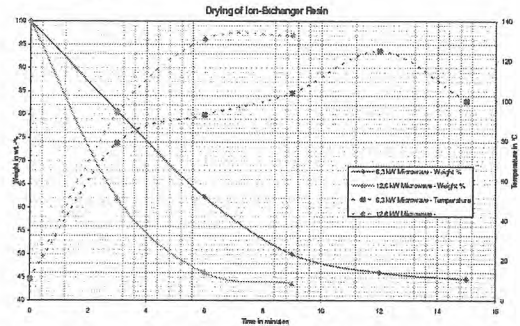


Fig. 3. Volume Reduction Curve for Microwave Dried Spent Resin

실험결과 가열온도 150 ℃ 미만의 조건에서도 함수율이 거의 영(zero)이 되는 조건까지 건조될 수 있으며, 이 경우 중량과 부피 감소율은 최소 50 %가 넘는 것으로 나타났다.

통상 시료의 초기조건(함수율) 및 설비 운전조건에 따라 건조시간, 가열/감용비 등이 다소 다를 것으로 예상할 수 있으나, 충분히 건조된 시료를 적절한 후속공정으로 습분을 흡수할 수 없는 상태로 변화시키고, 자체처분에 대한 안전성을 입증하게 된다면 현재 원전현장에 임시보관중인 폐수지의 감용을 위한 유용한 방안이 될 것으로 기대된다.

4. 참고문헌

- [1] 방사성폐기물학회지 Vol.7, No.3, pp.175-182, 2009, 초임계수 산화공정에 의한 원전 폐수지 처리기술, 김경숙 외.
- [2] 방사성폐기물학회지 Vol.5, No.3, pp.221-227, 2007, 펜톤시약에 의한 이온교환수지의 직접 산화분해, 김길정 외.

제5분과

방사선 안전 및 환경 (Oral)

KN-18 사용후핵연료 운반용기에 대한 안전성 입증

정성환, 김민철, 맹성준

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 장동 25-1

shchung@khnp.co.kr

1. 서론

원전의 사용후핵연료 임시저장용량을 확보하기 위하여 각 부지에서 소내운반이 이루어지고 있는데, 현재는 WH형 사용후핵연료의 운반만 가능한 KN-12 운반용기를 이용하므로 CE형 사용후핵연료의 운반을 위한 새로운 KN-18 운반용기를 개발하였다. KN-18 운반용기는 CE형 PWR 사용후핵연료를 18다발까지 운반할 수 있으며, 원자력법, IAEA SSS No.TS-R-1 및 미국 10 CFR 71에 따른 기술기준을 만족하도록 설계되었다. 운반용기는 정상운반 및 운반사고조건에서 격납, 방사선 차폐, 구조, 핵임계 제어 및 무동력 열 제거능력에 대하여 건전성을 유지하는 하는 것으로 평가되었다. 운반용기에 장전하여 운반이 가능한 설계기준연료는 최대 초기농축도 5w/o, 최대평균연소도 60GWD/MTU 및 최소냉각기간 9년인 CE형 16x16 사용후핵연료를 대상으로 하였다. KN-18 운반용기는 정부로부터 원자력법에 따라 소내운반은 물론 국외운반까지 가능한 B(U)F형으로 설계승인에 대한 인허가를 획득하였다.

2. 운반용기 개요

운반용기는 용기본체, 2개의 용기뚜껑, 전열판을 가진 중성자차폐체, 연료바스켓 및 트리니온으로 구성된다(Fig. 1 및 Fig. 2 참조).

내부의 방사성물질에 대한 기밀건전성은 단조강 하부판과 용접된 두꺼운 벽을 가진 원통형의 단조강 격납용기로 이루어진 본체 및 이중의 탄성체 O-링과 볼트로 체결되는 스테인리스강 뚜껑에 유지된다. 본체, 뚜껑 및 본체 주위와 상하부의 수직계열 중성자차폐체는 선량률제한치를 만족시킨다. 중성자차폐체의 내부에는 효과적인 열전달을 위한 전열핀이 부착된다. 연료집합체 18다발을 장전하여 고정·지지하는 스테인리스강의 바스켓은 보론을 함유한 알루미늄재질의 중성자흡수재가 부착되어 핵임계 건전성을 유지한다. 수직 및 수평 상태에서 운반용기의 인양과 회전을 용이하게 하기 위하여 상하부에 트리니온이 부착된다. 운반 직전 상하부에 충격완충체를 설치하여 운반도중의 사고로 인한 충격하중을 흡수하여 운반용기의 건전성을 유지한다. 운

반용기는 결속장치 위에 수평상태로 체결되어 전용차량으로 운반되며, 기후변화 및 작업자의 안전을 위하여 운반용기의 주위에 보호막을 씌운다.

운반용기의 직경은 2.35m, 길이는 5.16m이며, 연료와 물을 채운 상태의 취급중량은 104톤이며, 충격완충체를 포함한 운반중량은 126톤이다.

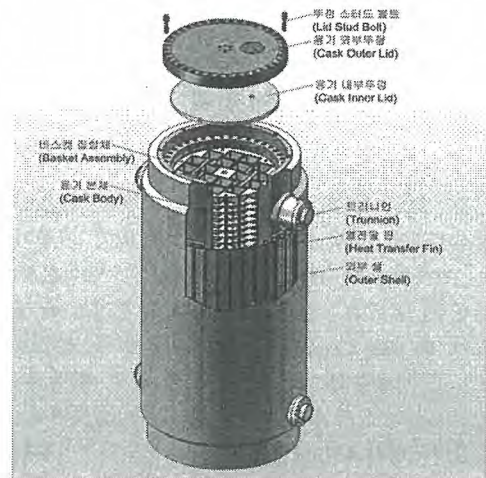


Fig. 1. Overview of KN-18 cask

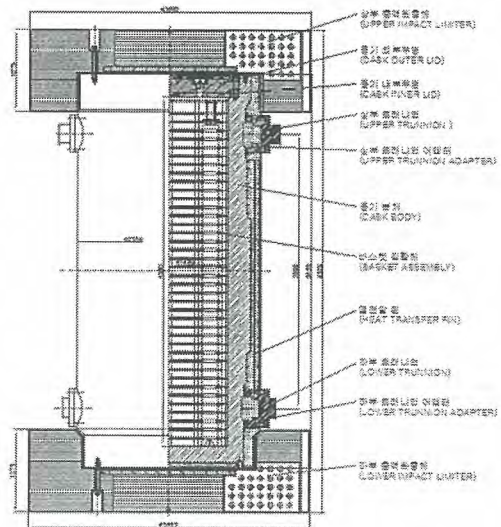


Fig. 2. Section view of KN-18 cask

3. 운영특성

운반용기는 18다발의 CE형 PWR 사용후핵연료 집합체를 장전한 후 내부를 진공진조시켜 불활성 기체를 충전하는 건식조건 및 건조시간 단축으로 운반일정을 단축시키고자 내부에 물을 채우는 습식조건으로 운반할 수 있다.

운반 가능한 설계기준연료에 대한 사양은 다음과 같다 :

- 연료종류 : CE형 16x16 핵연료집합체
(Standard, Guardian, PLUS 7)
- 최대초기 U-235 농축도 : 5.0w/o
- 최대평균연소도 : 60GWD/MTU
- 최소냉각기간 : 9년
- 손상연료 제외.

4. 안전성 평가

운반용기에 대한 안전성은 원자력법, IAEA 안전운반규정 및 미국의 운반규정에 따른 일반요건, 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 기술기준을 만족하도록 평가되었다. 핵임계, 방사선차폐, 열전달 및 구조 건전성에 대한 각 평가는 규제기관이 인정한 LS-DYNA3D, MCNP 등 전산해석 코드를 이용하였으며, 열전달 및 구조 해석에 대한 해석의 신뢰도를 제고하고 보다 실제적인 조건을 구현하고자 2종류의 축소모델을 이용하여 운반사고조건에서 건전성을 입증하였다.

설계기준연료 18다발을 연료바스켓에 장전하고 용기의 내부에 물이 채워진 경우에 대하여 불확도와 계산오차를 고려한 유효증배계수(k_{eff})는 정상운반조건에서 0.9335, 운반사고조건에서 0.937로 허용치인 0.95 미만이 되어 미임계를 유지하는 것으로 평가되었다.

정상운반조건에서 감마선 및 중성자에 의한 선량률은 용기표면에서 0.913mSv/h, 2m 이격지점에서 0.073mSv/h로, 각각 허용선량률 2mSv/h 및 0.1mSv/h 이하가 되어 법적기준을 만족하였다.

사용후연료집합체당 최대붕괴열 1.06kW, 운반용기 전체 열하중 19.1kW와 주변온도 38°C와 일사량을 받는 조건에 대하여 피복관의 최대온도는 정상운반 시 371°C로 나타나 허용치인 399°C 이하이며, 운반용기 표면의 최대온도는 68°C로 허용치인 85°C 이하이었다. 또한, 탄성체인 O-링의 온도는 정상운반에서 118°C, 운반사고 시 130°C로 안전운전허용치인 250°C 이하로 나타나 격납경계에 대한 건전성을 확인할 수 있었다.

정상운반조건에서 운반용기 내부의 최대압력은 건식운반은 178kPa, 습식운반은 563kPa로 기준치인 700kPa 이하이었다.

용기내부의 방사성물질 누설에 대하여 기밀 건전성을 유지하기 위한 허용누설률을 ANSI N14.5의 기술기준에 따라 계산한 결과, 정상운반조건에서 1.32×10^{-4} ref.cc/sec(공기), 2.4×10^{-4} cc/sec(헬륨)으로 나타났다.

운반용기의 격납경계를 포함한 본체 구조물과 구성품에 대한 구조평가는 ASME BPVC Sec.III Div.3 및 US Reg. Guide 7.6의 응력평가방법을 적용하였으며, 정상운반 및 운반사고조건에 대하여 구조적 건전성을 유지하는 것으로 평가되었다.

또한, 용기의 반경방향 크기는 실물과 동일하고 길이만 1/8로 축소시킨 slice 모델을 이용하여 열환경 및 800°C 화재시험을 수행하여 열적 건전성을 입증하였으며, 용기의 전체체원을 일괄적으로 1/3로 선형 축소시킨 시험모델을 이용하여 9m 자유낙하, 1m 파열 및 200m 침수 및 누설시험을 수행하여 구조적 건전성을 입증하였다.

5. 결론

KN-18 사용후핵연료 운반용기는 CE형 PWR 사용후핵연료를 18다발까지 장전하여 운반할 수 있도록 설계되었으며, 국내의 운반관련 규정의 기술기준에 따라 내부 방사성물질의 격납, 방사선차폐, 구조적 성능, 핵임계 제어 및 무동력 열 제거 능력에 대하여 안전성을 입증하였다. 운반용기는 정부로부터 원자력법에 따라 소내운반은 물론 국외운반까지 가능한 B(U)F형으로 설계승인에 대한 인허가를 획득하였다. KN-18 운반용기는 향후 원전부지의 사용후핵연료 임시저장용량을 확보하기 위한 소내운반에 적용될 예정이며, 소내운반에 대한 안전성을 확보하는데 기여할 것으로 기대한다.

6. 참고문헌

- [1] 원자력법령 : 원자력법, 시행령, 시행규칙, 방사선규칙, 교육과학기술부 고시 제2009-37호.
- [2] IAEA Safety Standards Series No.TS-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material(2009 Edition).
- [3] US NRC 10 CFR Part 71, Packaging and Transportation of Radioactive Material.
- [4] ASME BPVC Sec.III, Div.3, Containments for Transportation and Storage of SNF and HLW.

Waste Form Canister 충격흡수부의 형상에 따른 충격거동

김기영, 전재언, 최우석, 서기석
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045 번지
kimkv@kaeri.re.kr

1. 서론

방사성 물질 운반용기는 교육과학기술부 고시 제2009-37호[1] 및 IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1[2] 등에 명시된 안전성시험을 통해 구조적 건전성을 평가한다. 운반용기 하부의 충격흡수부는 외부 충격을 흡수하여 운반용기 본체로 충격이 전달되는 것을 막아주고, 내부 운반물을 보호하는 역할을 한다. 또한 이러한 충격흡수부의 형상에 따라 그 충격흡수 효과가 달라지며 구조 평가의 결과를 좌우하는 중요한 변수로 작용한다.

2. 본론

2.1 충격흡수부의 충격흡수

외부 충격은 충격흡수부의 좌굴 및 역위 등 소성변형에 의해 흡수된다.[3] 설계자는 흡수부를 설계할 때 좌굴이 쉽게 일어나는 형상 및 공간을 고려하여 흡수부를 설계해야 한다. 충격흡수능력을 판단하는 것은 가속도를 통해 알 수 있다. 일반적으로 가속도 수치가 높고 구간이 좁으면 완충효과가 작고, 가속도 수치가 낮고 구간이 넓으면 완충효과가 크다.[4] 이러한 설계조건과 판단조건은 이미 많은 논문들을 통해 증명되었다. [5~6] 본 연구에서는 여러 형상의 흡수부 모델을 가지고 해석을 하여 실제로 어떤 형상이 가장 좋은 완충효과를 나타내는지 평가해보고자 한다.

2.2 해석모델

본 연구에 사용된 흡수부 모델은 총 4가지이다. 1) 반타원형의 흡수부, 2)사각형의 흡수부, 3)주름진 모양의 흡수부, 4) 안으로 말려있는 흡수부로 서 그림 1~4에 개략적인 형상을 나타내었다.

완충체의 완충효과가 운반용기의 무게에 따라 어떤 영향을 받는지 알아보기 위하여 운반용기의 무게를 200 kg, 300kg, 400kg 으로 점차적으로 늘려서 해석을 수행하였다.

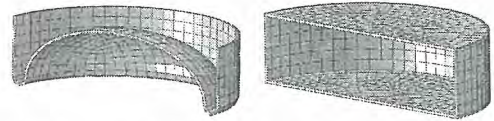


Fig. 1. Impact limiter No.1 Fig. 2. Impact limiter No.2

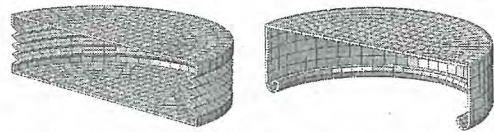


Fig. 3. Impact limiter No.3 Fig. 4. Impact limiter No.4

ABAQUS/Explicit 6.9-1 전산코드를 이용하여 해석을 수행하고 평가하였다. 전체 모델은 그림 5와 같으며 아랫부분의 흡수부만 달리하여 해석하였다.



Fig. 5. Analysis model

안전성 평가 기준에 따라 낙하높이는 9 m로 하여 해석하였다. 초기 속도는 9 m에서 낙하할 경우 속도인 13.288 m/s로 설정하였다. 또한 충격가속도 9.81 m/s^2 를 초기조건으로 설정하였다.

2.3 해석결과

4가지 흡수부에 대하여 중량을 200 kg, 300 kg, 400 kg으로 설정하여 총 12번의 해석을 수행하였다. 충격흡수 효과를 평가하기 위해 상부의 고정된 지점에서 가속도 값을 비교하였다. 그림 6에서 그림 8은 각각 중량이 200 kg, 300 kg 및 400 kg 일때 4가지 흡수부에 대한 가속도 값을 나타

낸다. 3번과 4번 흡수부가 1번 및 2번 흡수부 대비 충격흡수 효과가 좋은 것을 알 수 있다. 중량 200 kg과 300 kg에서는 4번 흡수부의 완충효과가 가장 좋지만 중량 400 kg에서는 3번 흡수부의 완충효과가 가장 좋다.

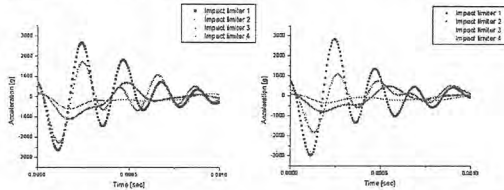


Fig. 6. Acceleration of 200 kg cask

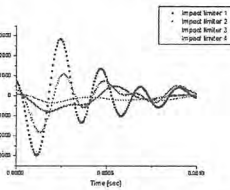


Fig. 7. Acceleration of 300 kg cask

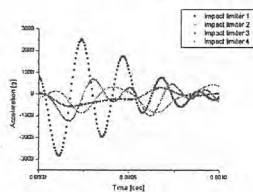


Fig. 8. Acceleration of 400 kg cask

그림 9~12는 동일한 흡수부가 무게가 변화함에 따라 충격흡수효과가 달라지는지 보여주고 있다. 1번과 4번 흡수부는 무게에 따른 완충효과가 변함이 없거나 일정치 않다. 반면 2번과 3번 흡수부는 무게가 무거울수록 완충효과가 좋아지는 경향을 보이고 있다.

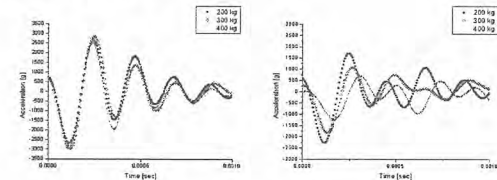


Fig. 9. Acceleration of Impact limiter No. 1

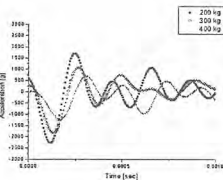


Fig. 10. Acceleration of Impact limiter No. 2

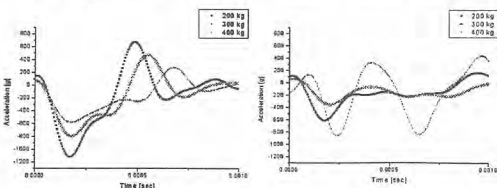


Fig. 11. Acceleration of Impact limiter No. 3

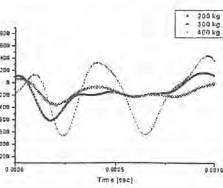


Fig. 12. Acceleration of Impact limiter No. 4

또한 무게가 가벼울수록 충격가속도가 높으며 무게가 무거울수록 충격가속도가 낮은 것을 알

수 있다. 특히 3번 흡수부는 같은 무게일 때 다른 흡수부들과 비교해서 월등히 좋은 충격흡수 효과를 보이고 있으며 무게가 무거울수록 더욱 좋은 충격흡수 효과를 보이는 것으로 나타났다.

3. 결론

본 연구는 기존의 충격완충체 설계조건과 판단 조건을 이용하여 충격완충체 형상을 선택하는 방법을 구하였다.

- 1) 충격흡수부의 형상은 좌굴 및 역위 등의 소성 변형이 일어날 수 있도록 구조물이 변형할 수 있는 공간이 필요하다.
- 2) 충격흡수부는 소성변형이 쉽게 일어날 수 있도록 하기 위하여 초기에 소성변형이 된 형상을 가지고 있어야 한다.
- 3) 여러 가지 흡수부 형상 중에서 주름진 모양의 충격흡수부가 가장 좋은 충격흡수 효과를 가진다.
- 4) 가벼운 물체의 충격가속도가 높으며 무거운 물체의 충격가속도가 낮은 것을 알 수 있었다.

4. 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었음.

5. 참고문헌

- [1] 교육과학기술부 고시 제2009-37호. “방사성물질 운반용기의 제작검사 및 사용검사에 관한 규정”, 2009.
- [2] IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2009.
- [3] Reid, S. R., “Plastic Deformation Mechanisms in Axially Compressed Metal Tubes Used as Impact Energy Absorbers,” Int. J. of Mechanical Science, Vol. 35, No. 12, pp. 1035~1052. 1993.
- [4] 박홍윤, “방사성물질 운반용기 완충체의 자유 낙하 충격 거동에 관한 연구,” 충남대학교 대학원, 2002.
- [5] Ohkubo and Y., Akamatsu, T. and Shirasawa, K., “Mean Crushing Strength of Closed Hat Section Members,” SAE 740040.
- [6] Yuan, Yongbin “A New Model for Axisymmetric Collapse of Circular Tubes,” SAE 921071.

연소도이득효과 적용 사용후핵연료 수송/저장시스템의 USL 경향성 분석 연구

김경오, 이우교, 김순영, 박제호*, 김태만**, 조천형**, 윤정현**, 김종경***

(주)래드코어, 대전광역시 유성구 관평동 784

*(주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 양재동 210-2

**한국방사성폐기물관리공단 방폐물기술개발센터, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

***한양대학교, 서울특별시 성동구 행당동 17

cabin@radcore.co.kr

1. 서론

사용후핵연료내에는 중성자 흡수단면적이 큰 액티나이드와 다양한 핵분열생성물들이 포함되어 임계해석분야에서는 이를 신연료로 가정하여 안전성을 평가해왔다. 이러한 가정은 평가 결과의 불확실성에 대한 안전 여유도를 확보하기 위한 것이었으나 신연료로 가정함에 따라 불필요하게 과도한 안전 여유도를 확보한다는 점이 연구자들에 의해 지적되어 왔다. 또한, 많은 원전에서 초기 농축도가 높은 핵연료를 사용하고 고연소도 운전을 실시함에 따라 사용후핵연료를 신연료로 가정하여 안전 해석을 수행하는데 대한 비현실성이 제기되고 있다.

최근, IAEA와 OECD/NEA에서도 이 같은 문제의 불합리성을 인식하고 이에 대한 개선연구를 추진 중에 있으며 특히, 액티나이드 원소를 임계안전성 평가과정에 반영시키기 위한 연구(Burnup Credit, BUC)를 수행 중에 있다^[1]. 미국에서는, 연소와 임계실험에 대한 벤치마크 계산을 수행한 후에 특정인자에 대한 경향분석을 실시토록 하여 추가적인 안전 여유도를 확보할 수 있는 방법을 고안하였으며 이를 사용후핵연료 수송/저장시스템 인허가에 적용/실시하고 있다^[2]. 반면, 국내에서는 원전내 습식저장조의 조밀랙 설계에 BUC가 일부 적용된 수준이며 수송/저장시스템에 대한 평가방법론은 거의 연구가 진행되지 않은 상황이다. 본 연구는, 국내 수송/저장시스템의 BUC 적용에 관한 기초연구로서 수행되었으며 사용후핵연료 수송/저장시스템 임계해석시 USL(Upper Subcritical Limit)이 특정인자에 대해 갖게 되는 경향성 분석에 기반을 두고 있다.

2. 실험자료 및 방법

BUC 적용 수송/저장시스템이 어떠한 경우에도 미임계가 유지됨을 검증하기 위해서는 계산결과의 신뢰성 확보가 선행되어야 한다. 이를 위해, 본 연구에서는 Los Alamos National Laboratory에서 개발한 MCNPX 2.5.0 전산코드를 이용하여 "The International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments"에 수록된 130개 실험 자료들의 벤치마크 계산을 수행하였다. 이를 통해, 사용된 코드와 데이터에 관련된 편향(Bias), 그리고 불확실도를 평가하였으며 도출된 결과는 미국 NRC에서 권고하고 있는 방법론에 적용하

여 수송/저장시스템의 USL을 도출하였다. 미국 NRC에서는 특정시스템을 대상으로 평가한 유효증배계수(k_{eff})가 벤치마크 계산과 불확실도를 기반으로 설정된 최대 허용 중성자 증배계수보다 작거나 같도록 규정하고 있으며 관련 식은 다음과 같다.

$$k_s + \Delta k_s + \Delta k_b \leq k_c - \Delta k_c - \Delta k_m \quad (1)$$

k_s = 수송/저장시스템에 대한 유효증배계수

Δk_s = 유효증배계수의 불확실도(수송/저장시스템)

Δk_b = 기계적 공차 혹은 설계변수에 의한 불확실도

k_c = 벤치마크 계산으로부터 도출된 유효증배계수

Δk_c = 도출된 유효증배계수의 불확실도(벤치마크 계산)

Δk_m = 임계계산에 대한 안전여유도

특히, 우변에 위치한 $k_c - \Delta k_c - \Delta k_m$ 을 USL이라고 정의하고 있으며 벤치마크 계산결과들이 특정인자에 대하여 경향성이 확인될 경우에는 식 (2-1), 다른 경우에는 식 (2-2)를 이용하여 USL을 분석하고 있다. 여기에서, b는 벤치마크 계산결과를 특정인자로 1차 회귀분석을 실시하여 도출한 기울기, a는 y 절편을 의미하고 있다. 회귀분석에 사용되는 인자들은, 핵연료 농축도, 피치, 핵분열 평균에너지 등과 같이 다양한 인자들이 존재하지만, 본 연구에서는 USL 분석을 위해 가장 널리 사용되는 핵연료 피치와 Average Neutron Lethargy Causing Fission(ALF)을 대상으로 분석을 수행하였다^[3].

$$USL(x) = \begin{cases} a + bx - \Delta k_c(x) - \Delta k_m & (2-1) \\ k - \Delta k_c - \Delta k_m & (2-2) \end{cases}$$

$$\text{여기에서, } \Delta k_c(x) = t_{\alpha, n-2} \sqrt{\left[\frac{n+1}{n} + \frac{(x-\bar{x})^2}{S_{xx}} \right] S_p^2}$$

$$\Delta k_c = t_{\alpha, n-1} \sqrt{\left(\frac{n+1}{n} \right) S_p^2}$$

3. 결과 및 고찰

그림 1에서는, The International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments에 수록된 130개 임계실험 자료에 대한 벤치마크 계산결과를 나타내고 있다. 그

림에서 확인할 수 있듯이, 평균 임계도(k_c)와 불확실도(Δk_c)는 각각 0.9928과 0.0016 이었고, 따라서 벤치마크 계산에 사용된 전산코드의 편향은 0.0072로 분석되었다.

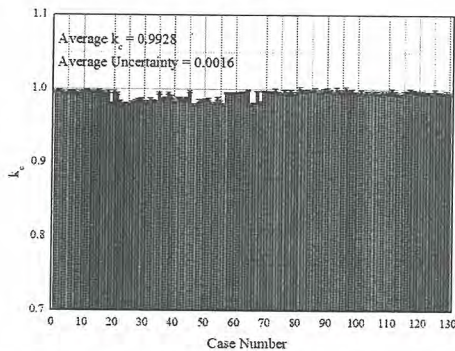


Fig. 1. Benchmark Results for Fresh UO_2 Experiments

Table 1. USL Determination for UO_2 Subset

Parameter	Pin pitch	ALF
Sample Number [n]	72	47
Variance of Fit [$s^2_{k_{fit}}$]	5.8903E-06	2.73903E-06
Within-data Variance [s^2_w]	2.6944E-06	2.68506E-06
Pooled Standard Deviation [s^2_p]	8.5771E-06	5.4062E-06
$t_{a,n} \times x$	1.99	1.68
S_{xx}	1.9764	4.2503E-05
Uncertainty [Δk_c]	$1.99 \times [(1.0139 + (\text{pin pitch} - 1.9112)^2 / 1.9764) \times 8.5771E-06]^{0.5}$	4.72296E-03
Safety Margin [Δk_m]	0.05	0.05
USL	$0.863 + 0.03787 \times (\text{pin pitch})$	0.9411536

표 1에서는, 위에서 언급된 방법론을 이용하여 USL 함수를 도출하기 위해 필요한 다양한 수식과 인자들을 나타내고 있다. 특히, 상당수 벤치마크 자료들이 핵연료 농축도에 차이를 보임에 따라 동일한 농축도를 갖는 샘플들만을 선정하여 각 인자에 따른 USL 함수를 도출하였다. 또한, 벤치마크 자료들에 대한 경향분석을 수행한 결과, Pin Pitch에 대해서는 특정한 경향성이 확인되었으나 ALF에 대해서는 경향성이 확인되지 않아 식 (2-2)를 적용하여 분석을 수행하였다. 최종적으로 도출된 USL은, Pin Pitch에 대해 함수 $0.863 + 0.03787 \times (\text{pin pitch})$ 로 도출된 반면 ALF에 따른 USL은 상수 0.9412로 확인되었다.

그림 2에서는, 본 연구에서 도출된 여러 결과들을 핵연료 피치와 Average Neutron Lethargy Causing Fission(ALF)에 따른 그래프로 나타내고 있다. 도출된 USL 함수에 따르면, 핵연료 피치가 대략 2.064가 되면 ALF로부터 도출된 USL과 동일한 값을 나타내었으며 2.3104cm보다 크기 않은 경우에는 항

상 미입계기준치가 0.95보다 작은 것으로 확인되었다.

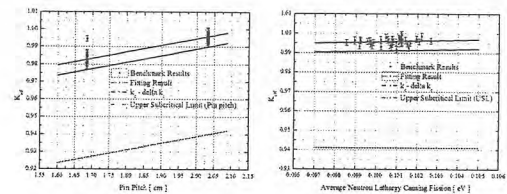


Fig. 2. Upper Subcritical Limit (USL) As a Function of Fuel Pin Pitch and Average Neutron Lethargy Causing Fission

4. 결론

본 연구는, 국내 수송/저장시스템의 BUC 적용에 관한 기초 연구로서 수행되었으며 미국 NRC에서 권고하고 있는 방법론을 이용하여 핵연료 피치와 ALF에 따른 USL을 도출하였다. 이를 위해, "The International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments"에 수록된 130개 실험 자료들의 벤치마크 계산을 수행하였으며 도출된 USL은 pin pitch에 따라 $0.863 + 0.03787 \times (\text{pin pitch})$ 의 경향을, ALF에 대해서는 경향성 없이 0.9412로 확인되었다. 핵연료 피치가 약 2.064cm인 경우에는 ALF로부터 도출된 USL과 동일한 값을 나타내었으며 2.3104cm 보다 작을 경우에는 USL이 항상 0.95 미만인 것으로 확인되었다. 하지만, 해당방법론에서는 분석인자에 따라 도출되는 USL이 상당한 차이가 발생할 수 있으며 여러 인자에 대한 반복적인 계산이 불가피하고 도출된 USL 중에서 적합한 기준치를 선정하는데 어려움이 있는 것으로 판단되었다.

5. 감사의 글

이 연구는 지식경제부의 고급인력양성사업과 방사성폐기물관리기술개발 사업의 지원에 의해 수행되었음.

6. 참고문헌

- [1] IAEA, "Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition," IAEA-TECDOC-1547, 2007.
- [2] DOE, "Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages," DOE/RW-0472 Rev.2, 1998.
- [3] DOE, "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-Only Burnup Credit," DOE/RW-0497, 1997.

연소도이득효과 적용 사용후핵연료 수송/저장시스템에 대한 임계안전성 평가방법 비교분석

김순영, 김경오, 이우교, 박재호*, 김태만**, 조천형**, 윤정현**, 정승영***, 김종경****

(주)래드코어, 대전광역시 유성구 관평동 784

*(주)코네스코퍼레이션, 서울특별시 서초구 양재동 210-2

**한국방사성폐기물관리공단 방폐물기술개발센터, 대전광역시 유성구 덕진동 150-1

***한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34

****한양대학교, 서울특별시 성동구 행당동 17

svkim@radcore.co.kr

1. 서론

방사성물질을 이용하는 분야가 다양해짐에 따라 국내의 열악하고 이 물질들의 사용량과 운반량이 증가하고 있으며 원자력에서 방출된 사용후핵연료의 양 또한 급격하게 증가하는 추세에 있다. 최근에는 IAEA와 OECD/NEA에서도 문제의 중요성을 인식하고 해결을 위한 방안연구를 추진 중에 있으며 특히, 수송/저장시스템의 장전용량 향상을 통해 방사선 위험도와 경제적인 부담을 감소시키기 위한 연구(Burnup Credit, BUC)를 집중적으로 수행하고 있다. 반면, 국내에서는 원전내 습식저장조의 조밀랙 설계에만 BUC가 적용되었으며 향후 중간저장 시설에 사용될 수송/저장시스템의 BUC적용에 관한 연구는 매우 미미한 실정이다. 이에, 본 연구에서는 미국 NRC에서 권고 중인 임계도 분석방법을 가상용기에 적용하여 임계안전성을 평가해보았으며 추가적으로 국내 습식저장조의 조밀랙 설계에 적용된 방법도 동시에 고려하여 임계결과를 비교/분석해보았다.

2. 실험재료 및 방법

사용후핵연료가 정상조건에서 수송/저장시스템에 장전될 경우, 매우 낮은 유효증배계수를 나타내므로 본 연구에서는 운반용기가 순수에 의해 100% 침수되었다는 사고조건을 적용하여 임계도를 분석하였다. 또한, 사용후핵연료에는 1300개 이상의 핵종들이 존재하고 있으나 임계도 분석과정에서 이 원소들을 모두 고려하는 것은 현실적으로 불가능하므로, 임계도에 미치는 영향이 상대적으로 큰 U^{234} , U^{235} , U^{238} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} , Am^{241} 핵종들을 대상으로 하였다. 그리고 사용후핵연료내 주요핵종들의 재고량은 SCALE 6.0 전산코드의 Triton 모듈에 44Groupndf5 자료를 적용하여 분석하였으며 해당결과는 MCNPX 코드로 모델링된 가상 운반용기에 반영되어 유효증배계수를 예측하는데 사용되었다.

임계안전성 평가를 위해서는 핵임계 실험 자료를 바탕으로 벤치마크 계산이 수행되어야 하며 이로부터 도출된 편향(Bias)과 불확실도 등이 유효증배계수 도출과정에 반영되어야 한다. 또한 해석대상의 설계변수와 기계적 오차에 따른 불확실도 등도 추가적으로 고려되어야 하는데 여러 인자들이 고려된

최종 유효증배계수를 수식적으로 표현하면 다음과 같다.

$$k_{eff} = k_{cal} + k_{bias} + k_{uncert} \quad (1)$$

k_{cal} = 정상조건에서 계산된 유효증배계수

k_{bias} = 임계도 해석방법의 편향

k_{uncert} = 임계도 평가과정에 포함될 수 있는 모든 불확실도

미국 NRC의 경우, 연소와 임계계산들로부터 도출된 결과를 실험결과와 비교/검증하도록 권고하고 있으며 벤치마크 계산을 통해 도출된 임계값들이 특정인자에 대하여 경향성이 확인될 경우에는 식 (2)를 이용하여 임계계산 불확실도를 산출하고 있다. 하지만, 화학분석자료에 대한 벤치마크 계산결과를 이용하여 핵종별 보정계수를 도출한 후, 임계계산에 반영할 경우에는 연소계산에 포함된 불확실도를 제외할 수 있도록 하고 있다^[1].

$$\Delta k_c(x) = t_{\alpha, n-2} \sqrt{\left[\frac{n+1}{n} + \frac{(x-\bar{x})^2}{S_{xx}} \right] S_p^2} \quad (2)$$

한편, 다른 임계안전성 평가방법에서는, 연소계산에 대한 불확실도를 연소로 인한 총 반응도 감소분의 5%를 적용하여 산출하고 있으며 타 불확실도와는 통계적인 조합에 의해 반영되는 것이 아니라 편향의 형태로 합산하고 있다. 또한, 노심 연소조건에 따른 임계도 변화를 분석하여 추가적인 불확실도를 반영해주고 있으며 30 GWd/MTU 이상의 연소도를 갖는 핵연료에 대해서는 1% Δk / 10 GWd/MTU를 적용하여 축방향 연소도 분포로 인한 영향을 고려하고 있다.

본 연구에서는 Calvert Cliffs 1호기에서 37.12 GWd/MTU로 연소된 CE14×14 핵연료를 대상으로 하였으며 2가지의 다른 임계안전성 평가방법을 4다발의 핵연료집합체를 수송/저장할 수 있는 가상 운반용기에 적용하여 비교/분석하였다^[2].

3. 결과 및 고찰

가상 운반용기는 그림 1과 같이 4다발의 핵연료집합체가 장전될 수 있는 공간을 가지고 있으며 재질은 두께 10cm의 Stainless Steel 304로 구성하였다. 또한 운반용기가 순수에 의

해 100% 침수되었다는 사고조건을 적용하여 임계안전성을 평가하였다.



Fig. 1. Overview of Imaginary Cask Model

표 1에서는, 미국 NRC에서 권고하는 임계안전성 평가방법을 가상 운반용기에 적용함으로써 도출된 불확실도, 편향, 최종 유효증배계수를 나타내고 있다. 기계적 공차 혹은 설계변수에 의한 불확실도를 보수적인 가정치인 0.05로 적용하였으며 이전 연구로부터 도출된 핵종별 보정계수를 임계도 평가과정에 적용하여 연소계산에 대한 불확실도가 제외될 수 있도록 하였다^[3]. 통계적인 불확실도와 편향의 합이 0.081652로 분석되었으며 가상 운반용기의 유효증배계수 0.70043과 합산되어 최종 유효증배계수가 0.782082로 평가되었다.

Table 1. Various Uncertainties and Bias derived by using US. NRC Method

고려 사항	$(\Delta k)^2$
1. 임계도 평가과정에 포함될 수 있는 불확실도	
- 연소계산에 대한 불확실도 (Δk_{core})	-
- 기계적 공차 혹은 설계변수에 의한 불확실도 (Δk_{ca})	2.50E-03
- 몬테카를로 방법에 의한 계산 불확실도 (Δk_{STAT})	1.3689E-06
- 임계계산과 실험비교에 의한 불확실도 (Δk_c)	4.819E-05
$\sqrt{\sum (\Delta k)^2}$ (통계적 합계)	0.050433
2. 임계도 해석방법의 편향 (k_{bias})	0.031159
3. 가상 운반용기의 유효증배계수 (k_{ca})	0.70043
최종 유효증배계수	0.782082

Table 2. Uncertainties from Core Condition and Manufacture

1. 노심 운전조건에 따른 불확실도	k_{inf}	Δk	$(\Delta k)^2$
- 초기조건	0.90392	-	-
- 노심내 출력분위 (+20% 가정)	0.85862	0.0453	2.052E-03
- 노심내 붕소농도 (최대값 가정)	0.88042	0.0235	5.52E-04
- 노심내 냉각수 온도 (최대값 가정)	0.90056	0.00336	1.13E-05
합 계			2.616E-03
2. 기계적 공차 및 설계변수에 의한 불확실도	k_{inf}	Δk	$(\Delta k)^2$
- 초기조건	0.89147	-	-
- 핵연료 초기농축도 (+0.05 w%)	0.90211	0.01064	1.1321E-04
- 핵연료 밀도 (+2%)	0.89717	0.0057	3.249E-05
- 펠렛 직경 (+0.0005")	0.89576	0.00429	1.8404E-05
- 피복재 직경 (-0.0015")	0.89704	0.00557	3.1025E-05
- 핵연료 피치 (-0.005")	0.88676	0.00471	2.2184E-05
합 계			2.173E-04

국내 임계안전성 평가방법에서는 노심 운전조건과 기계적 공차 및 설계변수에 따른 불확실도를 산출하기 위해 다양한 인자들을 변화시켜가며 유효증배계수의 변화를 분석하고 있으며 구체적인 내용은 표 2에 나타내었다. 특히, 노심내 출력분위 변화로 인한 영향이 유효증배계수에 가장 큰 영향을 미치는 것으

로 확인되었으며 총 반응도 감소분의 5%를 적용하여 산출되는 연소계산의 불확실도는 0.013613으로 분석되었다(표 3 참조). 또한, 축방향 연소도에 따른 불확실도는 총 불확실도의 2%를 적용하여 보수적인 결과가 도출될 수 있도록 하였으며 가상 운반용기의 유효증배계수 0.68349와 합산된 최종 유효증배계수는 0.707473으로 평가되었다.

Table 3. Various Uncertainties and Bias derived by using Domestic Method

고려 사항	$(\Delta k)^2$
1. 임계도 평가과정에 포함될 수 있는 불확실도	
- 연소조건에 대한 불확실도 (Δk_{core})	2.616E-03
- 기계적 공차 혹은 설계변수에 의한 불확실도 (Δk_{ca})	2.1731E-04
- 임계계산과 실험비교에 의한 불확실도 (Δk_c)	2.67624E-06
- 몬테카를로 방법에 의한 계산 불확실도 (2σ , Δk_{STAT})	5.29E-06
$\sqrt{\sum (\Delta k)^2}$ (통계적 합계)	2.841276E-03
2. 연소계산에 대한 불확실도 (Δk_{ca})	0.013613
3. 임계도 계산방법에 대한 편향 (k_{bias})	0.0072
4. 축방향 연소도에 따른 영향 (Δk_{rwd})	3.29E-04
5. 가상 운반용기의 유효증배계수 (k_{ca})	0.68349
최종 유효증배계수	0.707473

4. 결론

본 연구에서는, 연소도이득효과가 적용된 가상 운반용기의 임계안전성을 서로 다른 2가지 방법을 이용하여 비교/분석하였으며 해당용기가 순수로 100% 침수되었다는 사고조건을 가정하여 일련의 계산을 수행하였다. 미국 NRC에서 권고하는 방법을 적용한 경우, 최종 유효증배계수가 0.7802를 나타내었으나 다른 방법을 이용하여 도출된 유효증배계수는 0.7075로 대략 10% 정도 낮게 평가되고 있음을 확인할 수 있었다. 따라서 향후에 수립될 국내 BUC 적용 수송/저장시스템의 인허가 규정에서는, 현재까지의 방법론들을 종합적으로 고려한 후에 표준화된 방법을 개발/적용될 수 있도록 해야 할 것이다.

5. 감사의 글

이 연구는 지식경제부의 고급인력양성사업과 방사성폐기물관리기술개발 사업 및 교육과학기술부의 원자력연구개발사업 지원에 의해 수행되었음.

6. 참고문헌

- [1] DOE, "Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages," DOE/RW-0472.
- [2] DOE, "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-Only Burnup Credit," DOE/RW-0497.
- [3] 김경오의 6인, "사용후핵연료 수송/저장시스템 설계시 BUC 적용을 위한 동위원소 함량 보정계수 도출," 2010년 한국방사성폐기물학회 추계학술발표회 논문집, pp.333-334, 2010.

고리원전 방사성 폐기물 처분인도를 위한 맞춤형 드럼적재설비 개발

최종락, 정성환, 김민철

한수원(주) 원자력발전기술원, 대전시 유성구 금병로 508

jrchoi1@khnp.co.kr

1. 서론

원전에서 발생한 방사성 폐기물 드럼(이하 '드럼')을 월성원자력환경관리센터로 수송하기 위해서는 저장되어 있는 드럼을 운반용기에 적재하여야 한다. 이를 위해 원전 저장고내 기존크레인을 사용할 경우 드럼을 운반용기에 적재하여 반출하는데 많은 시간이 걸리는 것으로 확인되었다. 드럼적재 효율을 향상하기 위해 드럼자동적재설비(이하 '적재설비')를 개발하여 울진원전 저장고에 설치하였다. 그러나 고리원전 저장고는 울진원전과 달리 적재할 공간인 트럭베이의 구조가 길고 좁아서 개발된 적재설비를 그대로 적용할 수 없다. 이와 같은 문제점의 해결을 위해 기 설치된 울진원전 적재설비의 형태를 개량하여 고리원전에 적합한 드럼적재설비 개발하였다.

2. 본론

2.1 드럼 수동적제시의 문제점

임시저장고에 설치된 크레인을 사용하여 드럼을 적재하는 경우 선박1항차분 1,000드럼을 운반용기에 적재하여 반출하는데 약 3개월이 걸리는 것으로 평가되었다. 이는 드럼을 운반용기에 넣을 때 크레인 로프의 진자현상이 발생하고, 크레인 운전자가 용기내부 상태를 확인하기 어려울 뿐만 아니라, 용기뚜껑을 용기본체 상부에 정치후 볼트를 체결하는 것이 쉽지 않기 때문이다. 또한, 용기뚜껑과 드럼을 같은 호이스트로 취급해야 하므로 용기뚜껑 취급을 위한 eye bolt 및 wire rope의 설치와 철거, 드럼취급장치의 탈부착 등에도 많은 시간이 소요되는 것으로 나타났다¹⁾.

2.2 기존 적재설비의 형태

울진 및 영평원전의 경우, 저장고와 트럭베이가 분리되어 있지 않아 비교적 넓은 공간이 확보되어 있고 저장고 출입문이 2개이다. 울진원전에 설치된 적재설비는 드럼자동공급장치, 용기뚜껑과

드럼 겸용 취급장치(이하 '취급장치'), 이동장치 그리고 운반용기고정장치 등으로 구성되며 저장고 출입구 가까이에 설치하였다. 이 적재설비는 하루 16용기(128드럼)를 반출할 수 있어 선박1항차분(1,000드럼)을 반출하는데 소요되는 시간은 약 10일 정도로 평가되었다²⁾. 울진원전용 적재설비의 개요도는 Fig. 1에 나타내었다.

2.3 고리원전용 설비 개념설계

고리원전 저장고내 적재설비를 설치할 장소인 트럭베이는 좁고 길며 그 중간에 드럼저장시설로 연결된 통로가 있다. 또한, 저장고 출입문이 한 곳 뿐이므로 적재설비가 다른 공정에 영향을 주지 않도록 트럭베이의 맨 안쪽에 적재설비를 배치하였다. 고리원전용 적재설비에는 공간적 제약 때문에 자동드럼공급장치를 사용할 수 없고, 출입문에 붙여 설치할 수도 없어 설계시 이에 대한 고려가 필요하다.

2.3.1 드럼이동용 파레트

드럼을 자동으로 공급하고 정확한 위치에 놓기 위해서 기존 적재설비에는 드럼자동공급장치를 적용하였지만 고리원전에서는 사용할 수 없으므로 이를 해결하기 위해 파레트를 고안하였다. 파레트는 드럼 4개를 한꺼번에 운반할 수 있게 하였으며 2개의 파레트가 적재설비에 안착될 수 있도록 설계하였다. 드럼을 운반용기에 적재할 때 드럼볼트가 취급장치의 동작에 방해되지 않도록, 저장지역에서 파레트에 드럼을 싣기 전에 드럼의 방향을 일정하게 하는 터닝테이블을 독립적으로 채용하였다.

2.3.2 Rail & Cart

저장고 입구에서부터 설비의 용기 위치까지 rail이 설치되어 있고 그 위에는 cart가 설치된다. Cart에는 slider와 용기고정장치가 설치되어 저장고 외부에서 용기취급 지게차가 저장고에 들어오지 않고도 운반용기를 반출입할 수 있게 하였다.

용기취급 지게차가 트랙베이에 출입하지 않아도 됨에 따라 지게차의 오염측정 및 세염과정이 필요 없게 되었다. Fig. 2에 이러한 장치들을 고려한 고리원전용 드럼적재설비의 개요도를 나타내었다.

2.3.3 취급장치 및 이동장치

취급장치에는 4개의 집게부가 있으며, 집게부의 하단에는 용기뚜껑에 설치된 걸림결합부를 잡을 수 있는 래치를 설치하였다. 또한, 래치 위에는 래치보다 약간 돌출되도록 패드를 설치하여 드럼의 측면을 잡고 이동할 수 있도록 하였다. 취급장치는 집게부를 오므리거나 벌려서 뚜껑 또는 드럼을 취급할 수 있다³⁾. 설비 프레임에는 취급장치와 연결되어 있는 이동장치가 설치되어 있어 전, 후, 좌우 그리고 상하로 드럼이나 용기뚜껑을 집은 취급장치를 이동할 수 있다. 이동장치의 오차 범위는 1 mm 이내이다. 이동장치는 한 개의 운반용기에 드럼을 모두 적재하는 과정이 끝나면 취급장치를 정해진 위치로 자동으로 돌아가게 하였으며, 자체 보정기능을 가지고 있다. Fig. 3에 드럼 및 용기 뚜껑 취급장치의 형상을 나타내었다

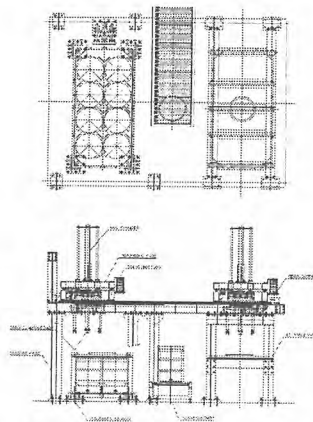


Fig. 1. Drum loading equipment for Ulchin

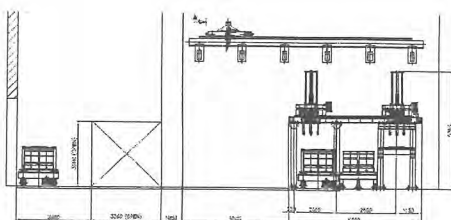


Fig. 2. Drum loading equipment for Kori

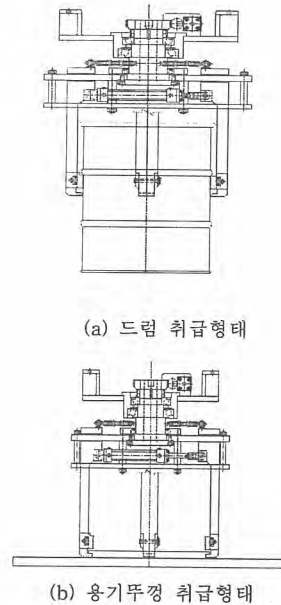


Fig. 3. Shape of drum and lid gripper

3. 결론

파레트를 이용한 드럼공급과 cart를 이용한 용기 이동방식을 채택하여 고리원전 저장고 구조에 적합한 고리원전용 드럼자동적재설비를 개발하였다. 이를 이용하여 드럼을 운반용기에 적재하면 하루 10개 운반용기를 반출할 수 있는 것으로 나타나 선박1항차 125용기 반출에 40시간/주 기준으로 16일 정도 소요될 것으로 평가되었다. 이는 기존 크레인 방식을 이용한 경우보다 적재효율이 5배정도 향상되었고, 드럼취급에 소요되는 시간과 인력을 줄여 작업자의 피로저감에도 도움이 될 것이다. 고리원전용 드럼자동적재설비는 현재 제작중이며 2010년 12월에 설치 완료할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 한국방사성폐기물학회, 2008년 추계학술발표회 논문요약집, pp.373-374, 2008.
- [2] EPRI, '09 LLW International Conference Proceedings, pp 370-376, 2009 .
- [3] 대한민국 특허청, 특허 제 10-0973186호, 2010.

월성 1호기 대형 냉각재 상실사고에 대한 안전해석 선량평가

이갑복, 양양희, 방선영

한국전력공사 전력연구원, 대전시 유성구 문지로 65

gblee@kepco.co.kr

1. 서론

월성1호기에 대한 refurbishment의 일환으로 최종안전성분석보고서의 안전해석 부분을 전면적으로 개정하고 있다.

본 논문에서는 상기의 안전해석과 관련된 여러 사고 중 전력연구원 주관 하에 수행된 대형과단을 동반한 냉각재 상실사고에 대한 선량평가 결과를 제시하였다.

선량평가는 캐나다 AECL이 개발한 최신 대기 확산 및 선량평가 코드인 ADDAM 전산코드를 사용하였으며, 국내 규제요건인 교과부고시 제 2008-8호에 대한 부합성을 확인하기 위해 미국 규제지침에 제시된 방법을 적용하여 평가한 선량과 비교하였다.

2. 본론

2.1 선량평가 방법 및 입력자료

ADDAM 코드 개요

원자력발전소의 가상사고 조건 하에서 누출되는 방사능에 의해 대중이 받는 방사선량을 계산하는데 사용된 전산코드는 ADDAM1.0이다 [1]. ADDAM 코드의 구성은 <그림 1>과 같다.

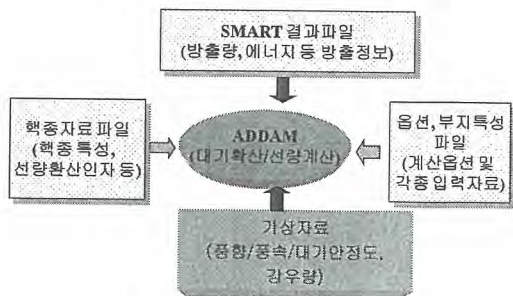


Fig. 1. ADDAM 코드의 구성

ADDAM 코드는 캐나다의 중수로형 원전 사고 시 선량평가 기준인 CAN/CSA N288.2-M91에서 권고하는 방법론에 기초하여 방사성핵종의 대기 확산 및 시간누적 농도를 계산한다. 그리고 개인

및 집단에 대하여 방사능 구름 및 지표 침적물로부터의 외부피폭, 호흡에 의한 내부피폭 선량을 계산한다.

주요 가정 및 입력자료

ADDAM 코드는 사고 후 대기로 누출될 가능성이 있는 다수의 방사성핵종에 대한 방사선학적 정보를 포함한다. 방사선학적 정보는 핵종의 반감기, 선량환산인자 등을 포함한다. ADDAM 코드는 CAN/CSA N288.2-M91에 제시된 선량환산인자를 기본값으로 사용하고 있으나 본 연구에서는 국내에서 원전 사고해석에 널리 이용되고 있는 미국 EPA 보고서의 선량환산인자를 적용하였다. 방사능 구름과 지표면 침적에 의한 외부피폭 선량환산인자들은 EPA Federal Guidance No. 12의 표 III.1과 표 III.3에 수록되어 있다. 그리고 호흡에 의한 내부피폭 선량환산인자는 EPA Federal Guidance No. 12의 표 2.1에 수록된 값에 우리나라 성인의 표준 호흡량 ($7,400\text{m}^3/\text{yr}$)를 곱하여 사용하였다.

핵종의 방출량, 방출에너지 등과 같은 누출 특성 자료는 격납건물에서의 방사성핵종 거동을 해석하는 SMART 전산코드에서 계산된다. 핵종의 환경 누출은 굴뚝, 환기계통 입구, 구멍, 원자로 건물로부터의 누설 등 다양한 경로를 통해 이루어진다. ADDAM 코드에서는 경로별로 실제 누출이 이루어지는 고도와 누출에너지 등을 고려하여 대기확산인자를 계산할 수 있으나, 본 연구에서는 국내 규제요건에 따라 지표면 방출을 가정하였기 때문에 이러한 누출경로의 구분은 의미가 없다.

기상자료는 2005년부터 2007년까지의 3년간의 1시간 간격 관측자료를 이용하였으며, 풍향, 풍속, 대기안정도, 강수량 자료가 사용되었다. 대기안정도는 수직 온도감율(ΔT)에 따라 분류된 A ~ G의 7개 등급이 이용되었다.

그리고 집단선량을 계산하는데 사용되는 인구 분포, 지표면 거칠기, 와류효과 보정에 사용되는 최근근 건물 단면적 등과 같은 부지특성자료는 월성 2,3,4호기 안전해석시 사용된 자료 [2]를 이

용하였다.

선량계산 방법

ADDAM은 방위, 방출 거리, 방출 경로, 피폭 경로, 장기, 연령 등의 6 가지 변수에 의한 조합으로 선량을 계산한다.

방출시간은 1 시간 이내의 방출을 단기, 1 시간에서 하루까지 방출을 중기, 그 이상의 방출은 장기로 구분하여 선량을 계산한다. 장기 누출에 대한 선량은 중기 누출과 동일한 방법으로 선량을 계산한다.

개인선량은 주민의 거주성과 관계없이 전체 방위에 대해 선량을 계산하며, 집단선량은 각 섹터별 평균개인선량에 해당섹터의 주민수를 곱하여 계산한다. 거주주민은 모두 성인이라 가정한다.

3 년간의 기상자료를 가지고 1 시간 간격으로 측정된 26,280개의 기상자료 조합을 만들 수 있다. 이러한 기상자료 조합에 대해 핵종별 누출량, 누출 특성 등을 고려하여 개인 및 집단에 대한 선량을 계산한다. 각 시간간격 동안의 방출량과 기상자료 조합을 이용하여 선량을 계산한 후 전체 누출기간 동안의 선량을 합산한다.

개인에 대한 선량은 위의 초단기 및 단기누출, 중기 및 장기 누출에 대한 개인선량을 계산하고 각 기상자료 조합별로 계산된 선량을 작은 값으로부터 큰 값 순으로 정렬하여 방위별 99.5백분위수 중 가장 큰 값을 기준치와 비교하기 위한 대푯값으로 선정한다. 집단선량은 전체 영역에 대해 50백분위수에 해당되는 값을 대푯값으로 선정한다.

경수로형 원전 적용방법과의 비교

월성 1호기 안전해석 선량평가는 국내 대기확산 평가 관련 고시(교육과학기술부 고시 제 2009-37호(원자로시설 부지의 기상조건에 관한 조사평가 기준)의 요건을 반영하였으나, 상세한 기술요건이 제시되지 않은 경우에는 캐나다의 규제지침을 따랐다. 국내의 또 다른 고시인 교육과학기술부 고시 제2009-37호(원자로시설의 위치에 관한 기술기준)에서는 선량한도로 가압경수로 원전 적용 기술요건인 미국 10 CFR 100.11에 제시된 기준을 적용하고 있다.

따라서 방출기간, 대기확산인자 보정방법 등 일부 방법론에 있어서 미국과 캐나다 기준이 상이하기 때문에 국내 고시에서 준용하고 있는 미국

규제요건에 대한 부합성을 확인하기 위해 미국 관련 규제지침(NRC Regulatory Guide 1.145)에 따라 대기확산인자를 계산하여 선량을 평가하였다.

2.2 선량평가 결과

원자로 노심으로부터 원자로 건물로 가장 많은 방사능을 누출시키는 비상노심냉각상실을 동반한 대형냉각재상실사고의 경우에 대해 914m의 제한구역경계(EAB)에서의 선량을 <표 1>에 제시하였다. ADDAM 코드는 갑상선, 전신선량이 각각 302.2, 58.7mSv, 그리고 경수로방법에 의한 선량이 각각 936.5, 14.3mSv로 계산되었다. 선량계산 결과의 차이는 대기확산인자 및 선량 대푯값 결정방법에 기인하는 것으로 판단된다.

Table 1. 비상노심냉각상실을 동반한 대형냉각재상실사고에 대한 선량계산 결과

	갑상선(mSv)		전신(mSv)	
	선량한도	선량	선량한도	선량
ADDAM	3,000	302.2	250	58.7
경수로 방법	2,500	936.5	250	14.3

3. 결론

월성 1호기 가동 중 가상사고에 의한 주민 방사선량을 캐나다, 우리나라, 그리고 미국의 규제기술요건을 적용하여 계산하였다. 계산결과 갑상선 및 전신선량은 모두 선량기준치 이내에서 안전하게 관리될 수 있음이 확인되었다.

4. 참고문헌

- [1] AECL, "Computer Code Documentation for Calculation and Analyses; ADDAM Version 1.0 Theory Manual", Rev 0, 2003 June.
- [2] Korea Electric Power Co., "Wolsong Nuclear Power Plant Unit NO. 2/3/4 Final Safety Analysis Report, 1995.

중·저준위 방사성폐기물 드럼의 핵종재고량 평가프로그램 개발

김태욱, 이나라, 맹성준

원자력발전기술원, 305-343 대전광역시 유성구 금병로 508

taewook@khnp.co.kr

1. 서론

방사성폐기물을 처분인도하기 위해서는 폐기물 드럼의 방사능을 평가하여야 한다. 폐기물 드럼의 방사능은 감마핵종의 경우 핵종분석장치(RAS)로 분석하는 것이 가장 정확한 방법의 하나로 평가되고 있다. 드럼 표면선량만을 사용하여 방사능을 평가하는 방법은 불확도가 증가하는 단점에도 불구하고 저선량 드럼에 대한 비용효과적인 방법으로 사용될 수 있다. 또한 알파 및 베타핵종에 대해서는 간접적인 방법인 척도인자를 사용하여 평가할 수 있다. 본 연구에서는 이러한 목적으로 척도인자 도출 및 선량-방사능 환산이 가능한 핵종재고량 평가프로그램을 개발하였다.

2. 본론

2.1 척도인자 평가프로그램

척도인자는 측정난이핵종의 방사능과 감마 지표핵종의 방사능 간의 비율로서, 발전소군 또는 폐기물 스트림별로 일정한 값을 보일 경우 지표핵종의 방사능만으로 측정난이핵종의 방사능을 평가하는 수단을 제공해준다.

척도인자는 폐기물 시료의 방사화학 분석을 통해 방사능을 분석하여 핵종간의 상관관계에 대한 통계분석을 통해 도출된다. 한수원에서 사용하는 드럼핵종분석장치는 척도인자를 사용하여 측정난이핵종의 방사능을 구할 수 있게 되어 있다. 그러나 이러한 일련의 작업을 수계산으로 하게 될 경우에는 시간이 많이 소요되고 오류 발생 가능성이 증가한다.

본 연구에서는 방사화학 분석결과로부터 통계분석을 거쳐 드럼핵종분석장치에 입력될 결과 파일을 생성하는 전 과정을 전산화할 수 있도록 프로그램을 개발하였다.

프로그램에서 통계처리 방법은 핵종간의 척도인자 상관계수 r 값에 따라 $r \geq 0.6$ 일 경우에는 로그선형 회귀 방법을 $r < 0.6$ 일 경우에는 기하평균 방법을 사용하였다. 그러나 ^{129}I 과 같이 검출하한이 매우 낮은 핵종에 대해서는 최소검출하한 값을 적용하였다.^[1]

또한, 척도인자의 분산값이 10배를 넘거나, 시료의 유효데이터 수가 부족하거나, 또는 척도인자의 예측값과 실측값의 t 테스트 결과를 만족 못할 경우 보수적인 척도인자를 적용하도록 하였다. 보수적인 척도인자는 방사능 데이터의 분산특성이 클 경우 척도인자의 대표성을 보완하는 방법으로 그 값은 척도인자에 분산값을 곱한 값을 적용하였다.

원전 폐기물 드럼의 ID는 발생 원전, 폐기물 스트림 등의 정보를 포함하고 있기 때문에 이러한 정보를 이용하여 통계분석방법 등이 자동으로 처리되도록 하였다.

2.2 방사능대선량 환산프로그램(DTC)

선량대방사능 환산인자는 폐기물의 방사능과 폐기물 드럼의 표면선량률간의 비율이다. 폐기물 스트림별로 드럼 내에 존재하는 감마핵종 존재비를 이용하여 선량대방사능 환산인자를 도출하면, 드럼 표면선량으로 폐기물의 방사능을 평가할 수 있게 된다.

본 연구에서는 드럼표면선량률 및 선량대방사능 환산인자를 통하여 드럼핵종재고량을 구하는 전 과정을 전산화하는 프로그램을 개발하였다.

선량대방사능 환산인자는 각 폐기물 드럼 종류별로 MCNP 전산코드 모사를 통하여 단위 방사능당 표면방사선량률을 구하고 이의 역수값을 이용하여 도출하였다. 이때 사용된 감마핵종은 폐기물 존재비 및 드럼 표면선량률 기여에 영향이 큰 ^{60}Co , ^{137}Cs 등 8개 핵종을 채택하였다.

감마핵종 존재비는 폐기물 시료의 방사화학 분석을 통해 폐기물 스트림별로 도출하였다.

참고체와 같이 다양한 밀도를 나타내는 드럼의 경우 이를 반영하기 위해 3~5개 지점 밀도에 대하여 선량대방사능 환산인자를 모사하였고, 드럼 무게를 실측하여 실제 밀도에 대한 환산인자 값을 내삽하여 구하도록 하였다.

방사능 환산에 사용되는 표면선량 값은 상중하 각 층별로 전후좌우 4개 지점에 대하여 측정된 표면선량 값을 기하평균 한 후 상중하에 대하여 산술평균하여 사용하였다.

사용 검출기는 검출공간 6.3mm(L)×5.2mm(φ)

GM 716 튜브로서 측정시 검출기의 중심이 드럼 표면에서 1.3cm 떨어진 위치에서 측정되는 것으로 가정하였다.

2.3 프로그램 코딩

프로그램은 Visual C++ 및 MFC 라이브러리를 기반으로 윈도우 2000 및 XP 운영체제에서 작동되도록 개발되었다(Fig. 1).



Fig. 1. Main picture of the developed program

2.4 프로그램 검증

소프트웨어는 IEEE 1012의 기준에 따라 확인 및 검증을 수행하였다.

적도인자 운영프로그램의 검증은 적도인자 및 도출된 적도인자가 적용되는 드럼핵종분석장치에 대하여 이루어졌다. 대상 폐기물은 월성본부 잡고체 폐기물이다.

적도인자는 기하평균, 로그선형회귀 및 상수값 계산방법에 대하여 본 프로그램의 계산결과와 인허가 신청된 적도인자 도출 결과에 대하여 비교하였다.

드럼핵종분석장치에 대한 검증은 실제 드럼에 대한 핵종분석에 적용된 결과가 본 프로그램의 계산결과를 반영하는지에 대하여 수행되었으며, 검증결과 적합한 것으로 평가되었다.

선량대방사능 환산프로그램의 검증은 원전본부별로 10드럼씩 드럼핵종분석장치로 방사능을 분석하고 그 결과를 본 프로그램에서 표면선량을 사용하여 계산한 결과와 비교하였다. 그림 2에 PWR 원전의 ^{60}Co 핵종에 대한 검증결과를 나타내었다.

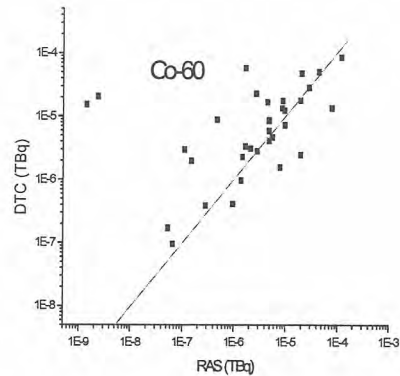


Fig. 2. Comparison between results of DTC with those of RAS in PWR

비교결과 핵종별로 차이는 있었으나 프로그램 환산에 따른 방사능 평가결과가 드럼핵종분석장치 방사능 분석결과보다 평균적으로 1.8배 정도 과대평가되는 것으로 나타났다.

이의 원인으로는 선량대방사능 환산인자 도출시 사용된 여러 보수적 가정에 의한 것으로 판단된다. 그렇지만 드럼핵종분석에 소요되는 시간이 드럼당 TGS 모드에서는 100분, SGS 모드에서는 60분 이상 소요되는 것을 감안할 때 저선량 드럼과 같이 보수적으로 평가되어도 처분 한도량에 영향을 거의 미치지 못하는 드럼에 대하여 비용효과적인 수단을 제공할 것으로 판단된다.

3. 결론

방사성폐기물 드럼의 핵종재고량 평가를 전산화할 수 있도록 핵종재고량 평가프로그램을 개발하였다.

프로그램 검증결과 적도인자 운영프로그램은 인허가 신청값과 일치하였고, 선량대방사능 환산 프로그램은 드럼핵종분석결과보다 평균 1.8배 과대평가되는 것으로 나타났지만, 저선량 드럼에 대해서는 비용효과적인 수단을 제공할 것으로 판단되었다.

본 연구에서 개발된 프로그램은 향후 폐기물 드럼의 핵종재고량 평가 소요시간을 단축시켜 비용절감 및 작업자 피로저감에 기여할 것으로 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] 한국수력원자력, 중·저준위 방사성폐기물 드럼 핵종평가용 적도인자 도출방법론 및 원전 폐기물 적용결과 검토보고서, p. 23, 2009.

방사능 측정시 Minimum Detectable Activity

김희령, 강문자, 이완로, 이창우, 정근호, 조영현, 최근식

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

kimhr@kaeri.re.kr

1. 서론

환경준위 수준의 방사능을 가지는 시료의 농도를 측정할 때 백그라운드의 통계적 fluctuation 때문에 방사능의 존재를 식별하기가 어려운 경우가 발생할 수 있다. 이때, 시료의 방사능 존재 유무를 판단하기 위하여 통계학에 기초한 검출 하한 (Lower Limits of Detection, LLD)의 개념을 사용한다^[1]. 검출하한은 백그라운드 계수, 계수시간 및 시료의 계수시간 등 측정기 자체의 검출 능력을 평가 하는 지침으로 사용된다. 즉, 환경방사능 분석에서 일반적으로 언급되는 방사능 농도 (Bq/g)를 직접 평가하기에는 적절하지 못하다. 실제로, 환경 방사능 분석에서는 계수 또는 계수율로 주어지는 Detection limits (검출한계) 보다는 시료의 방사능 존재 유무를 신뢰성 있게 판단하기 위하여 최소검출방사능 (Minimum Detectable Activity, MDA)을 흔히 사용한다^[2, 3]. 특히, 원자력발전소로부터 발생되는 폐기물 시료의 자체처분 인허가 기준 등에서는 시료의 방사능 농도를 기준으로 하고 있다. 따라서, 본 논문에서는 검출 하한의 개념을 바탕으로 시료에 대한 최소검출방사능을 도출하고 ^{14}C 농도 측치시 MDA를 만족시키는 최소계측시간 등 실제 방사능 분석에 적용해보고자 한다.

2. 검출하한의 이론적 고찰

2.1 기본 개념^[1]

그림 1에서 시료의 순방사능이 0일 때 통계적 요동으로 인하여 가짜 peak를 진짜 peak로 판정하는 오류 (Error of the 1st kind)를 범할 확률이 α 이상이 되지 않도록 하는 할 수 있는 존재 판단의 경계가 되는 peak의 면적 (Critical level, L_c)은 식 (1)로 나타난다.

$$L_c = k_\alpha \sigma_0 \quad (1)$$

즉, 시료의 측정값이 L_c 이상일 때 유의 수준 α (신뢰도 $1 - \alpha$)에서 백그라운드와 비교하여 유의할 만한 차이가 있게 되므로 방사능이 존재하는 것으로 판정된다. 다만, 검출의 증거는 미약하다.

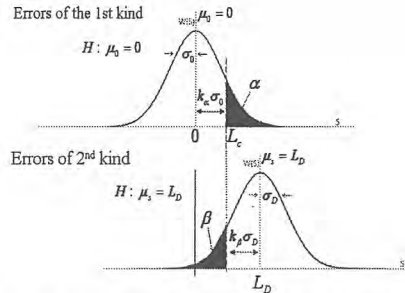


Fig. 1. Hypothesis testing (Errors of 1st and 2nd kinds)

따라서, 그림 1에서와 같이, 측정값이 L_c 를 넘어서, 진짜 peak인데도 백그라운드의 통계적 요동으로 간주하여 가짜 peak로 판정하는 오류 (Error of 2nd kind)를 범할 확률이 β 이상이 되지 않도록 할 수 있는 판단의 경계가 되는 peak의 면적 (Detection limit, L_D)만큼 추가로 측정값이 나온다면 비로소 방사능의 존재 및 검출을 확신할 수 있다^[1]. 이를 식 (2)에 나타내었다.

$$L_D = L_c + k_\beta \sigma_D = k_\alpha \sigma_0 + k_\beta \sigma_D \quad (2)$$

2.2 방사능에 대한 적용

방사성 물질의 붕괴는 Binary process를 따르며 반감기가 수시간 이상인 핵종의 경우 Poisson 분포를 따른다^[4]. 따라서 측정 계수의 표준편차는 측정 계수 평균값의 제곱근으로 나타난다. 즉, $N \pm \sqrt{N}$ 으로 주어진다. ^{14}C 는 반감기가 약 5,730년으로 Poisson 분포를 따르며, 오차의 전파 법칙^[4]을 적용하여 식 (1)과 식 (2)에서 L_c 와 L_D 를 수학적으로 유도하면 식 (3)과 식 (4)와 같이 나타난다.

$$L_c = k_\alpha \sqrt{\mu_B \left(\frac{t_0}{t_B} + \frac{1}{n} \right)} \quad (3)$$

$$L_D = \frac{1}{2} \left\{ k_\beta^2 + 2k_\alpha \sqrt{\mu_B \left(\frac{t_0}{t_B} + \frac{1}{n} \right)} + \sqrt{k_\beta^4 + 4k_\alpha^2 k_\beta^2 \mu_B \left(\frac{t_0}{t_B} + \frac{1}{n} \right) + 4k_\alpha^4 \mu_B^2 \left(\frac{t_0}{t_B} + \frac{1}{n} \right)} \right\} \quad (4)$$

이때, Blank 시료^[1]의 계측시간과 시료의 계측시간이 같고 유의 수준을 동일하게 취하면 Detection limit (L_D)는 식 (5)와 같다.

$$L_D = k^2 + 2k\sqrt{\mu_B\left(\frac{t_S}{t_B} + \frac{1}{n}\right)} \quad [\text{counts}] \quad (5)$$

한편, Detection limit는 계수 대신 계수율로도 흔히 표현되는데 계수율에 대한 Detection limit, L'_D 는 식 (6)으로 나타난다.

$$L'_D = \frac{1}{t_S} \left\{ k^2 + 2k\sqrt{\mu'_B t_S \left(\frac{t_S}{t_B} + \frac{1}{n} \right)} \right\} \quad [\text{counts/sec}] \quad (6)$$

또한, L'_D 와 L_D 의 관계를 유도하면 식 (7)과 같다.

$$L'_D = \frac{1}{\sqrt{t_S t_B}} \left\{ L_D - k^2 \left(1 - \frac{\sqrt{t_B}}{\sqrt{t_S}} \right) \right\} \quad (7)$$

식 (7)에서 계수율에 대한 Detection limit는 계수에 대한 Detection limit를 단순히 시료계측시간으로 나누어진 것으로 나타나지 않는다. 대신 시료계측시간과 백그라운드 계측시간의 기하평균과 비율의 제곱근이 인자로서 포함됨을 알 수 있다. 시료계측시간과 백그라운드 계측시간이 같으면 계수에 대한 Detection limit를 시료계측시간으로 나누어 계수율에 대한 Detection limit를 구할 수 있다.

2.3 최소검출방사능 농도 및 최소 계측시간

시료의 방사능 측정에 있어서 통계학적 요동뿐만 아니라 측정과정이나 계측기 자체의 오차 등이 수반된다. 따라서, 시료와 계측장치의 정보를 고려하여 계수 또는 계수율로부터 방사능에 대한 최소검출하한의 개념인 최소검출방사능 농도(Minimum Detectable Activity)를 사용한다. 이를 식 (8)에 나타내었다.

$$MDA = \frac{k^2 + 2k\sqrt{\mu'_B t_S \left(\frac{t_S}{t_B} + \frac{1}{n} \right)}}{t_S \epsilon R m f} \quad [\text{Bq/g}] \quad (8)$$

시료의 백그라운드 계수율, 측정 효율과 회수율은 일정하고 반감기가 긴 핵종의 경우 MDA는 시료량에 반비례하고 시료 및 백그라운드 계측시간의 제곱근에 반비례한다. 실제 발전소에서 발생하는 폐활성탄 시료의 ^{14}C 의 자체처분 인허가 기준인 0.1 Bq/g

에 해당되는 최소계측시간을 식 (8)을 사용하여 계산할 수 있다. 시료는 고온연소에서 산화되는데 최대 0.5 g 정도 연소시킬 수 있으며, 회수율은 0.95, 측정효율은 58%로서 거의 일정하다. 따라서, 시료와 백그라운드의 계측시간을 동일하게 할 경우 95% 신뢰도에서 최소 계측 시간은 약 150분으로 계산된다.

3. 결과 및 결론

Poisson 분포를 따르는 방사성 물질에 대한 검출하한을 통계학적으로 유도하고 MDA를 도출하였다. MDA는 계측시간 보다는 시료의 양에 대하여 더욱 빨리 감소함을 알 수 있었다. 실제 방사능 분석시에 있어서는 통계학적 요동뿐만 아니라 측정과정상의 오차와 계통오차 등이 포함되므로 준위가 낮은 환경 시료의 방사능 검출 판정에 있어서 LLD나 MDA에 대한 합리적인 적용이 요구된다.

Nomenclature

- f : 반감기 등 기타 보정인자
- k_α, k_β : 유의수준 α, β 에서의 z값 (경규분포)
- m : 시료량 [g]
- R : 연소로의 회수율
- t_B : Background의 계측시간 [sec]
- t_S : 시료의 계측시간 [sec]
- t_{s0} : Blank 시료의 계측시간 [sec]
- ϵ : 측정효율
- μ_0 : Blank 시료의 측정계수의 참평균 [counts]
- μ_B : 백그라운드 측정계수의 참평균 [counts]
- μ'_B : 백그라운드 측정계수율의 참평균 [counts/sec]
- μ_s : 시료의 측정계수의 참평균 [counts]
- σ_0 : Blank 시료 측정계수의 표준편차
- σ_D : 시료 측정계수의 표준편차

4. 참고문헌

- [1] Lloyd A. Currie, Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination, Analytical Chemistry, 40 (3), pp. 586-593, 1968.
- [2] 이명호 외, 환경시료 중 Pu 측정에서 최소검출방사능 농도 산출에 대한 연구, Analytical Science & Technology, 14 (1), pp.64-71, 2001.
- [3] 이재기, "환경방사능 감시 원리: 환경방사능 검출 한계에 대한 고찰", KINS, 1996.
- [4] Nicholas Tsoulfanidis, Measurement and Detection of Radiation, Hemisphere Publishing Corporation, 1983.

제5분과

방사선 안전 및 환경 (Poster)

사용후핵연료 수송시스템 국산화 타당성 분석

성기열, 김태만, 김형진, 조천형, 윤정현

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

sskvein@krmc.or.kr

1. 서론

원전에서 발생하는 사용후핵연료는 발전소의 습식저장조의 포화에 따른 중간저장 시설을 도입해야 한다. 중간저장시설의 운영을 위해서는 사용후핵연료 수송시스템 분석 및 국내 여건에 적합한 수송시스템을 개발하여야 한다. 본 연구에서는 소내수송을 위해 개발된 기존 국내 수송용기를 포함한 수송시스템 및 국외 수송시스템을 활용하는 경우와 새롭게 수송시스템을 국산화 하였을 경우에 대한 경제성 분석을 통해 수송시스템 국산화 타당성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 수송시스템 비용산정을 위한 가정사항

2.1.1 수송/저장 시나리오

기본 시나리오로 중앙집중식과 분산식(원전부지 내, 3개 부지)의 중간저장만 고려하였다. 시나리오 수립시 고려사항으로 중앙집중식 중간저장시설의 위치는 임의의 부지로 가정하고, 각 원전 부지에서의 수송비용은 동일하다고 가정하였다. 분산저장의 경우, 부지 확보 가능 여부는 고려하지 않고 각 부지에서의 소내 수송비용은 동일하다고 가정하였다.

2.1.2 중간저장 시설 용량

저장방식별 저장용량 설정을 위해 전체 중간저장 용량은 2067년까지 사용후핵연료 발생량을 대상으로 평가하였다. 평가결과, 전체 중간저장용량을 약 30,000톤으로 설정하였다. 1단계 중간저장시설 용량은 2008년 12월말까지 발생한 사용후핵연료 중 농축도 4.5%, 연소도 45,000MWD/MTU 이하의 연료를 저장할 수 있는 규모와 여유분을 고려하여 5,000톤으로 설정하였다. 분산저장방식은 1단계 건설규모를 3개 부지로 균등 배분한다. 따라서 1단계 건설기간인 총 10년을 고려하였을 경우 중앙집중식은 연간 500톤, 분산저장의 경우는 170

톤으로 설정하였다.

2.1.3 기타 전제사항

수송개시년도 및 기간은 2017년부터 10년간이다. 수송 Cask 용량은 호기 구분 없이 일정용량으로 24다발로 가정하였다.

2.2 수송시스템 비용산정을 위한 수송 시나리오 도출

수송시스템 국산화 타당성 분석을 위해, 중앙집중식 저장방식에 따라 수송시나리오를 구성하였다. 중앙집중식 저장방식의 경우, 수송/저장 겸용 급속용기 24다발짜리를 이용하는 경우, 기존 국내 수송전용 용기(KN-12, KN-18)를 이용하는 경우로 구분하였다. 분산방식의 경우는 중앙집중식 저장방식에서 선박과 관련한 사항을 제외한 거의 모든 구성요소가 비슷하므로 본 시나리오 구성에서 제외하였다.

○ 중앙집중식 중간저장

- 시나리오 1 : 수송용기 24다발(수송/저장 겸용)짜리를 이용하는 경우
- 시나리오 2 : 기존 국내 수송용기를 이용하는 경우

2.3 시나리오별 비용 분석

2.3.1 시나리오 1[수송용기 24다발(수송/저장 겸용)짜리를 이용하는 경우]

수송선박 비용, 수송용기, 부대시설 및 트레일러 비용, 인건비, 연구개발비, 설계 및 인허가 비용별 비용평가 결과를 표 1에 정리하였고 이를 토대로 단위 사용후핵연료당(\$/kg) 수송비용을 산정하였다. 해상운송비는 비용평가를 위해 유류비만을 평가대상에 포함하였다. 인건비의 경우 운항횟수가 3회이므로 1회 운항으로 인한 인건비에 운항횟수를 곱하여 산출하였다. 인건비와 유류비를 제외한 비용들은 총 저장시설 설계수명 기간(50년 가정)동안 사용이 가능하므로, 계산되어진 연간비용을 설계수명 기간으로 나눈 값을 수송비용에 산정하였다. 적용 환율은 1,100원/\$로 계산

하였다.

Table 1. 시나리오 1에 대한 비용평가 결과
단위(US\$)

선박 등급	내역	비용
INF-3	해상운송비용 (유류비)	916,830
	수송용기, 부대시설 및 트레일러 비용	24다발 국산용기 1,566,400 HI-STAR 100 1,865,000 TN Duo 4,668,400 TN24XLH 5,012,400
	인건비	64,815
	연구개발비, 설계 및 인허가 비용	24다발 국산용기 100,000
	단위 사용후핵연료당 수송비용(\$/kg)	24다발 국산용기 5.30 HI-STAR 100 5.69 TN Duo 11.30 TN24XLH 11.99

2.3.2 시나리오 2(기존 국내 수송용기를 이용하는 경우)
시나리오 1과 동일한 항목별 비용평가 결과를 표 2에 정리하였고 이를 토대로 단위 사용후핵연료당(\$/kg) 수송비용을 산정하였다.

Table 2. 시나리오 2에 대한 비용평가 결과
단위(US\$)

선박 등급	내역	비용
INF-3	해상운송비용(유류비)	1,528,050
	수송전용 용기, 부대시설 및 트레일러 비용	4,453,200
	인건비	108,025
	단위 사용후핵연료당 수송비용(/kg)	12.18

3. 결론

본 연구에서는 수송시스템 국산화 타당성 분석을 위하여 두가지 시나리오를 구성하여 각각의 경우 수송시스템 구성요소별 비용평가를 수행하였다. 또한 이를 토대로 단위 사용후핵연료당 수송비용을 계산하였다. 시나리오 1의 경우는, 24다발짜리 금속 수송/저장 겸용 용기를 기준으로 국외 자료를 바탕으로 산정하였고, 시나리오 2의 국내 수송용기의 가격은 한수원(주) KN-12 구매자료를 토대로 산정하였다. 또한 Canister 이송건물의 가격 또한 시나리오 1과 시나리오 2의 경우 각각 산정하였다. 인건비의 경우 한수원(주) 소내

수송 절차를 기준으로 해당작업 인원수를 정하였고, 단가는 물가협회에서 제공하는 원자력발전 부문 특급기술자를 적용하였다. 개발중인 용기의 연구개발비는 2.0 million\$, 설계 및 인허가비는 3.0 million\$로 하여 계산하였다. 수송용기별 단위 사용후핵연료당 수송비용 계산결과를 그림 1에 나타내었다.

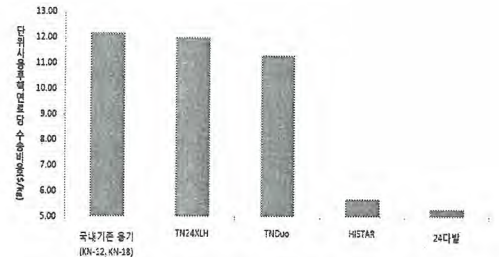


Fig. 1. 수송용기별 단위사용후핵연료당 수송비용

그림 1의 결과를 살펴보면, 단위 사용후핵연료당 수송비용은 시나리오 1의 경우, 최대 11.99\$/kg, 시나리오 2의 경우는 12.18\$/kg로 계산되었다. 수송비용 차이는 Canister와 Cask 일체형과 Canister 분리형 간의 부대시설 비용 차이에 기인한 것으로 판단된다.

시나리오 1의 경우, 비용평가 결과를 살펴보면, 24다발짜리 국산용기의 경우, TN Duo, TN24XLH 및 HI-STAR 100 용기를 이용하는 경우보다 비용이 적게 소요되는 것으로 분석되었다.

본 연구에서는 수송시스템 국산화 타당성 분석을 위해 경제성만을 대상으로 하였으나, 추후 기술성, 수용성 등에 대한 분석을 수행한다면, 종합적인 국산화 타당성 평가가 이루어지리라 판단된다.

4. 참고문헌

- [1] "COST DATABASE FOR DRY SPENT FUEL STORAGE SYSTEMS", 한국원자력연구원, 2003.
- [2] "사용후핵연료 수송물량 및 수송비용 분석 프로그램 개발", 한국원자력연구원, 2008.
- [3] "StoreFuel", Mar 3, 2009.

사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 방사선량을 기준설정에 대한 고찰

고재훈, 정인수, 이강욱, 최규섭

(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 402호

koih4@kones21.com

1. 서론

국내 원자력발전소내 사용후핵연료 임시저장 포화 시점이 2016년경으로 예상되어지는 바, 사용후핵연료 관리방안으로서 중간저장시설의 운영이 요구되고 있다. 사용후핵연료 중간저장 방식은 습식과 건식으로 구분되며, 안전성이 확보된 습식저장방식외에 건식저장방식에 대한 연구가 국·내외에서 활발히 진행되어 왔다. 건식저장방식은 공기 또는 불활성기체로 냉각하며 콘크리트 또는 금속을 사용하여 방사선을 차폐하는 방식으로써 볼트, 모듈 및 용기방식으로 분류된다. 이 중 콘크리트 저장용기 방식은 가장 많이 상용화되어 국외 여러 저장시설에서 운영중이며 경제성이 우수한 것으로 보고되고 있다.

현재 사용후핵연료 단일 저장용기에 대한 방사선 차폐해석 분야는 기술기준이 명확하게 설정되어 있지 않고 저장시설의 관리구역에 대한 정상운영 및 사고조건에 대한 기술기준만 명시되어 있다.

따라서 본 연구에서는 PWR 사용후핵연료 단일 콘크리트 저장용기에 대한 방사선 차폐평가를 수행하여 방사선량을 기준을 제시 하므로써 향후 중간저장시설 관리구역경계(Controlled Area Boundary) 설정을 위한 기초자료로 활용하고자 한다.

2. 본론

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

2.1 설계기준연료 선원항

동일한 U-235 농축도에서 CE형의 PLUS7™ 연료보다 WH형의 17RFA연료가 U-metal 중량이 많기 때문에 더 많은 방사선원을 방출할 것으로 예상되어 이를 설계기준연료로 설정하였다. 설계기준연료는 4.5w/o의 U-235 농축도, 45GWD/MTU의

방출연소도 및 노심에서 방출후 10년 냉각된 특성을 갖는 것으로 가정하였다. 방사선원항 평가는 SCALE 5.1 코드의 ORIGEN-ARP 모듈로 수행하였으며, 그림 1 및 2는 유효핵연료 영역에서 방출되는 감마선 및 중성자 입자속(Flux) 분포를 에너지 구간에 따라 나타낸 것이다.

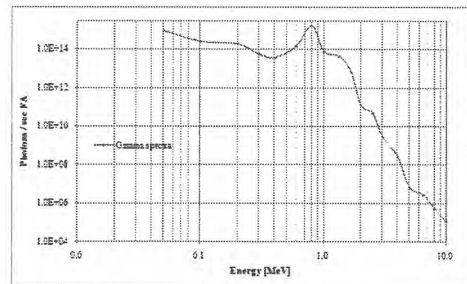


Fig. 1. Gamma spectra of Design Basis Fuel

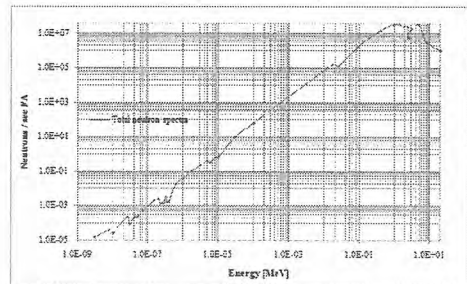


Fig. 2. Neutron spectra of Design Basis Fuel

2.2 차폐해석 모델

현재 국내에는 사용후핵연료에 대한 건식 저장용기가 전무한 상황이므로 가상의 콘크리트 저장용기를 고려하여 모델링 하였다. 측면의 콘크리트 두께는 65cm이며 모델내부에는 열 방출을 위한 공기유로 및 입·출구가 형성되어 있다. 또한 모델내부에는 21다발 사용후핵연료 저장용량의 캐니스터가 존재하며 캐니스터는 CE형(길이 : 452.8 cm) 및 WH형(길이 : 406.3cm)을 수용할 수 있는 모델이다. 이에따라 길이가 서로 상이한 두 형태의 연료집합체를 포함하기 위하여 바스켓 상부부분이 비어 있는 상황이다. [그림 3]

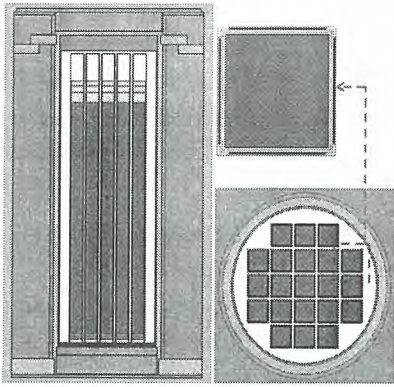


Fig. 3. Shielding Analysis Model [WH Type]

2.3 차폐해석 방법

콘크리트 저장용기 방사선차폐해석은 실효성이 검증된 MCNP5 코드로 수행하였으며 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응단면적은 ENDF/B-IV 라이브러리를 이용하였다. 선속-선량을 환산인자로 ICRP-74(1995)를 사용하여 계산결과를 선량률로 나타내었으며 감마선에 대한 방사선량을 평가시 신뢰할만한 계산결과를 얻기 위하여 분산감소기법(Geometry splitting)을 적용하였다. 또한 저장용기 측면에 대한 선량률 분포를 측방향에 대해 10cm 단위로 계산결과를 나타내도록 Fmesh tally를 사용하였다.[1][2]

2.4 차폐해석 결과

콘크리트 저장용기에 대한 표면, 표면 1m 및 2m 이격지점에서 평가된 결과를 표 1 및 그림. 4~6에 나타내었다.

Table 1. Dose Rates Results (Max. value)

Position	Results [mrem/h]
Cask Surface	19.72
1m away form surface	9.56
2m away form surface	6.09

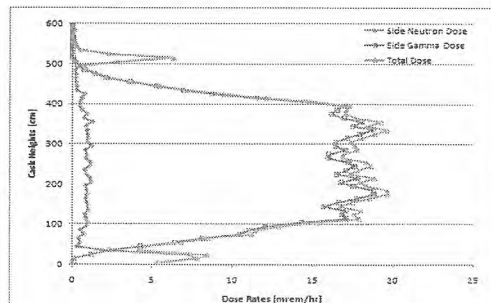


Fig. 4. Dose Rates Results [Surface]

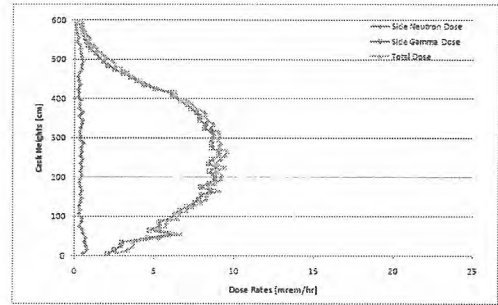


Fig. 5. Dose Rates Results [1m away from Surface]

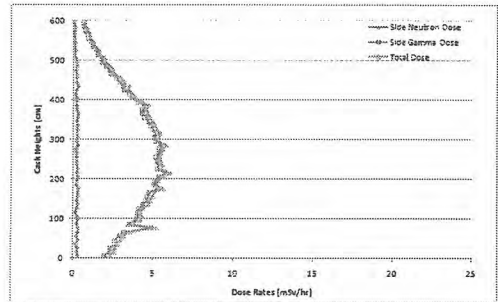


Fig. 6. Dose Rates Results [2m away from Surface]

평가결과 저장용기 표면선량률은 최대 19.7mrem/hr로서 사용후핵연료의 유효연료영역에서 나타났으며 표면 1m 및 2m 이격지점에서의 결과는 각각 9.56mrem/hr 및 6.09mrem/hr로 나타났다.

3. 결론

사용후핵연료 저장시설내에서 방사선 작업종사자는 저장용기로부터 2m 내·외 지점(육안검사 등 기준)에서 작업을 수행할 것으로 사료되어 단일 저장용기에 대한 표면, 표면 1m 및 2m 이격지점에서의 방사선량률만을 평가하였으며 저장용기 표면에서 20mrem/hr를 초과하지 않는 것으로 나타났다.

본 연구에서 이 같은 결과를 제시하므로써 추후 사용후핵연료 중간저장시설에 콘크리트 저장용기가 채택될 경우 중간저장시설내 방사선방호 관련연구에 참고할 만한 자료를 생성하였다고 사료된다.

4. 참고문헌

- [1] ICRP Publication 74 : Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, 74, 1997.
- [2] MCNP Version 5, Vol II : User's Guide, 2005.

사용후핵연료 수송저장용기 차폐체 개발을 위한 특허 동향 분석

김연화, 신상원, 전종선, 이재민, 한병섭
(주)에네시스, 대전시 유성구 구암동 328번지
yhkim@enesys.co.kr

1. 서론

국내 원전의 사용후핵연료 소내 저장시설 용량의 한계 시점과 추후 사용후핵연료 관리를 위한 시설 또는 장치의 개발, 제작, 설치 등에 소요되는 기간을 고려한다면, 사용후핵연료 관리에 대한 결정 이전이라도 상용화를 대비한 핵심 기술의 확보가 필수적이다. 이러한 배경 하에 2009년 1월 방폐물관리법에 근거하여 발족한 방폐물관리공단의 연구조직인 기술개발센터를 중심으로 철저한 산학연 체계 구축을 통해 사용후핵연료 수송저장 핵심기술을 개발 중에 있다. 특히 증장기에 걸쳐 사용후핵연료의 안전한 수송저장을 위해 확보해야 하는 기술요건에 대한 위험요소 예측, 정량화, 관리 및 감소시킬 수 있는 기술을 개발하고 있다.

그러나 상가과제의 경우, 사용후핵연료 수송용기의 구조적 특성에 주안점을 두고 있으며 적극적인 소재개발은 미약하다. 또한 해외 선진국의 기술선점을 위한 광범위한 국내특허 출원으로 수송저장용기 국산화에 상당부분 제약하고 있으므로, 수송저장용기 차폐체 신소재 개발을 통하여 선진국의 특허 회피 및 수출 상품성 확보가 요구된다.

본 논문은 사용후핵연료 수송저장용기 차폐체 개발의 일환으로 국내외 공개/등록된 차폐체 관련 특허 동향을 분석하였다.

2. 본론

2.1 특허 조사 및 결과

2.1.1 조사 범위 및 검색어

2010년 6월 31일까지 출원된 한국, 일본, 미국, 및 유럽에서의 방사성폐기물 또는 사용후핵연료의 수송저장용기에 사용되는 차폐체와 관련한 공개/등록 특허를 그 조사 대상으로 하였다.

검색식은 다음과 같다.

(방사성폐기물 or (사용후핵연료) or (사용후 adj 핵연료)) AND (차폐 or 흡수).KEY.

2.1.2 특허 조사 결과

특허 조사 결과 1000여건의 공개/등록된 특허가 검색되었으며, 이중 관련 특허는 Table 1과 같이 총 70개다.

Table 1. Result of patents search

	한국	일본	미국	유럽
등록	4	1	36	12
공개	3	9	5	0

2.2 특허 분석

관련 특허 70건을 분석한 결과, 차폐체는 고분자, 금속/금속합금 및 시멘트와 같은 기본 물질에 중성자 및 감마 차폐능이 있는 물질을 첨가하여 제조되었다.

1970년대 후반 카보린덤사(Carborundum Co.)에서 개발한 탄화붕소를 중성자 흡수제로 첨가한 페놀계 고분자 차폐체의 미국특허를 시작으로 1970년대 특허는 중성자 흡수재를 첨가한 고분자 차폐체에 관한 것이다. 1980년대에 들어 중성자 흡수재를 첨가하여 차폐능을 가지면서 동시에 구조재 역할을 할 수 있는 금속/금속 합금 차폐체가 공개/등록되었다. Fig. 1은 기본물질을 고분자, 금속/금속합금 및 시멘트로 분류하여 각각의 연대별 특허수를 나타냈으며, 공개/등록된 특허수가 계속 증가함을 볼 수 있다. 이는 국외의 사용후핵연료 재처리 및 처분을 위한 수송의 증가로 인해 사용후핵연료용 수송저장용기의 연구개발이 증가한 것으로 보인다.

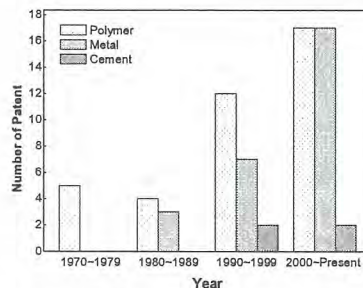


Fig. 1. Number of patent about polymer, metal and cement shielding material

Table 2에 대표적인 출원인(발명인)을 나타냈으며, 미쓰비시 중공업(Mitsubishi Heavy Ind. Ltd.)이 1990년 후반부터 붕소화합물을 함유한 에폭시 고분자 차폐체 및 붕소, 붕소화합물을 함유한 알루미늄/알루미늄 합금 차폐체 특허를 출원하면서 현재 국내외에 가장 많은 특허를 보유하고 있다.

Table 2. Representative applicant(inventor)

출원인(발명인)	특허수
Mitsubishi Heavy Ind. Ltd.	15
Bechtel Bwxt Idaho LLC	4
Korea Atomic Energy Research Institute	4
The Carborundum Co.	4
Kabushiki Kaisha Kobe Seiko Sho	3
Hitachi Ltd.	3

Table 3. Shielding materials

Classification		Material
Base	Polymer	Epoxy Resin, Polyurethane Resin, Polyethylene, Polypropylene, Silicone Rubber, PVC, Vinylester Resin
	Metal	Aluminum/aluminum alloy, Stainless steel/stainless steel alloys, Nickel/nickel alloy, Copper Alloy
	Cement	Portland cement
Neutron and Gamma absorber		Boron, boron compounds (Especially, boron carbide), Gadolinium, Gadolinium compounds, Samarium, hafnium, Carbon, graphite, Lead, tungsten, antimony, indium, bismuth, cobalt, nickel, manganese, copper, cadmium, Depleted Uranium
Density increaser		Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Sb, Bi, U, W, NiO, CuO, ZnO, ZrO ₂ , SnO, SnO ₂ , WO ₃ , UO ₃ , PbO, WO ₃ , CeO ₂ powder
Refractory		Aluminum hydroxide, magnesium hydroxide
Anti-foaming agent		AgitanP-803
Flame retardant		Chlorinated paraffin, Br toluene, benzene, hex bromine, antimony trioxide

Table 3은 특허 청구항에 나타나 있는 대표적인 차폐체 구성 물질이다. 차폐체는 고분자, 금속/금속합금, 시멘트와 같은 기본물질과 중성자 흡수재, 내화제 등의 첨가물로 이루어진다. 고분자 물질로는 기계적, 전기적 성질, 내약품성, 내후성, 내부식성 등이 우수한 에폭시 수지를 많은 특허에

서 차폐체 물질로 선정하였으며, 특히 수소함량이 높은 비스페놀A형 에폭시 수지가 대표적이다[1]. 금속/금속합금으로는 구조재로 사용이 가능한 알루미늄과 스테인리스가 비슷한 빈도로 차폐체 물질로 사용되었다.

차폐체의 차폐능 향상 및 차폐체 물성 향상을 위한 첨가물로는 중성자/감마 흡수재, 밀도증가제, 난연제, 소포제 등이 있다. 중성자 흡수재로는 붕소 및 붕소화합물이 주로 사용되었으며, 특히 탄화붕소(B₄C)는 붕소함량이 높기 때문에 열중성자 포획면적이 넓고, 중성자로 조사할 때 고준위의 2차 방사선이나 장수명 2차 부산물을 발생시키지 않는 등 중성자 흡수재로서 이상적인 특징을 가지므로 차폐체의 중성자 흡수재로 가장 많이 사용되었다[2].

3. 결론

국내외 공개/등록된 사용후핵연료용 방사선 차폐체 특허를 분석한 결과, 차폐체 기본 물질에 따라 중성자 흡수재를 함유한 고분자, 금속/금속합금, 시멘트 차폐체로 구분되었으며, 이러한 차폐체의 차폐능 및 차폐체 물성 향상을 위해 밀도증가제, 내화제, 난연제 등이 첨가되었다.

국내외 사용후핵연료 수송저장용기 차폐체 관련 특허가 증가하고 있는 추세에서 국내 기술 확보를 위해 선행 특허를 회피할 수 있는 차폐체 물질 개발이 필요하다.

향후 특허조사결과를 바탕으로 대표적인 중성자 흡수재인 탄화붕소를 함유한 고분자 차폐체를 개발하고자 한다.

4. 감사의 글

본 연구는 2010년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 2010T00100839)

5. 참고문헌

- [1] J.of Korean Ind. & Eng. Chemistry, Vol. 7, No. 3, pp.597-604, 1996.
- [2] Journal of the European Ceramic Society Vol. 6, pp.205-225, 1990.

파이로공정 세라믹폐기물 처분시스템의 예비선량평가

국동학, 조동건, 이민수, 최희주
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
syskook@kaeri.re.kr

1. 서론

16기의 PWR 사용후핵연료를 Pyroprocess를 통한 건식재활용을 할 경우, 다양한 종류의 방사성 폐기물들이 필연적으로 발생하게 되고 이러한 방사성폐기물은 온전한 사용후핵연료도 아니면서 동시에 독특한 특징의 고준위폐기물로 구분되어 진다. 본 연구에서는 이 공정에서 발생하는 세라믹폐기물을 처분하기 위한 시스템의 방사선량을 예비적으로 평가함으로써 방사선 안전성을 확인하고자 하였다.

2. 본론

2.1 공정 폐기물 분류

파이로 공정으로부터 발생할 것으로 예상되는 방사성폐기물은 크게 장반감기 폐기물과 단반감기 고방열폐기물로 분류할 수 있으며, 장반감기를 가지는 폐기물에는 TRU를 함유하고 있는 Metal 폐기물과 LiCl-KCl 공용융염에서 나온 Ceramic Waste, Off-gas에서 나온 (I, Tc) 고화체가 해당된다. 장반감기 폐기물 중 앞의 두가지 폐기물은 비교적 낮은 열량을 지니고 있다는 장점에 나중에 지하 처분장을 설계할 경우에 열부하를 상당히 줄일 수 있는 장점이 있다. 따라서 금속폐기물과 Ceramic waste는 처분대상으로 분류된다.

2.2 세라믹폐기물

사용후핵연료를 환원공정에서 금속체로 전환한 후, LiCl-KCl 공용융염에서 U와 TRU를 회수하고 나면, 폐 용융염이 발생된다. 폐 용융염 내부에는 주로 회수되지 못한 TRU와 환원공정에서 잔존하는 Cs, Sr, Ba 등의 핵종들이 남아 있게 된다. 그리고 회토류는 환원공정, 정련공정, 제련공정 등에서 별도로 제거되지 않았기 때문에 주요 핵종이 된다. 고화체의 주핵종은 RE이지만, 기타 다양한 장반감기 핵종들이 있으므로 처분대상이 된다. 사용후핵연료 10MTHM 기준으로 핵종의

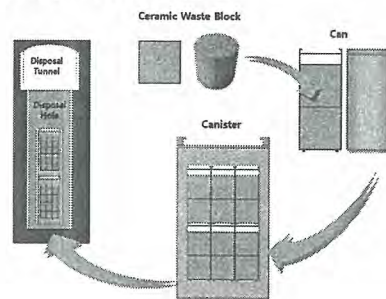
총량은 약 117.82kg이지만, 실제 산화물 형태로 채집되는 양은 137.26kg이다. 이들 공용융염 중의 핵종은 KAERI에서 개발한 산화-증류-세라믹고화 과정을 통해 산화되어 고화체(Monazite Ceramic)로 만들어지게 되는데, 이때 들어가는 세라믹 결합제의 양은 산화물의 4배 정도인 549.04kg이다. 따라서 고화체의 총량은 686.3kg이 된다. 이 폐기물의 밀도는 3,571 kg/m³이며 부피는 0.1922 m³이다.

2.3 기준 핵연료

세라믹폐기물의 방사능 계산을 수행하기 위하여 Pyroprocess를 수행하는 사용후핵연료는 초기 농축도 4.5%, 방출연소도 55,000MWd/tU, 냉각기간 10년 연료를 기준으로 사용하였으며, 핵반응단면적 라이브러리는 17×17 KOFA XS Library와 구조물 각 구성품별로 생성한 Activation Library를 사용하였다.

2.4 세라믹폐기물 처분시스템

아래 그림은 세라믹폐기물 처분시스템의 전체적인 개념을 나타내고 있다.



세라믹 정련폐기물 고화체 블록크기는 고화체의 발열량(2.10x 10⁴W/m³)을 고려하여 직경 26 cm, 높이 25 cm로 결정하였다. 고화체 블록의 밀도는 3,571 kg/m³으로 계산되었으며, 10MTHM 사용후핵연료에 대하여 약 12개의 블록이 발생하는 것으로 계산되었다. 세라믹폐기물 저장용기에는 2개의 세라믹폐기물 블록을 저장하도록 하였

다. 고화체가 용기 전체 부피의 87.2%의 부피를 차지하도록 용기의 외경은 26.7 cm, 높이는 60.8 cm로 설계하여 폐기물에서 발생할 수 있는 가스에 대비하였다. 폐기물용기의 재질은 스테인리스 304L이며, 상부 두께는 5 mm, 하부는 5 mm, 측면은 3.4 mm이다. 세라믹폐기물 처분용기의 기본적인 개념은 폐기물 용기 7개를 2단으로 적재하도록 하여 처분용기 1개당 14개의 폐기물용기를 수용하는 것이다. 처분용기의 내측에는 방사선 및 열차폐 목적의 주철이 놓이게 되며, 상부 18 cm, 하부 18 cm, 측면 9.5 cm의 두께를 갖는다. 처분용기의 외측에는 처분환경에서의 부식방지 목적의 구리코팅이 입혀지게 되며 상부 3 cm, 하부 3cm, 측면 1 cm 두께를 갖는다. 공학적 방벽은 크게 두 가지 역할을 하게되는데, 첫번째는 처분용기 수명에 커다란 악영향을 미칠 수 있는 지하수의 유입을 방지하고, 두번째는 처분용기에 문제가 발생하여서 처분용기내 폐기물로부터 방사능물질이 누출될 경우 인간환경으로 노출되는 것을 막아주는 것이다. 이러한 공학적 방벽 역할을 수행하는 것이 완충재이며, 세라믹폐기물 처분시스템의 완충재는 한국의 사용후핵연료 처분시스템 개념과 동일한 개념을 적용한다. 즉, 수직공 형태의 처분공에 처분용기와 더불어 환형 벤토나이트 및 디스크 벤토나이트를 이용하여 처분용기의 측면 및 상, 하부를 메워서 완충재 역할을 수행하는 것이다.

2.5 선량평가

방사선량을 계산하기 위해서 먼저 전체 에너지 영역에 대한 광자 생성율과 중성자 생성율을 ORIGEN-ARP 5.0을 이용하여 계산하였으며, 1개의 폐기물용기(94.8 kg: 2개의 폐기물 블럭)에 대한 광자 생성율은 1.51×10^{13} (photons/sec), 중성자 생성율은 1.079×10^3 (neutrons/sec)과 같이 구하였다. 광자 및 중성자의 선량환산인자는 앞의 경우처럼 ICRP-74를 사용하였다. MCNP를 이용하여 1개의 폐기물용기에 대한 유효선량을 표와 같이 구하였다. 이 때 tally 영역은 용기의 측면, 상부, 하부에 대하여 수행하였으며, 각각의 거리는 10 cm로 설정하였다.

단일 처분공에는 그림과 같이 세라믹 처분용기 2개가 수직으로 적재되게 되는 데 이때 처분용기로부터 방출되는 방사선에 의해서 용기 주변의 벤토나이트 완충재가 받는 흡수선량을 계산하였

다. 총 28개의 폐기물 용기의 광자 선량율과 중성자 선량율을 이용하여 벤토나이트 전체 두께 중 최내각의 두께 1cm 이내에 흡수되는 흡수선량을 계산한 결과를 아래 표에 나타내었다. 이 값은 선진국들의 처분개념에서 벤토나이트 내의 물질들을 방사화시켜 산화인자들을 생성해 낼 수 있는 기준인 1 Gy/hr 보다 낮은 값으로써 본 연구에서 설계한 세라믹 처분시스템이 완충재의 흡수선량 측면에서는 안전성이 높다는 결론에 이를 수 있다.

Table 1. Dose evaluation result

대상	위치	감마선량	중성자 선량	합계	단위
폐기물 용기	상부	2.4049E+01	5.9679E-06	2.4049E+01	rem/hr
	측면	5.4509E+01	1.4535E-05	5.4509E+01	
	하부	4.3233E+01	1.1276E-05	4.3233E+01	
처분 용기	상부	8.7206E-03	4.1045E-06	8.7247E-03	rem/hr
	측면	8.5268E-01	1.6102E-05	8.5269E-01	
	하부	1.2643E-02	6.1649E-06	1.2649E-02	
완충재	측면	1.15E-2	6.17E-9	1.15E-2	Gy/hr

3. 결론

파이로공정에서 발생된 세라믹폐기물을 처분하기 위하여 새롭게 설계된 처분시스템에 대한 예비선량평가를 수행하였으며, 평가결과 공학적방벽인 완충재가 흡수하는 방사선량이 안전성 기준보다 훨씬 낮은 값을 나타내었으므로 이 시스템은 처분의 방사선적 안전성을 확보하고 있음을 알 수 있었다.

4. 참고문헌

- [1] SKB TR-99-06, 1999, Deep repository for spent nuclear fuel.

삼중수소 운반용기 구조건전성 평가를 위한 낙하해석

최우석, 김기영, 이주찬, 서기석, 김호동, 이민수, 백승우

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

wschoi@kaeri.re.kr

1. 서 론

삼중수소 운반 및 저장용기는 월성원전 삼중수소 제거시설(TRF)에서 생산되는 삼중수소를 다른 곳에서 활용할 수 있도록 운반하고 저장하는데 필요한 용기이다. 삼중수소는 radio-luminous colors, airport approach light, instrument display illumination 등의 산업용도와 핵융합로와 관련한 연구용도로 활용되고 있다. 향후 핵융합로에서 사용될 삼중수소의 수요를 고려할 때, 삼중수소 운반 및 저장용기의 필요성이 매우 증대된다고 할 수 있다. 이에 따라 다양한 용량의 다양한 삼중수소 운반 및 저장용기가 개발중이다. 방사성 물질의 운반용기는 과학기술부 고시, IAEA Safety Standard Series 및 US 10 CFR 등에서 규정하고 있는 조건들에 만족하여야 한다.[1-3] 국내·외 방사성물질 운반용기 관련법규에 따르면 삼중수소 운반용기는 B형 운반용기로서 분류되며, B형 운반용기는 이들 관련법규에서 규정하고 있는 사고조건을 고려한 낙하시험에서 누설이 발생하지 않는 구조건전성을 유지하여야 한다. 본 연구에서는 현재 개발되고 있는 0.37 PBq 용기에 대한 낙하해석을 수행하여 구조건전성을 평가하였다.

2. 구조건전성 평가

신규로 개발된 0.37 PBq 용량의 삼중수소 운반용기는 그림 1과 같다. 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 구조 건전성 평가를 수행하였다. 정상조건으로 측면판통, 바닥수직낙하, 수평낙하, 뚜껑무게중심낙하, 바닥무게중심낙하에 대한 해석을 수행하였다. 운반사고조건으로 낙하높이 9 m에 대한 바닥수직낙하, 수평낙하, 뚜껑무게중심낙하, 바닥무게중심낙하에 대한 해석 및 1m 파열해석을 수행하였다.

격납경계를 이루는 삼중수소 운반용기의 격납용기는 SA240 Type 304L의 재질을 사용하며 해당재질의 설계응력강도는 115 MPa이다.[4] 운반

사고조건에 대하여 해당재질의 일차막응력 P_m 은 $2.4 S_m$ 과 $0.7 S_u$ 중에서 작은 값인 276 MPa를 초과하지 말아야 하며, 일차굽힘응력 $P_m + P_b$ 는 $3.6 S_m$ 과 $1.0 S_u$ 중에서 작은 값인 414 MPa를 초과해서는 안 된다. 운반 사고조건에서의 해석결과를 분석하여 삼중수소 운반용기 격납용기의 최대 응력 발생하는 지점에 SCL(Stress Classification Line)을 적용하여 응력선형화를 수행하였다. 이 응력분석에서 도출된 응력성분을 응력한계와 비교하여 구조적 안전성을 평가하였다.

표 1과 표 2는 각각 정상운반조건 및 운반사고조건하에서의 응력해석 결과와 응력한계 및 건전성 평가 결과를 나타낸다. 정상운반조건과 운반사고조건에 대한 해석에서 발생하는 최대응력은 응력한계값을 초과하지 않았다. 결과적으로 구조적 안전성이 유지됨을 확인하였다. 운반사고조건에 대하여 수행한 4가지 낙하해석 및 파열해석 가운데 가장 큰 응력이 발생하는 수평낙하해석의 경우에 대한 주요 기기의 응력분포 및 에너지 시간이력을 그림 2에서 그림 5에 나타내었다.

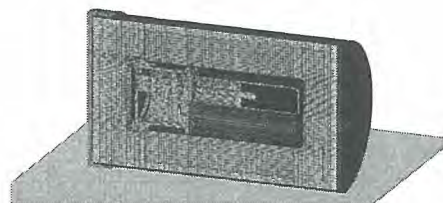


Fig. 1. 삼중수소 운반용기 유한요소 모델

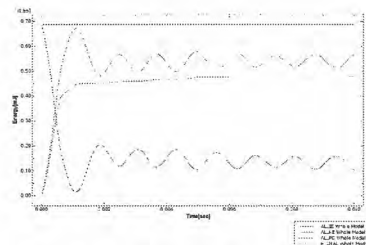


Fig. 2. 수평낙하시 에너지 시간이력

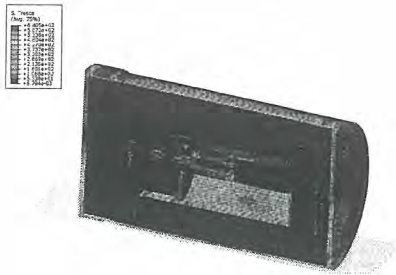


Fig. 3. 수평낙하시 해석모델 전체의 응력분포

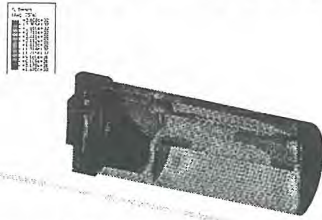


Fig. 4. 수평낙하시 격납용기의 응력분포



Fig. 5. 수평낙하시 저장용기의 응력분포

Table 1. 정상운반조건하의 응력한계와 해석결과

정상 운반조건(낙하)		응력한계와 해석결과		
		응력한계 [MPa]	해석결과 [MPa]	평가
측면 관통	P_m	<u>115</u>	75.71	건전
	$P_m + P_b$	<u>172.5</u>	122.81	건전
	P_e	<u>345</u>	0.089	건전
	$P_m + P_b + P_e$	<u>345</u>	122.9	건전
바닥 수직 낙하	P_m	<u>115</u>	21.77	건전
	$P_m + P_b$	<u>172.5</u>	34.50	건전
	P_e	<u>345</u>	0.017	건전
	$P_m + P_b + P_e$	<u>345</u>	34.51	건전
수평 낙하	P_m	<u>115</u>	46.26	건전
	$P_m + P_b$	<u>172.5</u>	91.42	건전
	P_e	<u>345</u>	0.062	건전
	$P_m + P_b + P_e$	<u>345</u>	91.48	건전
뚜껑 무게중심 낙하	P_m	<u>115</u>	71.35	건전
	$P_m + P_b$	<u>172.5</u>	127.93	건전
	P_e	<u>345</u>	0.075	건전
	$P_m + P_b + P_e$	<u>345</u>	128.01	건전
바닥 무게중심 낙하	P_m	<u>115</u>	48.06	건전
	$P_m + P_b$	<u>172.5</u>	97.98	건전
	P_e	<u>345</u>	0.062	건전
	$P_m + P_b + P_e$	<u>345</u>	98.04	건전

Table 2. 운반사고조건하의 응력한계와 해석결과

운반 사고조건		응력한계와 해석결과		
		응력한계 [MPa]	해석결과 [MPa]	평가
바닥 수직낙하	P_m	276	66.91	건전
	$P_m + P_b$	414	103.52	건전
수평 낙하	P_m	276	139.05	건전
	$P_m + P_b$	414	275.87	건전
뚜껑 무게중심 낙하	P_m	276	179.03	건전
	$P_m + P_b$	414	258.1	건전
바닥 무게중심 낙하	P_m	276	107.81	건전
	$P_m + P_b$	414	206.57	건전
수평 파열	P_m	276	109.67	건전
	$P_m + P_b$	414	220.09	건전

3. 결 론

개발된 신규 삼중수소 운반용기의 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 낙하해석 및 파열해석을 수행하였다. 해석결과 개발된 삼중수소 운반용기는 정상운반조건 및 운반사고조건 하에서 구조건전성을 유지하는 것으로 평가되었다. 추후 삼중수소 운반용기에 대한 시험모델이 제작되면 안전성 입증 시험을 실시하고 낙하해석결과와 안전성 시험 결과를 비교 검토할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] 과기부고시 제2009-37호, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2009.
- [2] IAEA Safety standards Series No. TS-R-1, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", 2009 Ed.
- [3] U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 71, "Packaging of Radioactive Material for Transport and Transportation of Radioactive Material under Certain Conditions", 2005 Ed.
- [4] ASME Boiler & Pressure Vessel Code Sec. II Part D, "Properties", 2007.

판형 Bed $\text{ZrCoH}_x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 의 삼중수소 붕괴열 시뮬레이션 히터 열량측정

구대서, 정동유, 정도연, 정홍석

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

ndskoo@kaeri.re.kr

1. 서론

삼중수소는 중수로형 원전 방사성폐기물이며 한편으로는 핵융합반응의 소중한 연료물질이다. 핵융합반응에 사용되는 삼중수소 저장·공급용기는 흡탈장 기능이 필요하다[1]. 삼중수소 저장·공급용기에 사용하는 수소 동위원소 충전량을 정확하게 계량하기 위하여 삼중수소 붕괴열($0.324\text{W}/1\text{g-tritium}$)을 위한 시뮬레이션 히터를 사용하여 삼중수소 저장·공급용기내 열량측정 실험을 수행하게 된다[2-3].

본 연구는 수소동위원소 수소화화학량 $x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 에 따른 판형 ZrCo 저장·공급용기에 $\text{ZrCoH}_x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 흡장하였다. 그 흡장에 대한 삼중수소 37.5g, 50g 및 62.5g의 붕괴열 12.2W, 16.2W 및 20.3W 을 3개 카트리지 히터(시뮬레이션 히터, 8W/30V)를 사용하여 판형 ZrCo 저장·공급용기내 모의 열량을 측정하였다. 각 수소 화학량 $x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 에 따른 열량측정 정확도 및 정상상태를 분석하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 측정

Fig. 1은 ZrCo 베드 수소흡·탈장 개략도를 나타낸 것이다. 실험장치는 ZrCo 1:1베드 수소 저장·공급 시스템 및 인베드 헬륨열량 측정시스템으로 구성되어 있다. 측정방법은 $\text{ZrCoH}_x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 로 각각 흡장한 후 카트리지 히터를 각각 12.2W, 16.2W 및 20.3W로 가열한다. ZrCo hydride(TC5) 온도가 정상상태에 도달하면 MB-602펌프를 켜고 MFC 13 slpm으로 헬륨가스 순환시킨다. 헬륨유출구 및 유입구 온도가 정상상태에 도달하면 ΔT_1 을 측정하고 카트리지 히터를 끄고 ZrCo hydride 온도를 10°C 이상 떨어뜨린 후 다시 카트리지 히터를 가열하여 ZrCo hydride 온도, 헬륨유출 및 유입구 온도가 정상상태에 도달

할 때 ΔT_2 를 측정한다. 같은 방법으로 ΔT_3 를 측정하여 ΔT 및 실내온도 평균 및 표준편차를 구하였다.

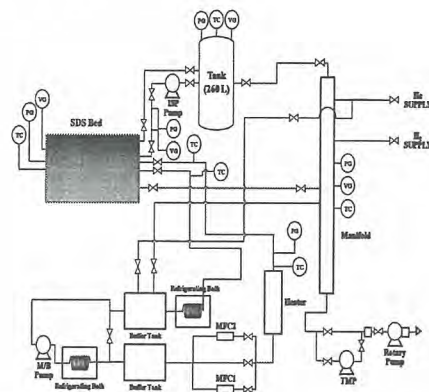


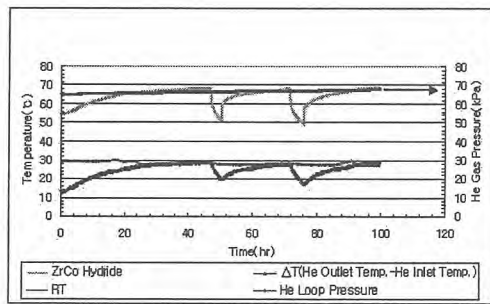
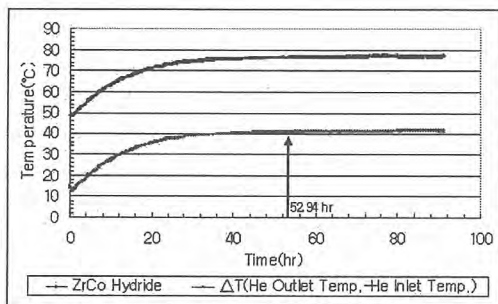
Fig. 1. A schematic diagram of experimental apparatus.

2.2 결과분석 및 논의

Fig. 2는 $\text{ZrCoH}_{1.5}$ 에 대한 삼중수소 37.5g 붕괴열 12.2W 모의 열량 3회 측정결과를 나타낸 것이다. ΔT 정상상태 및 ZrCo hydride 정상상태 온도는 각각 $28, 68^\circ\text{C}$ 였다. ΔT 정상상태 및 ZrCo hydride 정상상태는 비슷한 경향을 나타내었다. 실내온도는 28°C 유지하였으며 헬륨순환가스 압력은 $66\sim 67\text{kPa}$ 였다.

Fig. 3는 $\text{ZrCoH}_{2.5}$ 에 대한 삼중수소 62.5g 붕괴열 20.3W 모의 열량측정 결과를 나타낸 것이다. 정상상태 ΔT 는 41°C 였다. ΔT 정상상태 도달시간은 약 53시간였다. SDS(storage and delivery system)의 삼중수소 충전량을 정확하게 계량하여 국제핵융합실험로(ITER)의 프라즈마 운전하려면 ΔT 정상상태 도달시간을 24시간 내로 단축하여야 한다. 본 예비실험 결과를 바탕으로 삼중수소 SDS용기, 히터 및 열전대 설계를 최적화하여 ITER 요건을 갖출 계획이다.

Table 1은 $\text{ZrCoH}_x(x=1.5, 2.0, 2.5)$ 의 각 삼중수소 37.5g, 50g 및 62.5g 붕괴열 12.2W, 16.2W 및

Fig. 2. He temperature increase due to ZrCoH_{1.5}Fig. 3. He temperature increase due to ZrCoH_{2.5}

20.3W 모의 열량측정 결과를 나타낸 것이다. ΔT 및 실내온도 편차는 약 $\pm 0.1^\circ\text{C}$ 이내였다.

Table 1. Results of simulation calorimetry measurements.

ZrCoH _x	x=1.5	x=2.0	x=2.5
ΔT Mean($^\circ\text{C}$)	28.1 ± 0.7	37.9 ± 0.2	41.1 ± 0.4
Room Temp.($^\circ\text{C}$)	27.7 ± 1.0	27.7 ± 0.8	27.5 ± 0.4

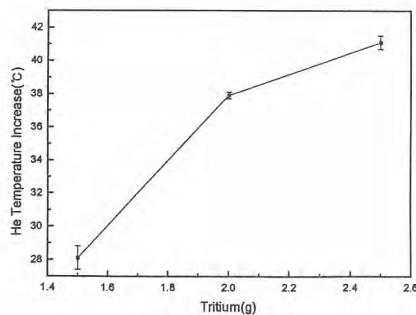
Fig. 4. Accuracy of He temperature increase due to ZrCoH_x(x=1.5,2.0,2.5)

Fig. 4는 ZrCoH_x(x=1.5, 2.0, 2.5)의 각 삼중수소 37.5g, 50g 및 62.5g 붕괴열 12.2W, 16.2W 및 20.3W에 따른 ΔT 온도편차를 나타낸 것이다. 수소화량 x (x=1.5, 2.0, 2.5)증가에 따라 ΔT 는 28~41 $^\circ\text{C}$ 로 증가하였으며 ΔT 온도편차는 약 $\pm 0.1^\circ\text{C}$ 이내였다.

3. 결론

판형 ZrCo 저장공급용기의 ZrCoH_x(x=1.5, 2.0, 2.5)흡장에 따른 삼중수소 37.5g, 50g 및 62.5g의 붕괴열 12.2W, 16.2W 및 20.3W의 모의 열량을 측정하고 정상상태를 분석 하였다. ΔT 및 실내온도 편차는 약 $\pm 0.1^\circ\text{C}$ 이내였다. 본 예비실험의 ΔT 정상상태 도달시간은 약 53시간였다. SDS (storage and delivery system)의 삼중수소 충전량을 정확하게 계량하여 국제핵융합실험로(ITER)의 플라즈마 운전하려면 ΔT 정상상태 도달시간을 24시간 내로 단축하여야 할 것이다.

4. 감사의 글

본 논문은 교육과학기술부의 국제핵융합실험로(ITER) 공동개발사업 지원으로 작성되었음.

5. 참고문헌

- [1] Myunghwa Shim et al., "Experimental Study on the Delivery Rate and Recovery Rate of ZrCo Hydride for ITER Application", Fusion Science and Technology, Vol. 54, pp. 27-30, July 2008.
- [2] Takumi Hayashi, et al., "Tritium Inventory Measurement by "In-Bed" Gas Flowing Calorimetry", Fusion Technology, V. 30, pp. 931-935, 1996.
- [3] Takumi Hayashi, et al., "Long Term Tritium Accountability Demonstration of ZrCo Storage Bed by "In-Bed" Gas Flowing Calorimetry", Fusion Technology, V. 34, pp. 510-514, 1998.

울진원전 주변 해양확산 특성 연구

이갑복, 양양희, 방선영

한국전력공사 전력연구원, 대전시 유성구 문지로 65

gblee@kepco.co.kr

1. 서론

교육과학기술부고시 2003-12호 “원자로서설부지 수문 및 해양특성 조사·평가 기준”이 제정된 이후 원전으로부터 방출된 유출물의 해양확산 특성 평가 연구에 대한 필요성이 커지고 있다. 한국수력원자력(주)와 전력연구원은 신고리, 신월성, 신울진 원전 등 다수의 신규원전 건설이 계획 또는 추진되고 있는 동해안을 대상으로 광역 및 부지별 입지특성을 반영한 해양확산 평가모델을 개발하였다[1]. 본 연구에서는 울진원전을 대상으로 평년자료와 2005년 관측자료를 이용하여 해양확산을 모의한 결과를 토대로 울진원전 주변 해역에서의 해양확산 특성을 분석하였다.

2. 본론

2.1 해양확산 모델링 체계 및 입력자료

본 연구에서는 해수유동과 해양확산을 <표 1>과 같이 3단계로 나누어 모델링하였다.

Table 1. 해수유동 및 해양확산 모델링 체계

Items	Phase 1	Phase 2	Phase 3
Model	RIAMOM [2]	RIAMOM	EFDC
Domain	East Sea/Japan Sea	100 x 100km	15 x 35km
Mesh size	1/12°(9km)	1/36°(3km)	50~400m
Ver. levels	20(z-level)	20(z-level)	7(sigma-level)
Bathymetry	ETOPC5	ETOPC5	Nautical chart
Sea surface temperature	Obtained by ECMWF, JODC, KODC	Nesting of Phase 1 model results	Nesting of Phase 2 model results
Sea surface salinity	Obtained by JODC, KODC		
Wind stress	ECMWF		
Boundary data	In-outflow condition from the JCOPE OCM		Tide : Observation($M_2, S_2, K_1, O_1, M_{3,2}$) Current : Nesting of Phase 2 model results

1 단계에서는 동해 전체 해수순환을 모의하고,

2단계에서는 1 단계 모의결과를 이용하여 울진원전 부지 반경 80km 영역에서의 해수유동과 해양확산장을 구한다. 3단계는 2단계에서 구한 해수유동장을 이용하여 부지 반경 15km 정도의 협역에 대해 해수유동장과 해양확산장을 계산한다. 3단계에서 구해진 해양확산장을 다시 2단계의 해수유동장과 결합하여 부지 반경 80km까지의 해양확산장을 계산한다.

울진원전 주변의 평균적인 특성과 연변동 특성을 알아보기 위해 1961~2005년 관측된 평년자료와 2005년도 관측자료를 각각 이용하여 해수순환을 모의하였다. 관측자료는 국립수산과학원에 의해 관측된 장기 누년 평균된 격월 수온, 염분 자료(1961~2005년)와 본 연구에서 2005년 관측한 수온, 염분 및 유속자료를 사용하였다.

평년 해수 유동장을 모의하기 위해 일별 기상자료로 1998~2001년의 ECMWF 자료와, 2002~2005년의 JMA (Japan Meteorological Agency) MSM (Mesoscale Atmospheric Model)결과를 사용하였다. 해표면 열속자료는 일평균 기온, 운량, 상대습도, 바람, 강수량과 해표면 수온자료를 이용 bulk 방법을 통해 계산되었다. 제주와 대한해협을 통한 유입구의 수온과 염분자료는 1/6°격자의 Pacific Ocean Model 결과를 이용하였고 유입량은 1998~2005년의 월평균 수송량 자료를 사용하였다.

2005년도 해수유동장은 일본 큐슈대학교 응용역학연구실에서 수행하고 있는 동해예보모델의 2005년도 결과에 국립수산과학원과 본 연구에서 수행한 관측자료를 자료동화하여 모의하였다.

2.2 해수유동 및 해양확산 모델링 결과

평년 자료와 2005년도 자료를 토대로 수행한 해수유동장 모델링 결과를 <그림 1>에 제시하였다. 부지 반경 80km 영역의 전반적인 해수유동 특성을 살펴보기 위해 2단계 모델링 결과 중 겨울철과 여름철에 해당되는 자료를 제시하였다.

평년자료 자료를 이용한 해수유동장 모델링 결과, 울진해역 인근에서 동한난류가 북측에서 내

려오는 북한한류와 만나 동측으로 이안되는 형태를 보이고 있고 유속의 크기는 8월에 가장 크게 나타나고 있다.

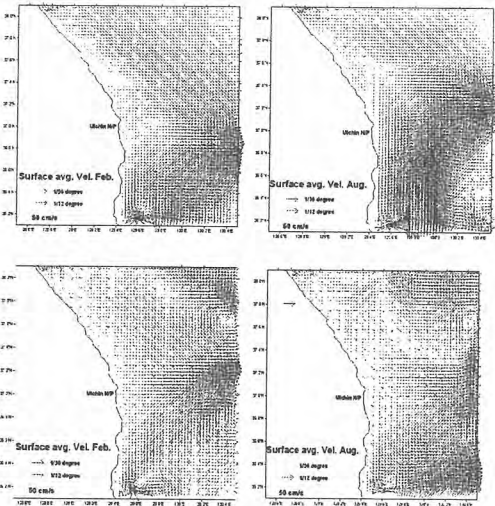


Fig. 1. 울진원전 주변 해수유동장 모델링 결과 (위 : 평년 자료, 아래 : 2005년도 자료, 좌 : 2월(겨울), 우 : 8월(여름))

2005년 모델결과에서는 여름철에 평년 결과에 비해 동한류가 약하게 나타나고 있으며 북측에서 내려오는 북한한류와 만나 동측으로 이안되는 지역이 평년 결과에 비해 남쪽에서 이루어지고 있다. 유속의 크기는 여름철 보다 겨울철에 더 강하게 나타나고 있다. 이와 같이 2005년 모델결과와 평년모델결과와 많은 차이를 보이고 있다. 이는 연도에 따라 동해의 해수순환이 큰 편차를 보이며 이에 따라 울진원전 해역에서의 해수유동장도 연도별로 큰 차이를 나타낼 수 있음을 시사해 준다.

평년 및 2005년도 자료를 이용하여 울진원전 반경 80km 해역에서 모델링한 정상상태에서의 액체 방사성 유출물 해양확산장을 겨울철(2월)과 여름철(8월)에 대해 <그림 2>에 제시하였다.

울진해역의 경우 평년 모델결과에서 모든 계절에 걸쳐 남북 방향의 확산보다 동측 방향의 확산이 크게 나타나고 있고, 겨울철(2월)에는 남측으로 확산이 다른 계절에 비해 다소 크게 나타나며, 여름철(8월)에 북측 방향의 확산이 조금 더 나타나는 경향을 보이고 있다.

2005년 자료동화 모델결과를 이용한 울진해역의 해양확산은 겨울철에는 주로 동측으로 확산이

크게 나타나며 여름철에는 북측으로의 확산이 주로 나타나고 있다. 이러한 평년 해양확산결과와 차이는 2005년의 해양순환이 평년결과와 다르게 나타나는 것에 기인한다.

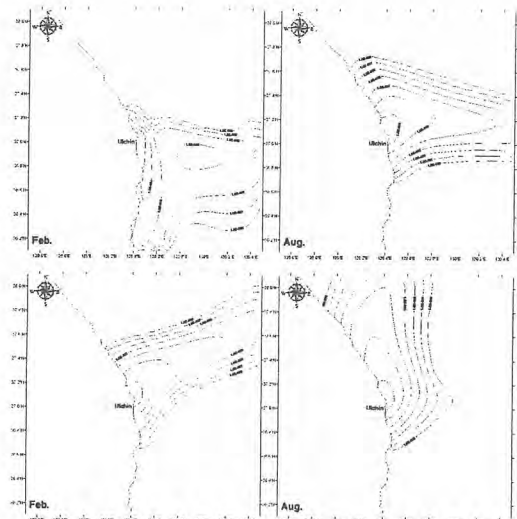


Fig. 2. 울진원전 주변 해양확산장 모델링 결과 (위 : 평년 자료, 아래 : 2005년도 자료, 좌 : 2월(겨울), 우 : 8월(여름))

3. 결론

울진원전 주변의 해양확산 특성을 알아보기 위해 해수유동과 해양확산장을 삼차원 모델을 이용하여 모델링하였다. 울진원전 주변에서의 해양확산 특성은 북한한류와 동한류의 연변동에 따라 매우 복잡하면서도 연도에 따라 큰 차이를 보이는 것으로 나타났다. 따라서 울진원전으로부터 배출되는 방사성물질의 해양확산 평가시에는 복잡한 해수유동의 특성을 세밀히 반영할 수 있는 평가방법이 요구된다.

4. 참고문헌

- [1] 한전전력연구원, "원전 액체 방사성 유출물 해양확산 평가기술 개발 최종보고서," 산업자원부, R-2004-A-064, 2006.
- [2] Lee, H.J. et al., "Comparison of RIAMOM and MOM in modeling the East Sea/Japan Sea circulation," *Ocean and Polar Res.*, 25(3) 287-302, (2003).

건식저장 PWR 사용후핵연료 시험장치의 열유동에 대한 전산유체해석

인왕기, 신창환, 전태현, 송근우, 최종원
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
wkin@kaeri.re.kr

1. 서론

가압경수로(PWR)의 사용후핵연료는 임시저장 수조에 보관후 재처리하거나 영구처분 된다. 국내 원전의 경우 사용후핵연료 처리방식이 아직 결정되지 않아 발전소의 임시저장 시설에 보관하고 있다. 따라서 국내에서는 근래에 사용후핵연료의 중간저장을 위한 건식저장 기술개발의 필요성이 높아지고 있다. 건식저장 방식은 사용후핵연료를 용기에 넣어 보관하는 것을 의미하며 용기내의 유체는 공기 또는 헬륨을 사용한다.

건식저장 용기내 사용후핵연료는 붕괴열(Decay Heat)에 의해 가열되므로 핵연료 손상을 방지하기 위해 핵연료 온도를 제한치 이하로 유지해야 한다. 사용후핵연료에서 발생한 열은 저장용기내 유체(공기, 헬륨 등)의 자연대류열전달 및 복사/전도 열전달에 의해 저장용기 외부로 방출된다. 따라서 사용후핵연료를 안전하게 보관하기 위한 저장용기를 설계하기 위해서는 저장용기 내부 핵연료 온도를 정확하게 예측하는 것이 중요하다. Lombardo 등[1]은 부수로 해석방법을 이용하여 건식저장 용기내 사용후핵연료의 피복관(Cladding) 온도를 예측하였으나 상세한 열유동 해석은 수행되지 못했다. 최근 인왕기 등[2]은 전산유체역학(Computational Fluid Dynamics) 방법을 이용하여 건식저장 용기내의 단일 핵연료집합체에서의 열전달 및 유동 특성을 분석하였다. 선행 CFD 연구는 CFD 해석방법의 적용성을 조사하기 위한 것으로 계산의 단순성을 위해 복사열전달을 무시하였다.

본 연구에서는 CFD 방법을 이용하여 원통형 건식저장 용기내부 PWR 사용후핵연료 시험장치의 열유동 특성을 복사열전달을 포함하여 분석하였다. CFD 방법으로 예측한 축방향 및 반경방향의 핵연료 온도분포를 실험결과와 비교하였다.

2. 본론

2.1 CFD 모델

CFD 해석을 위해 Fig. 1과 같은 원통형 용기내

부 PWR 사용후핵연료집합체(15x15 봉다발)의 시험장치를 모델링하였다. 핵연료 봉 외경과 봉 간격은 각각 10.7mm 와 14.3mm 이며 봉 길이는 3658mm 이다. 핵연료집합체는 204개의 연료봉과 1개의 계측기 안내관 및 20개의 제어봉 안내관으로 구성되어 있다.

시험장치의 대칭성을 이용하여 핵연료집합체와 저장용기의 1/8 영역을 CFD 해석대상으로 설정하였다(Fig. 2). CFD 모델은 저장용기 내부 유체 영역뿐만 아니라 핵연료 소결체(Pellet)와 피복관을 포함하고 있다. 본 CFD 해석에 사용한 전산격자 노드 수는 각각 440만(유체영역), 40만(피복관) 및 77만(소결체) 개다.

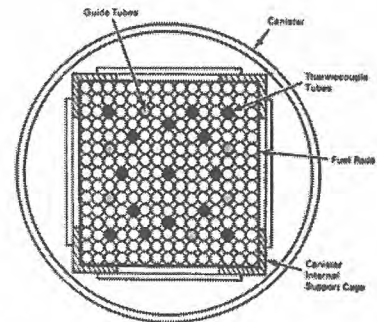


Fig. 1. Cross sectional view of PWR spent fuel test apparatus

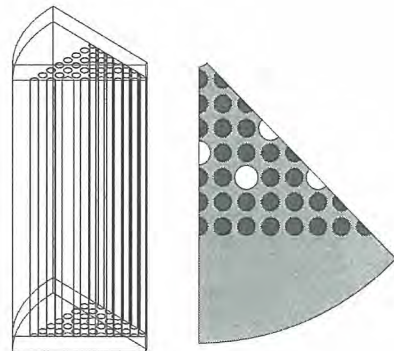


Fig. 2. CFD model for PWR spent fuel test apparatus

2.2 경계조건

시험 집합체의 붕괴열은 1.17 kW이고 반경방향 봉별 출력분포는 실험자료가 없으므로 균일한 것으로 가정하였다. 저장용기 내벽의 온도는 선행 부수로 해석연구[1]에서 사용한 온도분포와 동일하게 적용하였다. CFD 모델의 측면경계는 대칭조건을 설정하였다.

2.3 CFD 해석방법

본 CFD 해석시 두 개의 고체영역(소결체와 피복판)에서는 전도 열전달을 모의하고 유체영역에서는 자연대류(층류) 열전달 해석을 수행하였다. 특히 유체영역에서는 복사열전달을 계산하기 위해 등방성 복사열전달 모델(P1 모델)을 사용하였다. 저장용기내의 유체는 헬륨이다. 모든 지배방정식의 RMS 잔차가 10^{-5} 이하이고 고체영역과 유체영역의 온도변화가 0.1°C 보다 작을 때까지 반복계산을 수행하였다.

2.4 CFD 해석결과

Fig. 3은 CFD 방법으로 예측된 핵연료 온도분포를 나타낸 것으로 핵연료의 상하부에서 온도가 낮고 중간영역에서 높은 온도를 보이고 있다. 사용후핵연료 중간높이(183 cm)에서 예측된 핵연료 단면 온도분포는 핵연료집합체 중앙영역의 온도가 외곽연료봉의 온도보다 약 4°C 이상 높은 것으로 나타났다.

Fig. 4는 시험 핵연료집합체 중앙 계측기 안내관(봉 36)의 축방향 온도분포를 비교한 것이다. CFD 예측온도는 실험결과에 비해 현저히 낮게 나타났으나 포물선 모양의 축방향 온도변화의 특성은 실험결과와 잘 일치하고 있다.

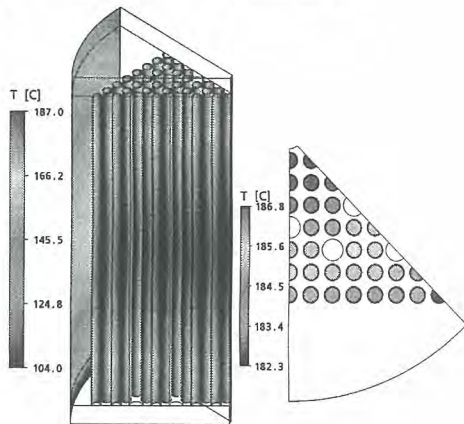


Fig. 3. Fuel temperature distributions

Fig. 5는 축방향 높이 185 cm에서 반경방향의 온도분포를 비교한 것이다. 중앙에서 외곽으로 갈수록 온도계측기 안내관(봉 36, 27, 16)의 측정온도는 20°C 이상 낮아지지만 CFD 예측결과는 약 2°C 로 매우 작은 감소를 보이고 있다. 이는 본 CFD 해석에서 반경방향의 연료봉 출력분포를 균일하게 가정했기 때문인 것으로 판단된다.

3. 결론

CFD 방법은 사용후핵연료의 온도분포의 특성을 비교적 잘 나타냈으나 실험결과에 비해 현저히 낮은 온도변화를 예측하였다. 향후 반경방향의 출력분포를 고려한 CFD 해석이 필요하다.

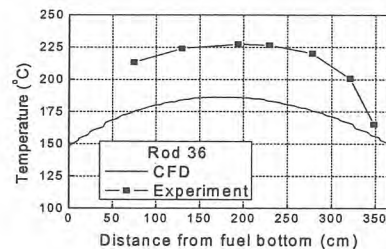


Fig. 4. Axial temperature profile for rod no. 36

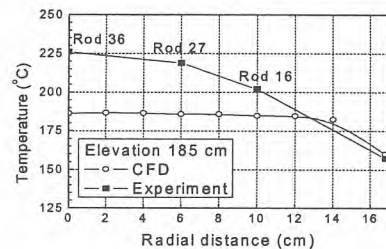


Fig. 5. Radial temperature profile at elevation 185 cm

4. 감사의 글

본 연구는 방사성폐기물관리기술개발사업의 지원으로 수행되었으며 이에 감사드립니다.

5. 참고문헌

- [1] N. J. Lombardo et al., COBRA-SFS: A Thermal-Hydraulic Analysis Computer Code, Vol. III, Validation Assessments, PNL, December 1986.
- [2] 한국방사성폐기물학회, 2009년 추계학술발표회 논문요약집, pp.476-477, 2009.

사용후핵연료 수송을 위한 가상 시나리오 설정 연구

이상현, 송종순, 이재민*

조선대학교, 광주광역시 동구 서석동 375

*에네시스(주), 대전광역시 유성구 구암동 328

leesanghoen@naver.com

1. 서론

현재 국내 원전에서 발생하는 사용후핵연료는 원전부지 내 임시저장시설에 저장관리 되고 있다. 현재 수송 가능한 경수로 사용후핵연료는 2009년 6월 말 기준으로 총 11,391다발(4,715 MTU)이며, 중간저장을 위해서 각 원전별 사용후핵연료 저장용량을 확장 중에 있다. 제 253차 원자력위원회 의결에 따라 원전 내 임시저장고 포화가 예상되는 2016년까지 중간저장시설 운영을 목표로 하고 있다. 따라서 수송경로를 고려한 수송 시나리오를 도출하여 분석하는 작업이 필요하다. 수송시스템과 수송시나리오는 상호 연계성이 있으므로 수송시스템을 구축하고 수송시나리오를 전산 모사하여 경제성 및 기술성 등을 종합적으로 분석한 후 적용 가능 시나리오별 수송시스템을 구축해야 한다. 안전성에 대한 신뢰도를 확보하여야 할 뿐 아니라 기술성, 경제성 등을 고려한 수송방안 수립이 필수적이다. 기술성을 평가하는 위험도 평가 프로그램을 사용하기 위해서는 각각의 입력변수값을 설정해야한다. 경제성을 평가할 수 있는 비용평가 측면에서의 개념적 접근법의 경우 다양한 추정방법이 존재하며 적절한 추정방법의 선택이 중요하다. 이를 바탕으로 본 연구는 중간저장을 위한 경수로에서 발생하는 사용후핵연료 수송시나리오를 설정하기 위한 구성요소를 조사하고 영향인자(변수)를 도출하여 시나리오를 생성했다. 국외의 사용후핵연료 수송 사례 검토를 통한 수송 수단별 영향 평가 체계의 특성 자료를 조사하고 지역 환경 특성에 반영이 가능한지 검토하여 원전별 해상운송 거리, 선박의속도등을 가정하여, 시나리오 변수를 설정하였다.

2. 본론

2.1 영향인자 도출

사용후핵연료 가상시나리오는 주민수용성, 안전성등을 고려하여 중·저준위 방사성폐기물 수송방식과 같은 해상 수송방식으로 고려하였다. 국내

의 수송안전성 평가프로그램 및 비용산정 연구결과를 분석하여 주요 영향인자를 설정하였다. 영향인자는 중간저장시설, 수송선박, 수송차량, 수송용기, 선하역장비, 대상원전, 수송물량, 적재용량등 여러 가지 항목들 중 대표적인 주요영향인자에 대해 변수로 나타내었고 나머지 항목은 가정하였다.

2.1.1 중간저장시설 위치

중간저장시설은 다량의 사용후핵연료를 수납하여 저장하여야 하므로 수송의 안전성, 편의성, 경제성 및 대민 수용성 등을 고려하여 위치를 고려해야한다. 항해 중에는 충돌 및 침몰 등의 사고는 발생이 없으며, 사고다발 지역 및 유조선 금지항로를 고려한 수송으로 가정하였다. 이를 위하여 해양경찰청등 유관기관의 통계자료를 분석하여 지역을 설정하였다. 중간저장위치는 영광 이북지역, 고리 인근지역으로 크게 두 군데로 고려해 보았다.

2.1.2 수송선박 적재량

수송선박의 적재량설정을 위하여 스웨덴의 S/F 수송선박인 M/S sigyn과 일본의 위탁재처리를 위한 Rokuei Maru, 프랑스의 Pacific Heron 및 Pacific Sandpiper를 사례를 검토하였다. 수송선박의 적재용량은 해상수송 경험이 있는 스웨덴의 경우 10개로 수송하였다. 최근 20, 24개의 다발을 싣을수 있는 PNTL사 선박의 설계자료를 바탕으로 3가지(15개, 20개, 25개)로 고려한 후 시나리오를 분석하였다.

2.1.3 수송용기

경수로 사용후핵연료 집합체를 수송할 수 있는 KSC-1, KSC-4 수송용기와 12개를 장전해 수송할 수 있는 KN-12 운반용기를 설계·제작하여 고리원전부지에서 호기간 이송작업에 활용한 바 있다. 현재 KN-18용기는 인허가중에 있다. 최근 외국의 경우 TN24TM 수송/저장 겸용 용기가 개발되어 있다. 이를 바탕으로 새로운 용기의 개발

이 중요시되고 있으며, 기술성, 안전성, 경제성, 신뢰성 등을 고려하여 21다발 또는 24다발의 수송용기개발을 가정하여 설정하였다. 다발 수에 따른 수송용기의 중량이 증가하므로 현재 원전에서 사용되는 취급크레인의 해결방안이 요구된다.

2.2 시나리오 설정

중간저장시설위치는 영광 이북지역, 고리 인근 지역으로 고려하였고, 수송선박의 적재량은 15, 20, 25개로 고려하였다, 현재 국내 원전에서 취급되는 크레인의 용량을 해결한다고 가정하고 21다발과 24다발의 수송용기 개발을 고려하였다. 위 변수인자를 바탕으로 실제 시나리오는 각각의 항목에 따라 다양한 시나리오가 생성될 수 있다. <표1>과 같이 영향인자에 대한 총 12개의 시나리오를 하나씩 생성하였다. 영광 이북지역으로 부지를 선정했을 경우 상대적으로 수송 시간이 늘어남에 따른 해상 수송운항 관련 안전성에 영향을 미친다. 그러나 타 지역에 비해 인구 밀도에 따른 주민집단선량등 안전성 측면과 크레인의 용량을 고려한 <표1>의 3번 안을 기본 시나리오로 설정하였다.

Table 1. 변수에 따른 가상시나리오 도출(12가지)

no.	중간저장시설	선박 적재용량	수송용기 적재용량
1	영광이북지역	15개	21다발
2	영광이북지역	20개	21다발
3	영광이북지역	25개	21다발
4	영광이북지역	15개	24다발
5	영광이북지역	20개	24다발
6	영광이북지역	25개	24다발
7	고리인근지역	15개	21다발
8	고리인근지역	20개	21다발
9	고리인근지역	25개	21다발
10	고리인근지역	15개	24다발
11	고리인근지역	20개	24다발
12	고리인근지역	25개	24다발

<표 2>는 3가지 변수를 고려한 시나리오3의 주요 항목을 나타내었다. 위 가상시나리오 항목의 원전의 적재 및 반출계통, 수송 용기 및 선박, 부두의 선적 및 하역계통, 중간저장시설의 수납 및 저장계통, 부대설비로 구성되고, 수송시나리오는 수송물량, 수송경로, 수송 용기 및 선박의 적재용량, 작업소요시간 등이 있다.

Table 2. 변수를 고려한 가상시나리오 항목(시나리오 3)

주항목	보조항목	가상 결정항목
저장시설	중간저장방식	소외중앙집중식
	중간저장위치	영광이북지역
	저장방법	건식
	저장용량	30,000MTU
수송선박	전용선박	INF-3급
	적재및하역방식	Lo/Lo방식
	적재용량	수송용기 20개
	수송방식	건식 수송
수송용기	적재용량	수송·저장(21다발)
물량	1단계물량 (2009.06 기준)	11,391다발 (고리,영광,울진)
		울진: 약 1,220km 고리: 약 905km 영광: 약 75km
항해시간 (22km/hr)	영광 이북지역 (서해 임해부지)	

3. 결론

본 연구에서는 수송시나리오를 설정하기 위한 영향인자를 도출하였고, 도출된 시나리오 중 부지별로 실현가능성이 높은 대표적인 가상시나리오 인자를 설정해 보았다.

향후, 위험도평가프로그램을 이용하여 해상수송에 따른 위험도평가를 수행 할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] KRMC, "사용후핵연료 수송·저장 개념평가 분야 기술현황 분석 보고서", 2009.
- [2] KRMC, "수송 시나리오 설정 보고서".
- [3] KINS, "방사성물질 수송의 모든 것", KINS/ER-064.
- [4] KAERI, "사용후핵연료 소외수송 방안분석 용역 최종보고서", 2008.
- [5] 원자력환경관리센터, "방사성폐기물 수송시스템 방안분석 최종보고서".
- [6] 송중순외, "사용후연료 비순환주기 시나리오 개발 최종보고서" 2008.
- [7] 송중순외, "방사성폐기물 산업 기반 조성을 위한 연구개발 추진전략 수립", 2009.
- [8] 이재민외, "방사성폐기물 해상운송 경로별 위험도 평가", 2007 한국방사성폐기물학회 추계학술대회 논문요약집 등.
- [9] 황주호외, "원자력발전소 사후처리사업 비용 평가 시스템 개발" 2008.

기술기준(일반설계기준)이 제시되어야하며 이에 따라 설계, 제작 및 건설되도록 하고 있다. 정성적 요건의 경우를 예로 들면, “설계수명동안 예상되는 방사선누적피폭을 견딜 수 있어야한다”. “연료의 붕괴열은 저장설계에 가정된 설계최대치 이내임을 연료연소도, 초기농축도, 원자로운전이력 및 붕괴열을 고려한 승인된 계산이나 측정에 의해 검증하여야 한다”. “용기설계압력은 핵연료피복관내의 모든 자유기체가 핵연료봉으로부터 용기로 방출된다 가정하에 계산된 용기내에서 발생할 수 있는 압력이어야한다”. “용기는 누설건전성을 유지하도록 설계되어야하며, 안전저장에 저해되도록 변형되어서는 않된다”고 명시하고 있다. 성능기준의 경우도 설계사건 등을 정하고 해당사건이 발생할 경우에도 안전성이 확보되어야하고, 이에 대한 방책이 강구되어야한다는 것이다. 건식저장 시스템을 구성하는 구조재료, 구조물등의 전반적인 공학적 요건은 사용후핵연료의 안전한 건식저장을 목적으로 한다는 점에서 인허가 요건의 범주내 포함될 것이므로 인허가와 연계된 요건분석이 이루어져야 할 것으로 판단된다.

현재 전 세계 상업적으로 이용되고 있는 건식 저장시설은 규제요건, 부지특성, 운전제한조건, 감시, 보수, 운전, 설계기준사고, 품질보증, 해체 등과 관련한 다양한 안전성관련 공학적요소를 고려하여 개발된 것일 수 있으므로, 이를 참고로 할 수 있고, 건식저장시설의 설계범위 및 세부사항은 안전성분석보고서를 포함한 기술적 설계사양서 등에 제시하며, 설계의 적합성에 대해서는 인허가 기관등의 사전승인이나 허가를 받아야 할 것이다.

2.3 적용사례

10CFR72에 따라 부지별허가와 일반허가 제도를 시행중인 미국의 사용후핵연료 중간저장시설의 인허가는 NRC가 사용후핵연료 저장시설의 안전성평가와 관련하여 사용후핵연료 독립저장시설(ISFSI)과 캐스크에 대하여 별도의 심사지침을 개발하여 적용하고 있는데, 부지별허가로 인증받은 미국내 원전은 Surry 원전등 약 11개소이며, 부합성인증서(CoC)로 승인받은 캐스크는 NAC-MPC 등 약 30여종이다. 다양한 종류의 캐스크들은 그 이름만큼이나 설계조건들이 다양하므로 국내에서도 핵연료가동 이력을 고려한 국내 특성에 적합한 경수로형 건식저장시설에 적용할 설계 및 성능사양이 갖추어져야 한다. 몇 가지 건식저장용기 설계특성을 Table1.에 나타내었다

Table 1. Dry Storage System Parameters

Description	HI-STAR100	HI-STORM100	MAGNASTOR
Fuel Type	PWR	PWR	PWR
# Assemblies	24	24	37
Max.Heat Load(kw)	19	27	35.5
Min.Cooling Time (years)	5	3	4
Max.Fuel Burnup (GWd/MTU)	42.1	68.2	60
Dual Purpose Canister -Length(m) -Outer Diameter(m)	4.83 1.74		4.69-4.87 1.83
Transfer Cask -Length(m) -Outer Diameter(m) Loaded Weight(t) (with water) -HI-TRAC 100 -HI-TRAC 125 -HI-TRAC 125D	4.98-5.12 2.32-2.4 87.09 - 90.26 107.23 - 111.13 103.65 - 107.05		4.84 2.24 104.1
Storage Cask -Length(m) -Outer Diameter(m) -Loaded Weight(t)	5.87-6.17 3.37 163.29		3.45 5.54-5.72 145.15-145.6
NRC Part72 Docket	72-1008	72-1014	72-1031

3. 결론

사용후핵연료 건식저장시설의 정성적인 공학적 요건에 대해 상용할 시설 설계특성의 제반요소가 연소도, 냉각기간, 보관될 사용후핵연료량, 구조재료의 선택등에 따라 다양해질 수 있으므로, 상업적으로 이용되고 있는 시설의 설계 및 운영특성을 참고로 하여 국내 경수로형의 사용후핵연료 특성에 적합한 설계특성을 결정하고 독자적 건식 저장체계를 구축할 일이다.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국 에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행중인 연구과제입니다.(No.2009171020001A-12-3-020)

5. 참고문헌

- [1] 교육과학기술부(한국원자력안전기술원) “방사선안전규제기술개발”, KINS/GR-360, 2007.
- [2] IAEA, “Design of Spent Fuel Storage Facilities”, IAEA Safety Series No116.
- [3] “Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation(Dry Storage Type)”, ANSI/ANS 57.9, 1982(R2000).
- [4] “Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation(Dry Storage)”, Reg. Guide 3.60.

강풍과 비산물에 대한 사용후핵연료 건식저장 캐스크의 안전성 예비 검증모델

정제학, 송민철, 육대식, 정해용, 안상면, 이윤근
한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 34
radwaste@kins.re.kr

1. 서론

캐스크 방식의 사용후핵연료 건식저장시스템의 안전성은 핵임계 방지, 붕괴열 제거, 방사선차폐, 수명기간 동안 격납성능 유지 등 다양한 안전사태에 대한 종합적인 평가를 통해 입증되어야 한다. 이 논문에서는 건식저장시스템의 안전성능에 영향을 미칠 수 있는 강풍과 비산물의 충돌에 의한 캐스크의 밀립과 전도에 대한 안전성을 검증할 수 있는 단순화된 평가모델을 제시하였다.

2. 본론

2.1 강풍에 의한 영향평가 모델

콘크리트 패드(Pad) 위에 수직 적치된 원기둥형 캐스크가 강한 바람을 받게 되면, 캐스크의 밀립(Sliding) 또는 전도(Overturning) 사건이 발생할 수 있다. 캐스크가 바람에 의해 받는 풍력(N)은 항력방정식(Drag Equation)을 이용해 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$F_{Wind} = \frac{1}{2} C_d \cdot \rho \cdot A_{Cask} \cdot v_{wind}^2, \quad (1)$$

여기서, ρ = 공기 밀도(kg/m³), v_{wind} = 풍속(m/s), A_{Cask} = 캐스크 단면적(m²), C_d = 항력계수(-).

캐스크 바닥면과 패드 사이의 마찰력(N)은 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$F_{Friction} = M_{cask} \cdot g \cdot \mu_{static}, \quad (2)$$

여기서, M_{cask} = 캐스크의 질량(kg), g = 중력가속도(9.81 m/s²), μ_{static} = 정적마찰계수(-).

풍하중에 의한 전도모멘트는 캐스크의 중량에 의해 저항을 받으므로, 전도모멘트(N·m)와 복원모멘트는 다음과 같이 계산할 수 있다.

$$M_{Tipping} = F_{Wind} \cdot h_{CM}, \quad (3)$$

$$M_{restoring} = M_{Cask} \cdot g \cdot r_{Cask}, \quad (4)$$

여기서, h_{CM} = 캐스크 질량중심의 높이(m), r_{Cask} = 캐스크 수평단면의 반지름(m).

수식 (1)내지 (4)로부터, 풍하중으로부터 캐스크의 밀립현상 및 전도가 발생되지 않기 위한 최소한의 조건은 각각 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$F_{Friction}/F_{Wind} > 1, \quad (5)$$

$$M_{restoring}/M_{Tipping} > 1. \quad (6)$$

2.2 비산물에 의한 영향평가 모델

중량 비산물(Missile)이 적치된 캐스크의 하부를 고속으로 충격하면 밀립이 일어날 수 있으며, 캐스크의 상부를 충격하면 전도가 일어날 수 있다. 비산물이 캐스크를 측면에서 충격한 직후 캐스크가 움직이는 최고속도(m/s)는 운동량 보존법칙에 따라 다음과 같이 계산할 수 있다(단, 캐스크의 회전운동이나 마찰은 무시).

$$V_{Cask} = \frac{m \cdot v_m}{M_{cask} + m}, \quad (7)$$

여기서, m = 비산물 질량(kg), v_m = 비산물 초기 속도(m/s).

충격 후 캐스크의 초기 운동에너지가 마찰에 의해 모두 소진될 때 까지 캐스크가 움직이는 거리(m)는 초기 운동에너지를 동적마찰력으로 나누어 줌으로써 다음과 같이 계산할 수 있다.

$$L_{sliding} = \frac{1}{2} \cdot \frac{V_{Cask}^2}{g \cdot \mu_{dynamic}}, \quad (8)$$

여기서, $\mu_{dynamic}$ = 동적마찰계수(-).

수식 (7)과 (8)을 정리하면 다음과 같다.

$$L_{sliding} = \frac{1}{2} \cdot \frac{\left(\frac{m \cdot v_m}{m + M_{Cask}} \right)^2}{g \cdot \mu_{dynamic}}. \quad (9)$$

비산물이 캐스크의 질량중심 최상부를 측면에서 충격하여 캐스크가 바닥면의 한 점 P를 중심으로 기울어질 경우 비산물의 충격전 각운동량과 캐스크의 충격후 각운동량은 동일하므로, 캐스크의 각속도(rad/s)를 다음과 같이 구할 수 있다.

$$\omega_{Cask} = \frac{m \cdot v_m \cdot h}{I_{Cask}}, \quad (10)$$

여기서, h = 캐스크의 높이(m), I_{Cask} = 점 P에 대한 캐스크의 각운동량($kg \cdot m^2$).

한편, 캐스크의 각운동량은 평행축 정리에 따라 다음과 같이 계산할 수 있다.

$$I_{Cask} = I_{CM} + M_{Cask} \cdot d^2, \quad (11)$$

$$= M_{Cask} \cdot \left(\frac{(3 \cdot r_{Cask}^2 + h^2)}{12} + d^2 \right)$$

여기서, I_{CM} = 질량중심에 대한 각운동량($kg \cdot m^2$), d = 질량중심과 점 P 사이의 거리(m).

충격 후 점 P를 중심으로 캐스크의 회전운동 에너지($N \cdot m$)는 질량중심의 상승에 따른 위치에너지로 전환되므로 다음과 같이 구할 수 있다.

$$E_{rot} = \frac{1}{2} \cdot I_{Cask} \cdot \omega_{Cask}^2 = \Delta h_{CM} \cdot M_{Cask} \cdot g, \quad (12)$$

여기서, Δh_{CM} = 질량중심의 상승 높이(m).

수식 (10)~(12)로부터 다음 식을 얻을 수 있다.

$$\Delta h_{CM} = \frac{1}{2} \cdot \frac{m^2 \cdot v_m^2 \cdot h^2}{M_{Cask}^2 \cdot g \cdot \left(\frac{(3 \cdot r_{Cask}^2 + h^2)}{12} + d^2 \right)}. \quad (13)$$

수식 (9)에서 특정 캐스크가 움직일 수 있는 최장 거리가 이웃한 최근접 캐스크 벽체와의 이격거리 보다 충분한 여유도를 확보할 경우, 비산물 충격에 의한 캐스크 밀립현상으로부터 안전성이 확보되었다고 말할 수 있다. 한편, 캐스크의 전복은 질량중심이 캐스크 회전중심점 P 직상부에 도달할 때 일어날 수 있으므로, 전복으로부터 안전성을 확보하기 위한 조건은 수식 (13)으로부터 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$\Delta h_{CM} < d - h_{CM}. \quad (14)$$

2.3 가상 저장시스템에 대한 시산결과

Fig. 1은 가상적인 건식저장 캐스크의 설계값에 근거하여 초속 100 m인 비산물이 질량이 100 톤인 캐스크의 최상부를 충격하는 경우, 캐스크를 전도시킬 수 있는 비산물의 질량을 수식 (13)을 이용해 추정한 결과이다. 시산결과에 따르면 질량이 약 2684 kg을 초과하는 비산물이 충격할 경우 캐스크의 전도가능성이 있음을 알 수 있다.

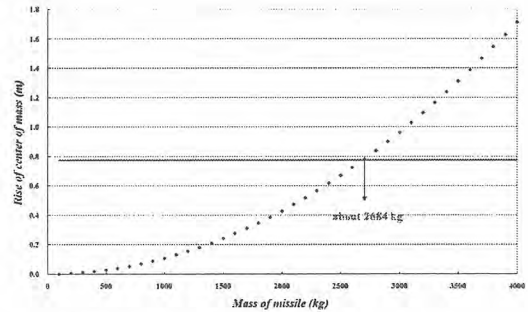


Fig. 1. Missile velocity for overturning of cask.

3. 결론

간단한 고전역학 이론에 근거하여, 강풍과 비산물의 충돌에 따른 사용후핵연료 건식저장 캐스크의 밀립과 전도에 대한 안전성을 검증할 수 있는 단순화된 예비모델을 도출하였으며, 가상적인 사례연구를 통해 그 적용성을 확인하였다. 제시된 예비검증 모델은 건식저장 시스템의 안전성에 대한 직관을 확보하고, 향후 본격적인 안전성 검증 체계 구축을 위한 기초자료로 활용될 수 있다.

4. 감사의 글

본 연구는 2009년도 지식경제부의 재원으로 한국에너지 기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다.

5. 참고문헌

- [1] Holtec International, Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System, Rev. 5, 2007.
- [2] ANSI/ANS-57.9, Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type), 2000.

재료 동특성을 고려한 고속충돌 시뮬레이션

이상훈, 방경식, 이주찬, 최우석, 서중석, 서기석, 김호동, 정세환*, 허훈*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

* 한국과학기술원, 대전광역시 유성구 과학로 335

shlee1222@kaeri.re.kr

1. 개요

한국원자력연구원에서는 사용후핵연료 임시저장 시설과 용기의 항공기 충돌 안전성 해석평가를 수행하기 위한 기술개발을 작년부터 수행하고 있으며 해당 연구의 일환으로 고속충돌 전산시뮬레이션에 필요한 재료 동특성을 시험적으로 평가하고 이를 반영한 전산시뮬레이션을 수행하는 작업을 진행하고 있다. 이 논문에서는 항공기 충돌과 같은 고속충돌(high speed impact) 문제에서 재료의 동특성을 고려해야하는 필요성을 논하고 사용후핵연료 수송/저장용기에 사용되는 주요 금속재료의 동특성을 시험적으로 취득하는 연구내용에 대하여 논한다. 시험적으로 얻어진 데이터를 가공하여 전산시뮬레이션에 활용하는 방법 및 간단한 예제에 대하여 수행한 해석결과를 제시하고자 한다.

2. 재료 동특성 및 시험평가

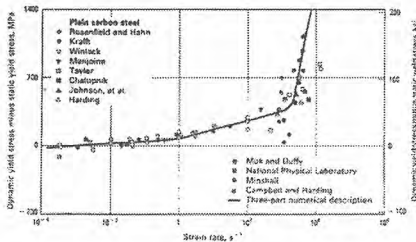


Fig. 1. 탄소강 항복응력의 변형률속도 의존성

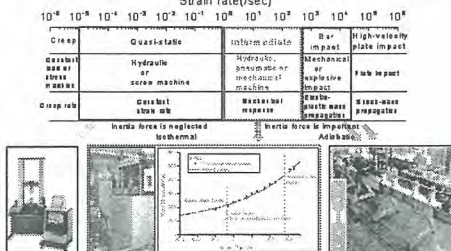


Fig. 2. 재료동특성 시험평가 기법 및 장비

일반적으로 재료는 변형률속도가 증가함에 따라 유동응력이 증가하며, 이때의 동적 하중과 정적 하중의 관계는 변형률속도에 의존하게 된다. 금속재료는 변형률속도가 증가할수록 강도가 증가하는 일반적인 경향이 있으나 그 정도가 각 재료마다 다르기 때문에 실험을 통해 고유의 물성치를 획득해야한다. 그림 1은 변형률속도의 자연대수 함수에 따른 탄소강의 항복응력의 변화를 나타낸 그림이다. 변형률속도가 증가할수록 항복응력이 점차 증가하다가 수천/sec를 지나면서 항복응력이 급격히 증가함을 알 수 있다. 일반적으로 강도가 높은 재료일수록 변형률속도 경화 현상이 작아지는 경향을 보인다.

이러한 동특성을 올바르게 평가, 측정하기 위해서는 각각의 변형률 대역에 적절한 시험 장비를 구축할 필요가 있으며, 특히 변형률속도가 수백/sec이상으로 높아지는 경우에는 부재가 균일하게 변형하지 않기 때문에 길이 방향을 따라서 전파하는 응력파를 고려할 수 있는 시험장비가 필요하다. 그림 2는 본 연구에서 사용된 시험평가 기법을 변형률속도 대역에 따라 도시한 것이다. 수백/sec까지의 대역에서는 중고속인장시험기가 사용되었으며 그 이상의 대역에서는 인장형 Hopkinson바 시험기가 사용되었다.

본 연구에서는 사용후핵연료 수송/저장용기에 많이 사용되는 SA-B193 B7, SA-182 F304, SA-350 LF3, SA-240 316L, SA240 304 총 5가지 강종의 동특성 시험평가를 수행하였다.

3. 재료 동특성 시험평가 결과 및 데이터 가공

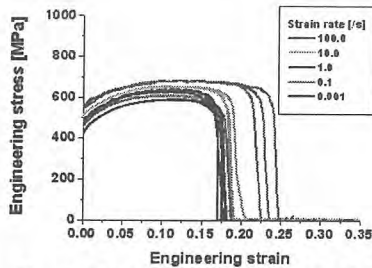


Fig. 3. 동특성 시험평가 결과 (SA350 LF3)

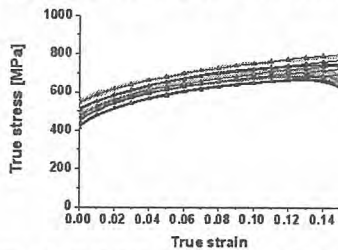


Fig. 4. 구간선형 소성모델로 가공된 데이터

그림 3, 4에 본 시험을 통하여 얻어진 데이터의 일부를 도시하였다. 시험을 통하여 얻어진 공칭응력-변형률선도를 진응력-변형률선도로 변환한 후, 균일 연신율을 보이는 구간에서 특정 점들을 기준으로 취하여 각각의 곡선을 Cowper-Symonds 곡선으로 근사한다. 이 곡선들로부터 충분한 데이터 포인트를 재생성한 후 이로부터 구간선형소성모델의 데이터를 얻어낸다. 구간선형소성모델 데이터는 ABAQUS/Explicit나 LS-DYNA와 같은 해석프로그램에 데이터 테이블의 형태로 직접 입력이 가능하여 추가적인 데이터 가공 없이 전산 해석을 수행할 수 있다.



Fig. 5. 단순화된 금속 CASK와 엔진 missile의 충돌 해석 (coupled)

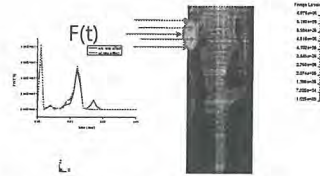


Fig. 6. 단순화된 금속 CASK와 엔진 missile의 충돌 해석 (decoupled)

4. 고속충돌 전산시뮬레이션 및 결론

항공기(F4-Phantom)의 엔진을 모사한 단순화된 Missile과 금속용기의 단순화 모델의 충돌을 고려한 전산시뮬레이션을 수행하였다. Missile을 직접 용기에 충돌시키는 연성된 방법 및 missile과 강체 벽의 충돌해석을 선행하여 충격력을 먼저 산정한 후 이를 용기에 적용하는 비연성 방법 두 가지 모두 수행하여 결과를 비교하였다. 두 가지 경우 재료의 변형률속도 의존성을 고려한 경우와 고려하지 않은 경우를 비교하였는데, 변형률속도 의존성을 고려한 경우 충격력이 약 7% 가량 증가하는 것을 확인할 수 있었는데, 이는 Missile이 고속 변형하는 과정에서 큰 변형률속도에 의하여 소성변형의 경화효과가 증대되었기 때문이다. 일반적으로 변형률속도 의존성은 재료의 유동응력을 증가시키기 때문에 이를 고려하지 않는 경우 보다 보수적인 평가를 할 수 있다고 생각하기 쉽지만, 이 문제에서와 같이 충돌체, 혹은 충격완충에 사용되는 완충체의 변형률속도 의존성을 고려하지 않는 것은 결코 보수적이지 않은 가정을 확인할 수 있었다.

5. 참고문헌

- [1] M. A. Meyers, Dynamic Behavior of materials, John Wiley & Sons, New York, 1994.

건식저장시 사용후핵연료 피복관 크리프 거동 고찰

방재건, 김선기, 양용식

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045

igbang@kaeri.re.kr

1. 서론

현재 국내 원자력발전소에서 연소후 방출된 핵연료는 발전소내 사용후핵연료 저장조에서 습식저장 방식으로 보관되고 있다. 그러나 발전소내 저장조의 저장능력의 한계가 있어 수년내 저장용량이 포화상태에 이를 것으로 예상되고 있다. 이에 따라 국내에서도 사용후핵연료의 처리가 이슈화되어 공론화가 추진되고 있어 조만간 사용후핵연료 관리에 대한 정책적인 방안이 수립될 것이다. 사용후관리방안의 하나인 건식저장시스템에 대한 연구가 현재 추진중에 있다.

건식저장방식이 확정되면 우선 저연소도 사용후핵연료부터 저장이 될 것으로 예상된다. 하지만 국내 사용후핵연료의 건식저장에 대한 시험자료를 확보하고 있지 않으므로 이들 사용후핵연료에 대한 건전성 평가 및 시험자료의 확보가 필수적이다. 사용후핵연료의 건식저장시 크리프 변형은 피복관 열화의 주된 요인중의 하나이다[1]. 본 논문에서는 국내 저연소도 사용후핵연료의 크리프 거동을 평가하기 위한 준비단계로 국내 사용후핵연료 현황, 열화기구, 인허가 기준에 대해 조사하였고 앞으로 수행할 크리프 특성 시험 및 크리프 모델 개발방향에 대하여 기술하였다.

2. 본론

2.1 국내 사용후핵연료 현황 및 인허가 기준

2.1.1 국내 사용후핵연료 현황 및 연소도

국내 경수로 원자력발전소에서는 표 1에서 보여주는 바와 같이 여러 가지 종류의 핵연료가 연소되었다. 표 1은 국내 사용후핵연료중 건식저장시 저연소도 핵연료로 건전성평가 수행되어야할 대상 연료의 범위를 정리한 것이다. 대상핵연료들은 NDR 상의 방출연소도가 봉최대 45,000 MWD/MtU, 집합체 평균 40,000 MWD/MtU 이하를 선정하였다. 이들 핵연료의 피복관 재질은 Zircaloy-4와 웨스팅하우스사의 improved Zircaloy-4가 사용되었다.

2.1.2 사용후핵연료 건식저장시 인허가 기준

사용후핵연료의 건식저장은 영구처분이 아닌 중간저장이며 영구처분 혹은 재처리를 위해서 저장 핵연료는 반드시 다시 인출되어야 하기 때문에 건식저장 중 핵연료의 손상이 발생하지 않도록 하여야 한다. 국내에는 아직 사용후핵연료 인허가기준이 설정되지 않은 상태이다. NRC에서 작성된 10CFR72는 저장기간동안 피복관의 건전성이 유지됨을 보이는 것을 의무화 하였으며 SRP (NUREG-1567)에서는 최소한 20년 이상 핵연료 봉이 건전하기 위해서는 정상/비정상 상태에서 각각 피복관 허용온도가 380℃/570℃이하로 유지되어야만 할 것과 40년간의 저장시 손상확률이 0.5%이하임을 보이도록 하고 있다[2].

2.2 사용후핵연료 크리프 거동 평가

2.2.1 사용후핵연료 크리프 시험

핵연료 피복관은 노내에서 연소하는 동안 수소농도가 증가하게 되고, 피복관의 기계적 특성에 영향을 주게 된다. 사용후핵연료의 건식저장시 피복관의 크리프 특성을 평가하기 위해서는 이의 영향을 고려하여야 한다. 또한 핵연료 피복관은 피복관 부식 및 기계적 특성을 향상시킨 고연소도 피복관을 지속적으로 개발하여 사용하고 있다. 국내에서는 고연소도 핵연료의 개발시 국내의 사용후핵연료중 방출연소도가 높은 핵연료를 대상으로 건식저장 조건에서의 크리프 시험을 수행한 바가 있다[3]. 시험은 수소영향을 고려하여 수소미주입피복관, 수소주입피복관 및 조사피복관을 대상으로 수행하였다. 그림 1은 피복관 유형별 인가응력에 따른 Larson-Miller Parameter 값을 도시한 것이다. Larson-Miller Parameter는 다양한 온도에서의 크리프 변형특성을 종합적으로 평가하여 크리프 수명을 평가하는 것으로서 크리프 변형에 대한 저항성의 척도로서 사용될 수 있다. 그림 2에서는 피복관내 수소에 의해 2차 크리프 변형율이 증가하는 것을 알 수 있었다.

2.2.2 사용후핵연료 크리프 거동 평가 모델

한국원자력연구원에서는 정상운전조건에서 핵연료 성능평가코드를 개발한 경험이 있으며, 사용후핵연료의 건식저장동안 예상되는 크리프 변형을 계산하기 위한 크리프 해석 방법 및 해석모델 개발하고자 한다. 조사후피복관의 크리프 변형은 1차 크리프변형과 2차 크리프변형으로 구성되며, 시간, 온도 및 응력에 의해 결정된다. 크리프 모델식은 2.2.1에서 기술한 크리프 시험을 수행하여 확보한 시험자료로부터 도출할 수 있다.

3. 결론

우리나라 원전에서 연소된 사용후핵연료는 발전소내 사용후핵연료 저장조에서 습식방법으로 저장되고 있으나 2016년도에 저장용량이 포화상태에 이를 것으로 예상되고 있으며, 이에 대한 방안으로 건식저장방식이 고려되고 있다. 저장방식의 변경으로 건식저장시 사용후핵연료의 건전성 평가가 이루어져야 하며, 사용후핵연료 피복관의 건전성에 가장 영향을 끼치는 요인중의 하나가 크리프 변형으로 건식저장시 사용후핵연료의 거동을 예측할 수 있어야 한다. 따라서 국내의 다양한 사용후핵연료를 대상으로 시험매트릭스를 결정하고 건식저장 조건에서의 크리프시험을 수행하고, 크리프 시험결과를 활용하여 크리프 거동을 예측할 수 있는 모델이 개발되어야 한다.

4. 참고문헌

- [1] L. D. Blackburn, D. G. Ferwick, S. R. Fields, L.A. James, and R. A. Moen, Hanford engineering Development Laboratory Report, HEDL-TME 78-37 (May 1978).
- [2] A. B. Johnson, Jr et al., "Technical basis for storage of Zircaloy-Clad spent fuel in inert gas", PNL-4835.
- [3] S. K. Kim, J. G. Bang, D. H. Kim, I. S. Lin, Y. S. Yang, and Y. H. Koo, "Hydrogen effects on creep behavior of Zr alloy nuclear fuel cladding under dry storage condition", Transactions of the Korean Nuclear Social Spring Meeting, Jeju, Korea (Oct. 2010).

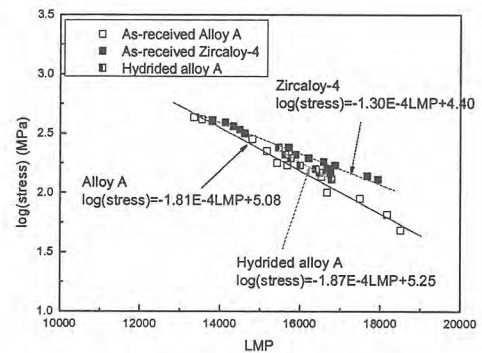


Fig. 1. 피복관 유형별 인가응력에 따른 Larson-Miller Parameter

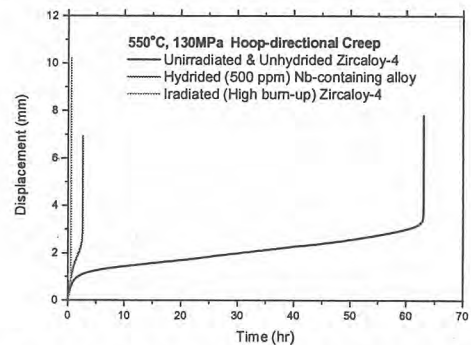


Fig. 2. 미조사, 수소주입, 조사 피복관의 크리프 특성 비교 (H=500ppm, 550°C)

Table 1. 건전성평가 대상 사용후핵연료 범위

발전소	집합체 형태	주기	핵연료종류	피복관
고리 1	14x14	1~13	STD-WH OFA-WH KOFA	Zry-4
고리 2	16x16	1~12	STD-WH KOFA STD-WH STD-KNF	Zry-4 Zry-4(W)*
고리 3	17x17	1~8	STD-WH OFA-WH KOFA	Zry-4
고리 4	17x17	1~7	STD-WH OFA-WH KOFA	Zry-4
영광 1	17x17	1~9	OFA-WH KOFA	Zry-4
영광 2	17x17	1~9	OFA-WH KOFA V5H	Zry-4
울진 1	17x17	1~6	STD-FRA KOFA	Zry-4
울진 2	17x17	1~6	STD-FRA KOFA	Zry-4(W)*

주) * : Improved Zircaloy-4

비례계수기를 이용한 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 측정에 관한 연구

이완로, 최상도, 김희령, 정근호, 조영현, 강문자, 최근식, 이창우

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

petor@kaeri.re.kr

1. 서론

비례계수기는 일반적으로 핵종분석에는 이용되지 못하고 주로 방사능 측정에 주로 적용된다. 즉 시료중에 어떤 핵종이 포함되어 있는지는 구별할 수 없고 단지 계수율을 측정하여 방사능 농도만을 측정하는데 사용된다. 비례계수기를 이용하여 대기 중의 노블가스, 즉 방사성 제논을 측정시에도 주로 총 제논의 농도만을 분석할 수 있다. 그러나 핵활동 및 기타 원자력관련 시설에 대한 영향을 파악하기 위해서는 제논 동위원소 측정이 필요하고 중요하다.

본 논문에서는 비례계수기를 이용하여 대기 중 방사성 제논 분석 시 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 측정 방법을 연구하였다. 본 논문에서 제시하는 방법은 핵활동 및 기타 영향을 파악하기 위해 필요한 네 개의 동위원소 중 두개의 방사성 동위원소를 측정하는 방법에 대한 것이다. 정확한 원인 분석을 위해서는 네 개의 방사성 동위원소 측정이 필요하지만, 두개의 동위원소 측정만으로도 병원시설의 영향등은 구분할 수 있다.

2. 본론

대기 중 방사성 제논을 분석하기 위해서는 특수장비를 이용하여 포집 후 분리하여, 비례계수기를 이용하여 계측을 한다[1-3]. 비례계수기를 이용하여 방사성 제논을 구할 경우에는 동위원소 네 개의 방사능을 각각 구분하지 못하고 총 제논의 방사능만을 구할 수 있다. 그러나 방사능 농도 변화를 측정하여 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 각각의 방사능을 측정할 수 있다. 방사성 제논 동위원소 중 관심있는 핵종은 네 종류가 있고 그 특성은 표 1에서 보여주고 있다.

표 1에서 보면 대부분 핵실험, 발전소를 통해서 나오지만 병원에서도 발생할 수 있다. 병원 또는 동위원소에서 주로 방출하는 방사성 제논은 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 이다. 만일 총제논의 농도가 높을 경우에 농도의 시간에 대한 변화량을 측정하면 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의

양이 많은지 또는 ^{133}Xe 의 양이 많은지를 알 수 있다.

Table 1. 주요 방사성 제논 종류 및 특성

핵종	^{135}Xe	^{133}Xe	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	$^{131\text{m}}\text{Xe}$
반감기	9.1h	5.25d	2.19d	11.93d
발생 원인	핵실험, 발전소, 병원(발생원에 따라 비율과 양이 다름)			

$^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 경우는 ^{131}I 에서 베타 붕괴를 하여 생성되기도 한다. ^{131}I 의 경우는 갑상선 환자 치료에 많이 이용되고 있기 때문에 병원주변에서 또는 ^{131}I 생산하는 주변에서는 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 이 측정될 확률이 높다. 표 1에서 보였듯이 방사성 제논 네 개는 모두 반감기가 다르다. 만일 총 제논값이 높다면 일정한 주기로 계속 측정하여 농도 변화의 기울기를 측정하면 쉽게 두 핵종의 비를 알 수 있다. ^{133}Xe 이 100 % 존재하는 경우에는 5.25 일 지나면 처음 측정된 양의 반으로 측정될 것이다. 위의 내용을 식으로 표현하면 (1)과 같이 표현된다. 여기서 $A_{Xe-133}(0)$ 는 처음 측정했던 ^{133}Xe 의 방사능이다.

$$A_{Xe-133}(t) = A_{Xe-133}(0) \times \exp^{-\lambda_{133} \times t} \quad (1)$$

총 제논 중 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 이 대부분 차지한다면 방사능 농도는 식 (2) 따라서 감소할 것이다.

$$A_{Xe-131\text{m}}(t) = A_{Xe-131\text{m}}(0) \times \exp^{-\lambda_{131\text{m}} \times t} \quad (2)$$

식 (1)과 식 (2)에서 반감기가 다르기 때문에 감소하는 비율이 달라질 것이다. 그림 1에서 보면 식 (1)과 식 (2)에 따라서 방사능의 감소율을 보여주고 있다. 즉 ^{133}Xe 만 있을 경우가 감소하는 비율 즉 기울기가 급하고 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 경우는 기울기가 완만하다.

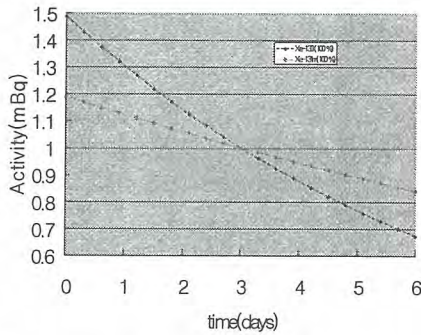


Fig. 1. ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 만 각각 존재할 경우 방사능 농도의 시간에 대한 감소선

그러나 총 제논 중 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 이 혼합하여 포함한다면 방사능의 감소는 식(3)에 의해서 이루어질 것이다. 그림 2에서 보면 기울기가 급할수록 ^{133}Xe 이 많이 포함되어 있는 경우고 기울기가 완만할수록 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 이 많이 포함되어 있다.

$$A(t) = A_{Xe-133}(0) \times \exp^{-\lambda_{133} \times t} + A_{Xe-131m}(0) \times \exp^{-\lambda_{131m} \times t} \quad (3)$$

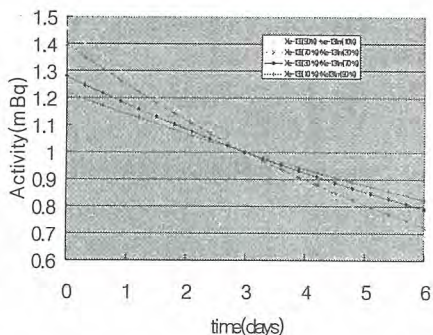


Fig. 2. ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 가 혼합하여 존재할 경우 방사능 농도의 시간에 대한 감소선

그림 2에서 보였듯이 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 혼합비에 따른 방사능 농도 변화를 보여주고 있다. 대기 중 방사성 총 제논의 양이 높게 측정되었을 경우 비례계수기를 이용하여 주기적으로 한다. 측정시간 0을 기준으로 맨 위쪽 라인을 따라서 방사능이 감소한다면 이 경우 ^{133}Xe 만 있는 경우를 의미한다. 반대로 맨 아래의 라인을 따라서 감소한다면 식(2)에서 나타냈듯이 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 만 존재하는 경우를 의미한다. 그러

나 실제 시료를 측정할 경우 주로 혼합된 방사능을 보이는데 만일 그림 2의 두 번째 라인을 따라서 방사능이 감소한다면 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 존재비가 9대 1의 경우를 의미한다. 반대로 아래에서 두 번째의 경우는 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 존재비가 1대 9인 경우이다. 즉 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 동위원소가 월등히 많은 경우를 의미한다. 이런 경우는 주로 의료용 동위원소 생산시설 주변이라든가 병원 주변의 대기 시료에서 나타날 수 있다.

본 논문에서 제시된 방법으로 비례계수기를 이용하여 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 방사능 농도를 측정할 수 있다. 이렇게 각각의 방사능 농도를 측정하여 대기 중 방사성 제논의 기원을 유추할 수 있다. 즉 병원 및 의료용 시설에 의한 영향인지 아니면 기타 발전소 등 다른 영향인지를 알 수 있다.

3. 결론

본 논문에서는 비례계수기를 이용하여 대기 중에 방사성 제논 분석 시 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 방사능 농도를 측정하는 방법론을 소개하였다. 비례계수기는 원래 핵종분리를 할 수 없으나 방사능 감소를 측정하여 즉 반감기가 다른 특성을 이용하여 제논 동위원소 중 ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 의 방사능을 측정할 수 있는 방법론을 시도하였다. ^{133}Xe 및 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 각각의 방사능 측정이 중요한 이유는 그렇게 분리 측정해야 정확히 기원을 알 수 있고 이를 통해서 원자력관련시설들의 영향인지 병원 및 의료용 동위원소 생산시설의 영향인지를 정확히 알 수 있다. 시료 중 평상시 변동범위를 넘는 방사능이 측정되었을 경우 위에서 제시한 방법을 이용하여 보다 정확한 원인을 규명할 수 있을 것이다.

4. 참고문헌

- [1] Y. Igarashi, H. Sartorius, T. Miyao, W. Weiss, K. Fushimi, M. Aoyama, K. Hirose and H. Y. Inoue, 85Kr and 133Xe monitoring at MRI, Tsukuba and its importance, J. of Environmental Radioactivity, 48, 191-202, 20002.
- [2] 한국방사성폐기물학회, 2010년 춘계학술발표회 논문요약집, PP. 399-400, 2010.
- [3] 대한방사선방어학회, 2010년 춘계학술발표회 논문요약집, PP. 168-169, 2010.

수용액 중 방사성 핵종 정량(Cs, Tc-99, Pu, U)을 위한 전처리 방법

표형열, 김영복, 송병철, 이명호, 최광순, 한선호
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nhypvo@kaeri.re.kr

1. 서론

수용액 중에서 Cs, Tc-99, Pu, U 등의 존재를 알기 위해서는 수용액을 가능한 한 적은 양을 이용하여 가능한 한 각각의 핵종을 순차적으로 정량할 필요가 있다. 이를 위하여 Cs는 인수용액 자체를 감마 측정하여 정량하고 Tc-99, Pu, U 는 수용액을 염산 산성 후 Fe 화합물을 넣고 다시 암모니아를 가하여 $\text{Fe}(\text{OH})_2$ 공침으로 Tc-99, Pu, U를 수용액으로부터 분리 분석하는 방법을 검토하였다.

2. 본론

2.1 실험 및 방법

2.1.1 1, 2 차 수용액 전처리 실험

ASTM -3865-90¹⁾의 물중에서 Pu 분석방법을 참고하여 1차 예비실험을 하기 와 같이하였다. 증류수 500mL를 1L 유리비커에 넣고 75mL C-HNO₃를 첨가하여 산성화 한 후 Re 10mg,

B 40mg, Cs 10mg, U 1.1mg 을 넣고, 60℃에서 1시간 가열 후 1mL ferric chloride carrier 용액 (50mg Fe)을 넣고 10 분간 저어줌. 저어주면서 Fe-hydroxide 침전이 보일 때 까지 진한 암모니아용액을 가하고 용액의 pH는 pH paper를 이용하여 9-10을 유지하여 저어준 다음 침전이 가라앉도록 하루저녁 방치함. 맑은 상등액은 조심스럽게 버리고 남아있는 용액은 원심 분리(2500 rpm x 10min)하여 제거함. 침전물은 소량의 진한질산 (5mL 정도면 가능함)으로 녹이고, 증류수로 20mL 로 하여 ICP-AES 측정하여 각 첨가원소들의 회수율을 구하였다.

2.1.2 3 차 수용액 전처리 실험

증류수 500mL 를 1L 유리비커에 넣고 75mL C-HNO₃를 첨가하여 산성화 한 후 Tc-99 (240 Bq), B 40mg, Cs 10mg, U 1.1mg 을 넣고, 60℃

에서 1시간 가열 후 1mL ferric chloride carrier 용액 (50mg Fe)을 넣고 10 분간 저어줌. 저어주면서 Fe-hydroxide 침전이 보일 때 까지 진한 암모니아용액을 가하고 용액의 pH는 pH paper를 이용하여 9-10을 유지하여 저어준 다음 침전이 가라 앉도록 하루저녁 방치함. 맑은 상등 액은 조심스럽게 버리고 남아있는 용액은 원심 분리(2500 rpm x 10min)하여 제거함. 침전물은 소량의 진한 질산 (5mL 정도면 가능함)으로 녹이고, 증류수로 20mL 로 하여 회수율을 측정하였다.

2.1.3 4 차 수용액 전처리 실험

Re/Tc-99 회수율을 증가시키기 위해 논문²⁾참고하여 ,0.7g/L $\text{Fe}(\text{II})\text{SO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$, 0.2g/L $\text{Fe}(\text{III})\text{Cl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ 를 넣어 Re/Tc-99를 환원시켜 Fe 공침을 시켜 회수율 측정하였다.

2.1.4 5, 6 차 수용액 전처리 실험

증류수 500mL 를 1L 유리비커에 넣고 U (20ug NU, 1Bq), Tc-99 (24.77 Bq), Pu-242 (1Bq) 를 첨가하고, 5 mL C-HCl를 첨가하여 산성화 (pH 1)하고 1 시간 저었다. 0.35g $\text{Fe}(\text{II})\text{SO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$, 0.25g $\text{Fe}(\text{III})\text{Cl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ 를 넣고 20분간 저어준 후 Fe-hydroxide 침전(검은 색)이 보일 때 까지 진한 암모니아용액 (25%)을 가하여 용액의 pH는 pH paper를 이용하여 9-10을 유지하며 30 분 정도를 더 저어준 다음 침전이 가라앉도록 3 시간 방치 후 맑은 상등 액은 조심스럽게 버리고 원심 분리하여 Fe-ppt를 원심 분리관에 모아 진한 질산을 첨가하고 저은 가열하여 Fe-ppt 를 녹이고 Tc-99는 LSC, U/Pu는 UTEVA³⁾를 사용하여 분리 후 회수율을 측정하였다.

2.2 결과

실험결과 각 첨가원소들의 회수율은 1, 2차: Re (0.3, 0.7 %), U (44, 92.5%), B (1.7, 2.7%) 이 었고, 3차 회수율은 Tc-99의 회수율이 1.8% 이 었다. 4차 회수율은 Re (0.28%), Tc-99 (95%), U

(< 95%) 이었다. 상기 실험결과를 참조하여 만든 실험방법을 5, 6차에 적용결과 Tc-99, Pu, U의 회수율은 90% 이상으로 좋은 결과를 얻었다.

Radiochim. Acta 90. 81-85 (2002).

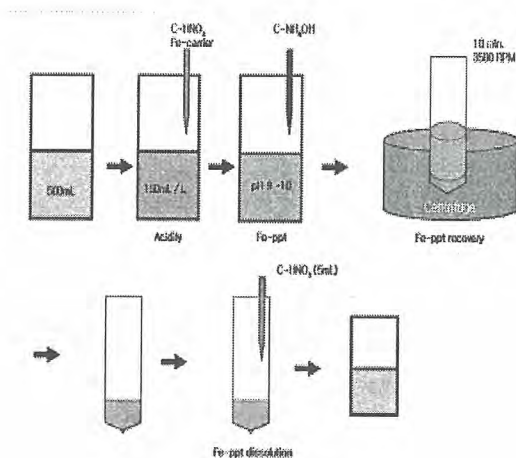


Fig. 1. Flow sheet of pretreatment

3. 결론

수용액 중에서 Cs, Tc-99, Pu, U 등의 함량을 알기 위해서는 가능한 한 적은 량의 용액을 이용하여 가능한 한 각각의 핵종을 순차적으로 정량할 필요가 있다. 이를 위하여 Cs은 인수용액 자체를 감마 측정하여 정량하고 Tc-99, Pu, U 는 수용액을 염산 산성 후 Fe (II) 화합물을 넣어 Tc-99를 환원시키고 암모니아를 가하여 $\text{Fe}(\text{OH})_2$ 공침으로 Tc-99, Pu, U를 수용액으로부터 분리 분석하는 방법을 실험으로 확인하였다.

4. 참고문헌

- [1] ASTM. D-3865-90 "Standard test method for Plutonium in water".
- [2] E. Holm and J. Rioseco. "Determination of ^{99}Tc in environmental samples" Nuclear Instruments and Methods in Physics Research 223 (1984) 204-207.
- [3] A. Morgenstern, C. Apostolidis, R. Carlos-Marquez, K. Mayer and R. Molinet "Single-column extraction chromatographic separation of U, Pu, Np and Am".

국내 심부지하수의 용존 불소저감에 대한 연구

장용수, 김진영, 류지훈, 고용권, 박상원*

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*계명대학교, 대구광역시 달서구 신당동 계명대학교 에너지환경과학과

jys499@kaeri.re.kr

1. 서론

강수가 토양을 거쳐 형성되는 지하수에 대하여 수리적인 특성뿐만 아니라 화학적 특성 또한 지하수 체계를 이해하기 위하여 많은 연구가 진행되고 있다. 최근 지하 공간 이용 산업의 확대로 지하수 체계에 대한 수리학적 및 지화학적 환경영향 평가 연구가 다양하게 이루어지고 있다. 지표수 및 지하수의 수리화학적 특성은 강수가 지표수와 지하수를 형성할 때 유동경로를 따라 이동하는 과정에서 주변매질 및 환경과 반응하면서 다양한 화학조성을 띄게 된다. 특히 지하수의 화학적 특성은 지하수의 유동체계에서 나타나는 화학적 결과물이라 할 수 있다. 지하수는 지하로 유입된 후 지하수 유동 환경에 따라 다양한 화학조성을 갖게 된다. 즉, 지하수 심도에 따라 각기 다른 화학적 특성을 나타내게 된다. 본 연구는 심부 지하수의 용존 불소농도를 효율적으로 환경기준 이하로 저감 할 수 있는 방법을 제시 하고자 한다.

2. 본론

2.1 재료

비표면적이 넓고 균일한 나노 사이즈의 미세 기공이 규칙적으로 배열되어 있기 때문에 미세 입자들을 선택적으로 분리 흡착할 수 있는 메조포러스 실리카(mesoporous silica)물질을 제조하고, 불소이온의 화학적 흡착을 위해 란타늄을 이용하여 표면 전하를 양전하로 치환하여 흡착물질로 사용하였다. 불소용액은 NaF 표준시약을 사용하여 10ppm의 고농도로 제조 하였다.

2.2 실험방법

흡착실험은 100ml Polyethylene bottle에 각각 10ppm의 불소표준용액과 0.1g의 메조포러스 물질을 투입 후 0.1M-HCL, 0.1M-NaOH 용액을 사

용하여 pH를 3~11로 조절하고, 12시간동안 실온에서 교반하였다. 12시간 후 각각 pH를 측정하고 0.45 μ m 필터로 여과한 후 불소의 잔류농도를 측정함으로써 pH에 따른 제거율을 구하였다. 실험방법을 Figure 1에 간단히 나타내었다.

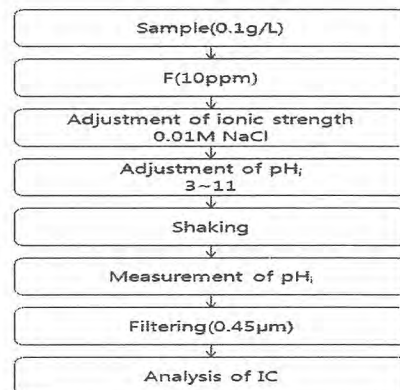


Fig. 1. Flow diagram of adsorption experiment

2.3 분석방법

pH측정은 pH-Meter(Thermo Orion 5Star pH, ISE, Cond, DO, Portable)을 사용하였고. 흡착실험 후 불소의 잔여농도를 분석하기 위하여 IC(Ion Chromatography DIONEX DX-500)를 사용하였다.

3. 결론

본 연구에서는 국내 심부지하수에 불소이온이 고농도로 존재 할 때 효율적으로 기준농도 이하로 처리 할 수 있는 방법을 연구하였다. 비표면적이 넓은 나노 사이즈의 메조포러스 실리카 물질을 이용하여 모의실험을 한 결과 10ppm의 고농도 불소이온이 약 100%가까이 제거되는 것으로 나타났다.

4. 참고문헌

- [1] 자원환경지질, 34권 5호, p.255-269.
- [2] Kresge, C. T., Leonowicz, M. E., Roth, W. J., Vartuli, J. C., and Beck, J. S., Ordered mesoporous molecular sieves synthesized by a liquid-crystal template mechanism, *Nature* 359, 710(1992).
- [3] Beck, J. S., Bartuli, J. C., Roth, W. J., Leonowicz, M. E., Kresge, C. T., Schmitt, K. D., Chu, C. T-W., Olson, D. H., Sheppanrd, E. W., McCullen, S. B., Higgins, J. B., and Schlenker, J. L., *J. Am. Chem. Soc.* 114, 10834(1992).

울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따른 부식생성물 영향 평가

최진수, 양호연, 성기방

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

feliz@khnp.co.kr

1. 서론

1989~1992년 웨스팅하우스와 웨스팅하우스 사용자 그룹(WOG; Westinghouse Owners Group)에서 Pressurized Water Reactor (PWR) 원전 일차계통의 아연주입 연구를 수행하였다. 그 연구 결과로 아연 주입이 계통 선량률 및 금속 재질 부식을 저감, Alloy 600 재질의 PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking)를 억제하는 효과가 있다고 보고되었다[1]. 그에 따라 1994년 미국 Farley 2호기 원자로냉각재에 아연주입을 시행하였고, 이후로 현재 전 세계 60개의 PWR 원전 (PWR의 23%)에서 선량저감 및 부식저감 목적으로 원자로냉각재에 아연주입을 시행하고 있다[2,3].

국내 원전에서도 운전년수 증가에 따른 니켈, ^{58}Co , ^{60}Co 과 같은 부식생성물로 인한 누적선량 증가 문제로 선량저감 기술에 대한 관심이 증가되고 있다. 따라서 울진1호기에서 17주기 운전 중 선량 저감을 목적으로 원자로냉각재에 아연주입을 실시하였다. 울진1호기 아연주입은 국내 최초로 적용된 아연 주입 기술로써 1차측 수질환경에서의 아연의 거동과 주요 관심 부식생성물에 대한 아연주입 효과에 대해 분석 및 평가가 수행되어야 할 필요가 있다.

본 논문에서는 울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따른 아연, 니켈, ^{58}Co , ^{60}Co 의 농도 분석을 수행하였고, 아연 주입량에 따른 아연농도 검출 시점에 대한 평가 및 아연 농도에 따른 니켈, ^{58}Co , ^{60}Co 농도에 대한 아연주입 영향평가를 수행하였다.

2. 본론

2.1 부식생성물 제거 메커니즘

아연이 원자로냉각재에 주입되면, 높은 치환에너지로 산화막의 부식생성물과 치환반응을 일으켜 기존의 산화막을 얇고 부식 환경에 강한 안정된 산화막으로 재형성하게 된다[3]. 이러한 치환반응에서 아연은 1차측의 주요 부식생성물이자 누적선량에 가장 영향을 많이 미치는 니켈 및 ^{58}Co , ^{60}Co 을 용출시키게 되고, 이렇게 용출된 부식생성물은 이온교환수지에서 제거된다[3].

2.2 울진1호기 아연주입

울진1호기 아연주입은 국내 최초로 수행되었으며, 17주기 운전 중에 수행하였다. 주입시점은 노심에 미치는 영향을 최소화하기 위해 노심 출력이 안정된 운전주기 후반에 주입을 시작하였다. 1차 아연주입은 '10.4.19에 시작하여 '10.8.25 종료하였으며, 129일간 아연수용액을 지속적으로 주입하였다. 아연 수용액은 5~10 ml/min의 유량으로 10~20 g/day 주입하였으며, 누적 아연주입량은 1.8 kg 이다.

아연주입은 Chemical and Volume Control System (CVCS)의 Charging Pump 전단에서 이루어 졌으며, 아연수용액은 자체 제작한 주입장치의 미량 정량펌프를 이용하여 유량제어를 통해 주입하였다.

2.3 원자로냉각재 부식생성물 측정

원자로냉각재의 시료채취는 CVCS 탈염기 전단에서 Grab Sampling으로 수행하였다. 아연 및 니켈 분석은 Inductively Coupled Plasma - Optical Emission Spectrometer (ICP-OES), ^{58}Co 과 ^{60}Co 은 High Purity Germanium (HPGe) Detector를 이용하여 분석하였다. Table 1에서는 각 항목에 대한 측정농도와 분석주기에 대해서 보여주고 있다.

Table 1. Monitoring Primary Water Parameters

분석 항목	측정 농도	분석 주기
Zn	ppb	1회/일
Ni	ppb	1회/주
^{58}Co	$\mu\text{Ci/cc}$	1회/주
^{60}Co	$\mu\text{Ci/cc}$	1회/주

분석주기는 EPRI 아연주입지침서(TR-1013420) 권고에 따라 아연은 원자로냉각재의 농도 제어를 위해 1회/일 분석을 수행하였고, 니켈, ^{58}Co , ^{60}Co 은 1회/주 분석을 수행하였다[3,4].

2.4 결과 및 논의

Fig. 1은 울진1호기 17주기 운전 중 누적 아연주입량에 따른 아연농도 검출 시점 및 아연농도에 따른 니켈의 농도 변화를 보여주고 있다. Fig. 1에서

아연농도 검출 시점을 살펴보면 원자로냉각재에 아연을 주입한 후 약 65일 경과 후 (누적 아연주입량 587 g) 아연이 검출이 되었다. 해외의 경우 아연주입 후 약 30일 정도 (누적 아연주입량 270~480 g)에 검출이 되는데, 울진1발의 경우 정화유량이 119 gpm으로 해외원전보다 약 2배 정도 높아 검출 지연시간이 좀 더 긴 것으로 판단된다[3]. 아연 검출지연 현상은 아연주입 첫 주기에 일반적으로 발생하며, 아연의 산화막에서의 활발한 치환반응에 따른 영향으로 볼 수 있다. 아연이 주입이 되면 주입 지점에서 가장 가까운 산화막 부터 치환을 한다[5]. 아연이 시료채취 지점의 산화막까지 치환이 된 후 원자로냉각재 시료에서 아연이 검출되게 되는데, 이러한 치환시간에 따라 아연주입 후 검출 지연시간이 발생하게 된다.

아연이 원자로냉각재에서 검출되는 시점부터는 1차 계통 산화막 전반적으로 아연이 치환반응을 일으키게 되어, 눈에 띄는 부식생성물 농도 증가를 발생시킨다. Fig. 1에서 볼 수 있듯이 아연 검출 시점에서 니켈이 검출되었고, 아연농도 증가에 따라 니켈농도가 증가하여 아연주입 종료 시 최대 4.5 ppb까지 검출됨을 볼 수 있다.

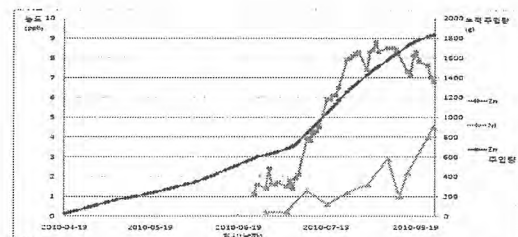


Fig. 1. Zinc and Nickel Concentration Trends with Cumulative Injected Zinc Amount

Fig. 2, 3은 원자로냉각재의 아연농도에 따른 ^{58}Co , ^{60}Co 의 농도변화를 보여주고 있다.

Fig. 2와 같이 아연주입 후 아연농도의 증가에 따라 ^{58}Co 의 농도는 $1.0\text{E}-3 \mu\text{Ci/cc}$ 에서 $4.2\text{E}-3 \mu\text{Ci/cc}$ 로 약 4배 증가하였다. 또한 ^{60}Co 은 Fig. 3과 같이 $7.4\text{E}-6 \mu\text{Ci/cc}$ 에서 $8.4\text{E}-5 \mu\text{Ci/cc}$ 로 약 11배 증가 하였다.

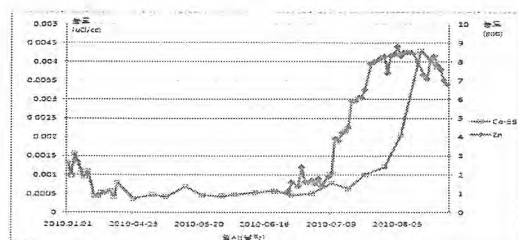


Fig. 2. ^{58}Co Activity Trends with Zinc Concentration

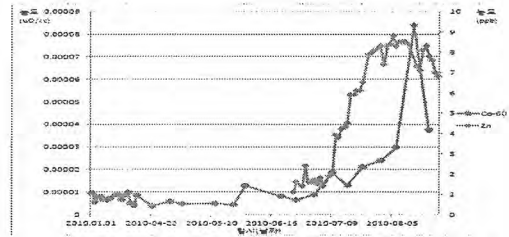


Fig. 3. ^{60}Co Activity Trends with Zinc Concentration

Fig. 1, 2, 3에서와 같이 아연농도의 증가에 따라 부식 생성물인 니켈, ^{58}Co , ^{60}Co 의 농도가 증가됨을 공통적으로 볼 수 있다. 아연은 2가 이온으로 원자로냉각재에 주입이 되면 1차측 산화막의 2가 이온들과 치환반응을 일으킨다. 따라서 같은 2가 이온이며, 주 부식생성물인 ^{58}Co , ^{60}Co 및 니켈 농도가 아연과의 치환반응을 통해 증가되는 것으로 판단이 된다. 이러한 현상을 고려했을 때, 울진1호기 원자로냉각재 아연주입에 따라, 1차측 산화막에서 아연 치환반응이 효과적으로 진행되고 있음을 알 수 있다.

3. 결론

울진 1호기 17주기 운전기간 동안 원자로냉각재에 아연 주입을 실시하였고 그에 따른 부식생성물 영향평가를 수행하였다. 아연주입에 따른 아연의 산화막 치환반응으로 산화막에서 ^{58}Co , ^{60}Co 및 니켈이 방출이 되어 원자로냉각재에서 ^{58}Co , ^{60}Co 농도는 각 4배, 11배, 니켈은 4.5 ppb까지 증가하였다. 이렇게 방출된 부식생성물은 이온교환수지에서 제거 되었다. 이 부식생성물은 방사선량의 주 영향 인자로 아연주입에 따른 용출 및 제거로 인해 발전정지 시 선량저감 효과를 가져올 수 있을 것으로 판단된다.

본 평가 결과는 국내 최초 아연주입 적용 경험 자료로써, 향후 아연주입 확대적용 시 아연의 원자로냉각재 부식 생성물에 대한 영향 평가의 기초자료로 활용될 것으로 기대된다. 아연주입에 따른 선량 저감 효과에 대한 평가는 울진1호기 17차 계획예방정비 시 선량측정을 통해 수행할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] Evaluation of Zinc Addition in Cycle 13 at Farley Unit 2. EPRI, 2000, TR-1000251.
- [2] EPRI Chemistry Update, EPRI, 2010, TR-1002618.
- [3] PWR Primary Water Zinc Application Guidelines, Revision 6. EPRI, CA:2006, TR-1013420.
- [4] PWR Primary Water Chemistry Guidelines, Volume 1, Revision 6. EPRI, Palo Alto, CA:2003, TR-1002884.
- [5] PWR Operating Experience with Zinc Addition and the Impact on Plant Radiation Fields. EPRI, 2003, TR-1003389.

콩 생육 중 지표에 침적한 ^{129}I 의 거동 실험

임광목, 최용호, 전인, 박두원, 금동권
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
kmlim@kaeri.re.kr

1. 서론

콩은 우리나라의 주식 작물로 전국 각지에서 재배되고 있다. 한편 ^{129}I 는 초장반감기 핵종으로서 방사성 폐기물 처분시 환경영향 평가의 주요 대상 핵종이다[1]. 따라서 콩 밭에서의 ^{129}I 거동 자료는 방폐장에 대한 환경영향 평가시 중요한 기초자료가 될 수 있다. 본 연구에서는 경주 중저준위 방폐장 주변에서 채취한 두 가지 밭토양에 대하여 콩의 생육 중 ^{129}I 의 침적 실험을 수행하고 ^{129}I 의 뿌리흡수와 지하이동을 조사하였다.

2. 본론

2.1 재료 및 방법

경주 방폐장 주변 반경 5 km 내에 있는 두 곳의 밭에서 상부 약 20 cm 깊이의 토양을 채취하여 연구원으로 운반한 다음 건조하였다. 건조한 토양을 상부 직경 32 cm, 높이 20 cm의 재배포트에 20 kg씩 담아 관행에 준하여 콩을 파종하고 재배하였다(그림 1). 토양의 특성은 표 1과 같다.



Fig. 1. Growing of soybean in a greenhouse

Table 1. Physicochemical properties of the soils used in the experiment

Soil	pH (1:5)	O.M. (%)	CEC (cmol/kg)	Ex.Ca	Ex.K	Texture
				(cmol/kg)		
Gugilri	7.0	7.0	22.5	18.2	1.8	Silt Loam
Sangrari	5.5	4.7	16.4	8.6	1.2	Loam

O.M : Organic matter, CEC : Cation exchange capacity

파종 후 42일 경과시(2009. 7. 28)에 ^{125}I (^{129}I 대용) 용액을 포트 당 24 ml (140 kBq ml^{-1})씩 마이크로 피펫을 이용하여 지표에 고루 처리하였다. 콩의 수확은 파종 후 119일(10월 13일)에 하였다. 수확한 콩 시료는 부위별로 나누어 온실 내에서 자연 건조시킨 다음 콩 종실은 그대로, 껍지, 줄기 및 잎은 믹서기로 잘게 분쇄하여 계측용기에 담았다. 방사선 측정은 감마스펙트로메트리법으로 부위별 ^{125}I 농도를 측정하였다. 콩 수확 후에는 지름 5 cm의 core sampler를 이용하여 콩 재배상자의 25 cm 깊이의 토양 시료를 채취(그림 2)하고 층위별(0-1, 1-3, 3-6, 6-10, 10-15)로 절단한 다음 자연 건조 후 작물체와 같은 방법으로 층위별 시료의 ^{125}I 농도를 측정하였다. 뿌리흡수는 아래와 같이 정의되는 TF_a ($\text{m}^2 \text{ kg}^{-1} \text{ -dry}$)로 나타내었다[2].

$$\text{TF}_a = \frac{\text{작물체내 핵종농도 (Bq/kg-dry)}}{\text{핵종의 지표침적 밀도 (Bq/m}^2\text{)}} \quad (1)$$

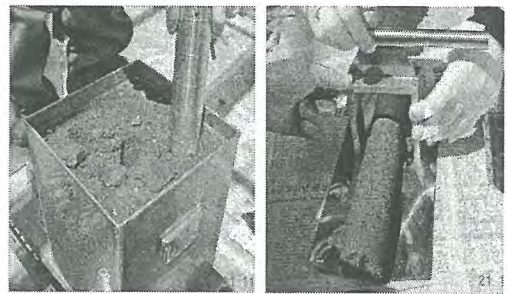


Fig. 2. Collecting of the soil samples

2.2 결과 및 고찰

2.2.1 뿌리흡수

콩에 대한 ^{129}I 의 부위별 전이계수(TF_a , $\text{m}^2/\text{kg-dry}$)는 표 2와 같다. 상라리 토양의 경우 수확 전에 잎이 모두 탈락하여 잎에 대한 결과는 얻지 못하였다. 콩의 ^{129}I 전이계수는 두 토양에서 모두 경엽부 > 콩깍지 > 종실의 순으로 종실 전이계수가 경엽부에 비해 약 100배 내외 낮았다. 이것은

^{129}I 가 뿌리를 통하여 작물체에 흡수된 후 경엽으로부터 종실로의 이동이 용이하지 않음을 나타낸다.

구길리 토양에서의 TF_a 값은 부위에 따라 $3.4 \times 10^{-5} \sim 3.4 \times 10^{-3}$ 의 범위였고 상라리 토양에서는 $1.3 \times 10^{-4} \sim 9.9 \times 10^{-3}$ 의 범위로 상라리 토양이 구길리보다 3~7배 정도 높았다. 이것은 주로 상라리 토양의 유기물 함량과 점토 함량이 구길리 토양에 비해 낮았기 때문인 것으로 판단된다. 유기물과 점토 함량이 높을수록 요오드의 토양 흡착이 증대되어 뿌리흡수가 감소하는 것으로 알려져 있다. 한편 토양의 pH에 대해서는 작물 뿌리의 요오드 흡수에 그리 큰 영향을 미치지 않는다는 보고들이 있다. 콩의 종실, 각지, 줄기에 대한 TF_a 의 대표치로는 새로운 자료가 생산될 때까지 각각 8.3×10^{-5} , 7.9×10^{-4} , 6.0×10^{-3} 정도로 제안될 수 있을 것이다.

Table 2. TF_a values of ^{129}I for soybean

Soil	Transfer factor of ^{129}I for soybean (TF_a , $\text{m}^2/\text{kg-dry}$)			
	Seeds (dry)	Shells (dry)	Stems (dry)	Leaves (dry)
Gugilri	$3.4 \times 10^3 \pm 1.1 \times 10^3$	$2.0 \times 10^4 \pm 5.4 \times 10^3$	$2.2 \times 10^3 \pm 6.1 \times 10^3$	$3.4 \times 10^3 \pm 7.5 \times 10^4$
Sangrari	$1.3 \times 10^4 \pm 3.2 \times 10^5$	$1.4 \times 10^3 \pm 3.1 \times 10^4$	$9.9 \times 10^3 \pm 4.5 \times 10^3$	-
AM±SD	$8.3 \times 10^3 \pm 6.9 \times 10^3$	$7.9 \times 10^4 \pm 8.3 \times 10^4$	$6.0 \times 10^3 \pm 5.5 \times 10^3$	-
GM/GSD	$6.7 \times 10^3 / 2.59$	$5.3 \times 10^4 / 3.86$	$4.6 \times 10^3 / 2.95$	-

AM: Arithmetic mean, SD: Standard deviation,
GM: Geometric mean, GSD: Geometric standard deviation

2.2.2 지하이동

콩 수확 후 토양별 콩 재배상자의 지하 15cm 까지의 ^{129}I 농도 분포는 그림 3과 같다. 두 토양에서 모두 지표로부터 수 cm 이내에서는 매우 급격히 감소하였다가 그 이하에서는 점점 완만히 감소함으로써 토양 깊이에 따라 농도가 지수 함수적으로 감소하는 경향이였다. 구길리 토양의 경우 전체 잔류량의 85% 정도가, 상라리 토양의 경우 75% 정도가 지표 1cm 이내에 분포하여 두 토양에서 모두 심한 표층편재 현상이 나타났다. 이로써 거의 100%에 달하는 방사능이 지하 10cm 이내에 존재하였고 그 이하로 침투한 방사능은 무시할 수 있는 정도였다. 토양에 따른 ^{129}I 의 지하이동 정도는 상라리 토양이 다소 높아 지표 1~2cm 아래에서는 위와 반대로 상라리 토양이 구길리 토양에 비해 ^{129}I 농도가 약간 높았다. 이는 상라리 토양에서의 ^{129}I 흡착 정도가

구길리 토양에 비해 낮았다는 것을 의미하는 것으로 전이계수 값이 구길리 토양보다 높았다는 사실을 뒷받침하고 있다.

위와 같이 낮은 지하 이동성으로 볼 때 ^{129}I 가 발에 침적되면 양이온인 ^{137}Cs 등과 크게 다르지 않게 작물 뿌리의 분포 범위를 벗어나는 데 상당한 시간이 걸려 다년간 작물의 뿌리를 통해 흡수될 수 있다는 점이 고려될 필요가 있다.

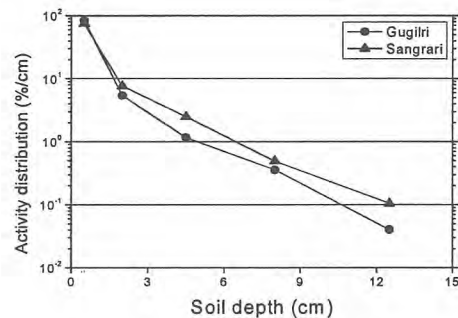


Fig. 3. Underground distribution of ^{129}I activity after plant harvest

3. 결론

경주 방폐장 주변 밭토양을 대상으로 방사성 Iodine의 콩에 대한 전이계수를 측정하고 대표치를 제안하였으며 토양내에서의 지하이동을 조사하였다. 차후 환경특성을 보다 충분히 반영할 수 있도록 더 많은 조사가 이루어 질 필요가 있다.

4. 감사의 글

이 논문은 교육과학기술부가 시행한 원자력연구개발사업의 결과물입니다.

5. 참고문헌

- [1] 최용호, 임광목, 전인, 박두원, 금동권, 요오드 증기의 무 작물체에 대한 침적속도 및 뿌리 전류계수 : 피폭 실험 결과, 방사성폐기물학회지 제 8권, pp. 151-158, 2010.
- [2] Y.H. Choi, K.M. Lim, I. Jun, D.W. Park, D.K. Keum, C.W. Lee, Root uptake of radionuclides following their acute soil depositions during the growth of selected food crops, J. Environ. Radioac. 100, pp. 746-751, 2009.

음이온수지 흡착 컬럼용리 방법에 의한 요오드 종 분류

최계천, 송병철, 박세교*, 한선호, 송규석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 덕진동 150
 *(주)엑트, 대전광역시 유성구 관평동705
 nkccchoi@kaeri.re.kr

1. 서론

최근 원전 내 작업자의 안전과 환경오염원에 대한 제거측면에서 요오드종의 생성과 거동에 대한 관심이 고조되고 있다. 원자로내에서 가용성 연무체에 함유된 I^- 음이온은 로내의 고온환경과 방사선장에서 열적 및 방사화학 반응에 의하여 휘발성 I_2 로 산화된다. I_2 생성반응은 로내의 SUMP와 저수조의 환경 즉, pH 와 방사선의 선량을, 온도와 같은 물리화학적 조건에 따라 달라진다. 생성된 I_2 는 가수분해 반응으로 IO_3^- 가 되어 저수조에 재용해 되거나 물 혹은 페인트 표면에 확산되어있는 유기오염물과 반응하여 유기요오드(Org-I)를 형성하기도 한다. 이와 같은 요오드의 생성과 거동에 대한 순환계는 휘발성요오드 저감화방안과도 밀접한 관계가 있으며 이와 관련된 요오드의 중분리 기술의 확보가 요구된다.

2. 실험

2.1 시약 및 기기.

요오드의 흡착에 사용된 음이온 수지는 Biorad 사 음이온 교환수지(AG 1x2, 50-100 mesh)를 사용하였다. KIO_3 , KI는 순도 99.9%, CH_3I 는 99.5%의 Aldrich 사 제품을 사용하였다. 화학적 회수율을 결정하기 위한 I^- 요오드 측정에는 DIONEX사의 이온크로마토그래프를 이용하였으며 기기의 측정조건은 표 1에 나타내었다.

2.2 요오드 흡착 및 분리

컬럼에 50ml의 이온수를 통과 시켜 씻어내고 용출액과 세척액은 total Iodate와 Organic Iodine의 결정을 위해 포집해 놓는다. 컬럼의 수지에 남아있는 Iodide는 100ml의 2.0 M $NaNO_3$ 를 2ml/min.의 유속으로 용리시켜 포집한 후 측정하였다. 포집용액의 pH를 2로 조절한 후 0.3 M

$NaHSO_3$ 용액을 가하여 IO_3^- 이온을 I^- 로 환원시킨다. 그것을 가능한 빨리 이온교환수지 컬럼에 통과시켜 용출액을 포집하여 유기 요오드를 측정하였다.

3. 결론

3.1 이온 크로마토 그래피에 의한 요오드 측정

시료용액 100 μ L를 취하여 분리관에 주입시키고 용리액으로 0.08 M NaCl 용액을 0.1 mL/min.의 흐름속도로 흘려 보내면 Fig. 1에서 보는 바와 같이 약 2분 후 HSO_3^- 의 피이크가, 3분 후 NO_3^- 의 피이크가 나타났다. 곧 이어 6분 후에는 I^- 의 피이크가 나타나므로 용액 속에 함유되어 있는 여러 성분에 방해를 받지 않고 정량할 수 있음을 알 수 있었다.

3.2 I^- 와 IO_3^- 및 유기 요오드의 종 분리

AG-1 음이온 수지에 대한 다양한 음이온의 친화도를 보면 I^- 와 IO_3^- 의 친화력은 아주 다르며, 보통 음이온 교환수지에 유기요오드(Thyroxine, protein 결합 요오드)는 흡착을 하지 않거나 혹은 이온수에 쉽게 용리되는 성질을 이용하여 I^- , IO_3^- 그리고 유기 Iodine등을 분리하였다. 음이온 교환수지에 물과 묽은 산(0.2 M $NaNO_3$)으로 세척, 로딩하면 I^- 는 음이온 수지에 강하게 흡착되어 수지내에 잔류하고 IO_3^- 와 유기 요오드는 용리액으로 용출되어 나온다. 수지내에 흡착되어 있는 I^- 를 진한 산(2.0 M $NaNO_3$)으로 용출시켜 분리하였다. 비이커에 포집된 용리액에 산을 가하여 pH를 2로 조절하여 용액속의 IO_3^- 를 I^- 로 전환시킨 다음 새로운 음이온 컬럼에 충전하고 묽은 산(0.2 M $NaNO_3$)을 이용하여 용리시키면 IO_3^- 에 해당하는 I^- 는 컬럼내에 잔류되고 유기요오드는 수지에 잔류하지 않기 때문에 용출액으로 용리된다.

Table 1. Ion chromatographic conditions for the analysis of iodide

Parameter	Condition of system
System	Dionex Series 4500i
Analytical column	Dionex IonPac AS4A-SC (4×250 mm, 20 µeq/column)
Guard column	Dionex IonPac AG4A-SC (4×50 mm)
Eluent	0.8 M NaCl
Flow rate	1.0 mL/min.
Sample loop	50 µL
Detection wavelength	UV 226 nm.

4. 참고문헌

- [1] E. H. P. Cordfunke and R. J. M. Konings, *Journal of Nuclear Materials*, **152**, 301-309(1988).
- [2] Yves Bichsel and Urs von Gunten, "Determination of Iodide and Iodate by Ionchromatography with postcolumn reaction and UV/Visible detection", *Anal.Chem.*, **71**, 34-38(1999).
- [3] Xiaolin, H. Dahlgaard, B. Rietz, U. Jacobasen, S. P. Nielsen and A. Aarkrog, *Anal.Chem.*, **71**, 2745-2750 (1999).

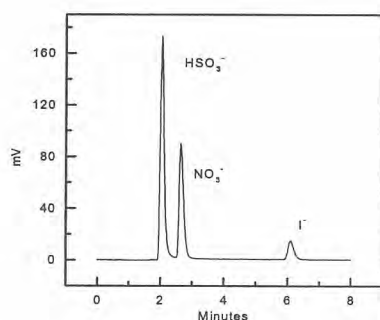


Fig. 1. Ion chromatogram of iodide in 0.1 M NaHSO₃

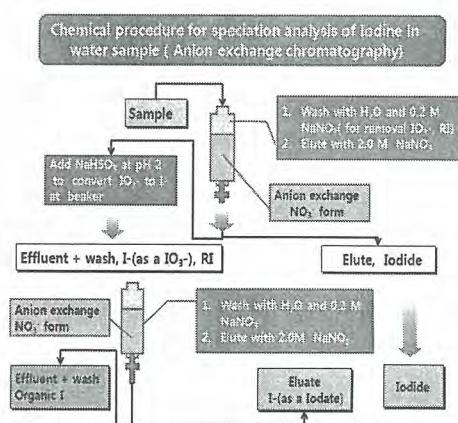


Fig. 2. Chemical procedure for speciation analysis of iodine in water sample

원전 공학적안전설비 공기정화계통 모사실험장치의 설계, 제작 및 검증

이숙경, 김광신, 손순환, 홍순준*, 강선행**

한국전력공사, 305-760 대전시 유성구 문지로 65

* FNC(주), 151-742 서울 관악구 신림9동 산 56-1 서울대 135동 306호

** 한국필터시험원, 500-480 광주시 북구 오룡동 1110-23

sklee@kepeco.co.kr

1. 서론

원자력발전소의 공학적안전설비 공기정화계통 (ESF ACS; Engineered Safety Feature Atmosphere Cleanup System)은 설계기준사고 대비용으로서, 한국 표준형 원전의 경우 주제어실 공기조화계통, 연료건물 비상배기계통 및 비상노심냉각계통 기기실 배기정화계통의 세 계통에 호기별로 각각 이중으로 설계, 배치되어 있다. 공학적안전설비 공기정화계통은 일반적으로 습분분리기, 전기가열기, 중급 필터, 전단 HEPA 필터, 활성탄 필터 및 후단 HEPA 필터로 구성되어 있으며, 미국 NRC Reg. Guide(이하 RG) 1.52를 기준으로 관리된다. 본 논문은 RG 1.52(Rev.3)의 개정내용을 영광5,6호기 공학적안전설비 공기정화계통에 적용하고자 수행한 연구중에서 현장에서 실험할 수 없는 부분의 실험을 위해 제작한 모사실험장치의 설계, 제작 및 검증과정을 기록한 것으로, 현장과 실험장치의 내부유동 비교 및 설계 검증시험을 통해 현장 계통의 모사 신뢰성을 확보하는 과정을 기술하였다.

2. 본론

2.1 실험장치 설계

원전 공학적안전설비 공기정화계통 모사실험장치의 설계를 위해 영광6호기 주제어실 공기정화계통의 제작자 공급자료, 도면 및 현장 실사를 통해 공기정화계통의 내부 구성요소인 습분분리기, 중급 필터, 전단 HEPA 필터, 활성탄 흡착기, 후단 HEPA 필터에 대한 설계자료를 구하고, 6" 이상의 형상을 갖는 구조물에 대해 3차원 CAD 모델을 작성하였다. 3차원 전산유체해석을 수행하기 위한 격자 생성은 전산유체역학 프로그램인 ICEM CFD를 사용하였다. 해석 프로그램으로 CFX를 사용하여 유동 조건과 공기정화계통의 각 필터 조건을 설정하였다[1].

실험장치 축소 비율은 Table 1과 같다. 실험장치 설계분석시 필터의 4대 포집 메카니즘 중 판성충돌

과 확산을 주로 고려하였다. 간섭현상은 현장설비와 실험장치의 필터 사양이 동일하므로 동일한 간섭 현상을 갖는 것으로 가정하고, 침강현상은 유동이 느리거나 입자의 무게가 매우 클 경우 적용하는 것이므로 고려 대상에서 제외하였다.

단면적 감소로 인한 유량 감소 및 필터의 포집효율을 고려하여 원전 현장 설비와 실험장치의 필터 성능을 평가한 결과 포집율의 오차가 5% 미만으로 실험장치 설계치의 유량과 구조는 누설 시험검사를 위한 유동장 형태에 적합한 것으로 판단하였다.

Table 1. Scale down ratio of simulator of ESF ACS of Yonggwang#5,6 control room

parameter	ESF ACS	simulator	ratio
flow area	3×3	1×1	1/9
flow rate (CFM)	12,000	1,500	1/9
flow speed (axial, m/sec)	1.8~8.0	≈1.8~8.0	1/1
flow length	actual length	actual length	1/1

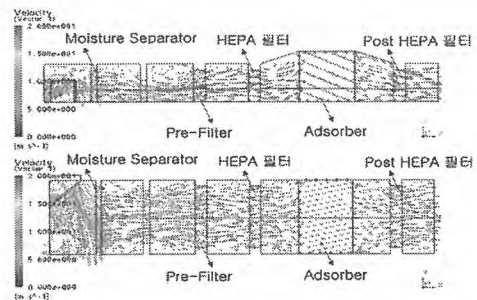


Fig. 1. Analysis of internal flow in ESF ACS of Yongkwang#5,6(top and side view)

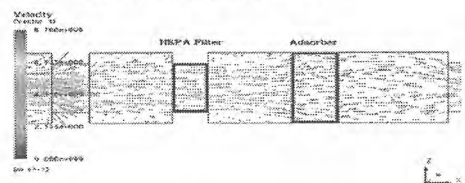


Fig. 2. Analysis of internal flow in simulator

2.2 실험장치 제작

실험장치의 주요 정격사양은 AC 220V, 60 Hz, 단상에 정격 송풍기 유량은 2,000 CFM, 운전 압력은 10" W.G., 입구 및 출구관 크기는 직경 10", 활성탄 필터 베드 깊이는 4"로 결정하였다. Fig. 3 과 같이 SUS304로 제작한 실험장치는 유량 조절이 가능하고, 유량 측정장치를 구비하였다. 입, 출구 온도 ΔT 5°C의 전기가열기를 구비하였고, 활성탄 필터뱅크에는 4" 베드의 케니스터 4개를 실험 편의 도모를 위해 별도의 라인으로 설치하고, 유입 공기 유량 조절장치도 설치하였다. 장치 유입구 덕트에 가습장치가 있어 습도조절이 가능하게 하였고, HEPA필터 누설시험을 위한 에어로졸 발생기는 NUCON사의 SN-5, 에어로졸 검출기는 F-1000-DD(Nucon)를 사용하였다.



Fig. 3. Nuclear power plant ESF ACS simulator (front and rear view)

제작된 실험장치 및 부품은 ASME N510, KEPIC-MH 공기조기에 따라 전문 시험기관에 의뢰하여 관련 요건에 의거하여 모든 시험 및 검사를 수행하였으며, 수행 결과 제작한 실험장치와 모든 부속품이 기준에 합격함을 확인하였다.

2.3 실험장치 신뢰도 검증

제작한 실험장치로 수행하는 실험중 HEPA 필터 현장누설시험을 수행하기 위해서는 선행조건으로 공기 유속분포도 시험을 시행하여 공기 유동량이 일정한지 확인하여야 한다. 앞서 설계단계에서 CFD 분석을 통해 이론적으로 검증을 하였으나 실제 적용현상을 관찰하기 위하여 제작된 실험장치에서 필터로 접근하는 공기 흐름이 균일한지를 실험으로 확인하였다.

유속은 실험장치의 송풍 유량이 적정 유량의 $\pm 10\%$ 이내인지 확인 후 최소 15분 이상을 운전한 후 측정하여야 한다. 시험유량은 1,487 CFM으로 이는 HEPA 필터 정격유량인 1,500 CFM 기준으로 $\pm 10\%$ 이내에 해당한다. 중급 필터 영향유무를 함께 관찰하기 위하여, 중급 필터가 장착된 조건과 제거된 조건에서 각각 전단 HEPA 필터 전,

후에서 유속을 측정하였다. 유속 측정은 Fig. 4.에서와 같이 25개 위치에서 측정하였다.

실험 결과, 25개 측정 위치 중 외곽 16개 측정값의 경우 필터 소켓용 Bracket의 영향으로 유속이 낮았다. 또한 HEPA 필터 앞의 중급 필터를 제거하면 유속측정값의 차이가 크게 나왔다.

결론적으로 중급 필터를 장착한 상태에서 필터 고정턱 내부의 측정점에서 편차 8.6~9.5% 내외로 공기유속분포가 균일함을 확인하였다.

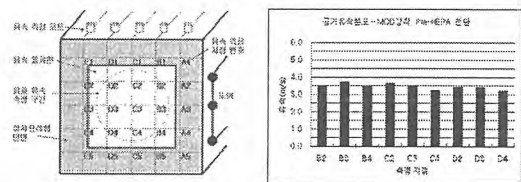


Fig. 4. flow rate measuring points on HEPA filter and measured values at the points

이와 같이 철저한 검증을 거쳐 제작된 본 장치는 활성탄 수분탈착실험 및 현장누설시험 시험물질 변경실험에 활용되었다.

3. 결론

원전 공학적안전설비 공기정화계통 관련 규제요건인 RG 1.52(Rev.3)의 국내 적용을 위해, 주요 개정사항 확인실험을 위한 모사실험장치를 제작하였다. 모사장치의 충실성을 확보하기 위해 설계자료, 현장 실사, 컴퓨터 시뮬레이션을 거쳐 실험장치를 설계하였고, 제작후 공인 시험기관을 통해 원자력등급의 각종 시험과 검사를 수행하였으며, 최종적으로 공기 유속 분포도 시험을 통해 장치의 신뢰도를 검증하였다.

4. 감사의 글

본 논문은 한국수력원자력(주) 협약과제로서, 영광 제3발전소, 한전전력연구원, FNC(주)가 공동연구하였고, 한국필터시험원이 검증시험에 참여하였다.

5. 참고문헌

- [1] S. J. Hong, H. G. Ahn, B. C. Lee, S. K. Lee, S. H. Sohn, Design of Small Test Facility for Engineering Safety Feature Air Clean-up System, Korean Nuclear Society Autumn Meeting, pp.531-532, 2007.

방사성 폐기물 내 ^{94}Nb 방사능 측정 방법에 대한 고찰

송병철, 김영복, 이창현, 이명호, 한선호, 송규석
 한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045
nbcsong@kaeri.re.kr

1. 서론

중·저준위 방사성 폐기물이 영구처분장으로 이송될 때 방사성폐기물의 안전한 보관을 위해서 방사성폐기물 인도 규정에는 폐기물 내에 함유된 ^{94}Nb 를 포함한 11개 방사성핵종의 방사능 농도를 명시하도록 되어있다. ^{94}Nb 는 원자로 내에서 중성자에 의하여 $^{93}\text{Nb}(n, r)^{94}\text{Nb}$ 핵반응으로 생성되고 스틸이나 인코넬 등 방사화된 금속에 존재하며, 반감기가 2.0×10^4 년으로 매우 길어 폐기물 처분 시 중요하게 취급되는 핵종이다. ^{94}Nb 는 베타붕괴 하면서 베타선 및 감마선을 방출하므로 ^{94}Nb 의 방사능을 측정하기 위하여 가스비례검출기 및 감마선 분광 분석기를 사용하여 측정할 수 있다. 본 연구에서는 방사성폐기물 내 ^{94}Nb 방사능 농도를 규명하기 위하여 가스비례검출기 및 감마선 분광 분석기에 의한 측정 방법을 검토하였으며, 특히 감마선 분광분석법에서 고에너지 감마선 방출 핵종으로 인하여 바탕 값 증가에 따른 최소검출하한이 높아지게 되므로, 용해용액을 개별분리 없이 직접 감마선 분광분석을 측정한 결과와 동일한 시료를 나이오븀 만 개별 분리하여 측정한 결과를 비교 검토하였다.

2. 본론

2.1 실험 방법

나이오븀 산화물을 하나로를 이용하여 중성자 조사한 후 나이오븀을 개별 분리한 후 진한 염산 및 불산을 사용하여 용해하였다. 용해한 용액을 감마선 분광분석을 수행한 결과 ^{182}Ta 가 불순물로 존재하였으며, ^{182}Ta 를 음이온교환 수지를 이용하여 제거하고 ^{94}Nb 실험실 표준물로 사용하였다.

실험실 표준물을 이용하여 기체비례계수기의 염의 무게에 따른 계측효율을 구하여

$$\text{Log}(E_{\text{eff}}) = -0.00827 \times w + 1.50974 \quad (1)$$

와 같은 계측효율 보정식을 얻었으며, 실제 시료에 대한 염의 무게에 따른 계측효율을 보정 하였다. 방사성폐기물 내 ^{94}Nb 의 방사능을 측정하기 위하여 알카리 매질에서 생성된 나이오븀 침전을 순수하게 분리하고 기체비례계수기로 방사능을 측정 하였다.

감마선분광분석기(HPGe GMX 60-83-XLB-S)의 동작전압을 -4000 V로 올리고 실험실 표준물이 들어있는 측정용기를 검출기 상단에 올려놓고 10000 초 동안 계측하였으며, 실험실 표준물로부터 방출되는 871.1 keV 피크의 계수를로부터 감마선분광분석기의 계측효율을 구하였으며, 이때 계측효율은 871.1 keV에서 4.14×10^{-2} 이었다.

방사성 폐기물 시료를 회화, 침출 및 산분해법을 이용하여 용해한 후 용해용액을 개별 분리 없이 직접 감마선분광분석을 수행 하였다. 또한 동일한 시료를 나이오븀을 개별 분리하여 감마선분광분석을 통하여 ^{94}Nb 방사능 농도를 정량하였다.

2.2 결과

Nb_2O_5 3.6 g에서 생성된 ^{94}Nb 방사능을 핵반응에 의한 생성 식 으로부터 계산한 결과 1.798×10^5 Bq이었으며, 실제 조사된 Nb 용해용액 으로부터 구한 방사능은 1.776×10^5 Bq로 계산 값 과 비교하여 98.8 %의 회수율을 보였다.

기체비례계수기에 의한 ^{94}Nb 의 방사능 측정 방법은 나이오븀을 개별 분리한다 할지라도 ^{95}Nb 에서 방출되는 베타선이 방해요인으로 작용할 가능성이 크고, 또한 미 분리된 ^{125}Sb 등에 의한 미량의 방사성 오염이 양의 오차를 가져올 것으로 사료된다.

감마선분광분석법을 이용하여 용해용액을 분리 없이 직접 측정할 경우 ^{60}Co 등의 고에너지 방출핵종 의한 백그라운드 증가로 인한 최소 검출하한

치가 높아지므로 낮은 농도의 ^{94}Nb 는 검출한계 이하가 되었다. 용해용액을 음이온 교환수지를 이용하여 분리한 후 Nb_2O_5 침전을 얻어 ^{94}Nb 의 방사능을 측정된 결과를 실험실 표준물과 비교하였을 때 7% 이내에서 잘 일치 하였다.

High-Resolution Gamma-Ray Spectroscopy of Soil Samples".

- [4] ASTM D: 3648-03, "Standard Practices for the Measurement of Radioactivity".

Table 1. Minimum detectable activity according to radioactive level of ^{60}Co

Co-60 (Bq/g)	Background (cps)	MDA (Bq/g)
1.28×10^2	0.985	0.002
1.15×10^2	1.491	0.002
5.12×10^3	1.568	0.049
7.99×10^4	5.965	0.081
1.46×10^5	15.069	0.183

3. 결론

방사성 폐기물 내 함유되어 있는 ^{94}Nb 의 방사능을 측정하기 위하여 ^{94}Nb 의 실험실 표준물을 제조하여 사용하였으며, 실험실표준물의 방사능 값은 이론적인 값과 감마선 분광분석에 의한 실험값이 잘 일치 하였다. 실험실 표준물을 사용하여 가스비례검출기 및 감마선 분광분석기의 계측 효율이 보정되었으며, 실제 방사성 폐기물 시료에 적용되었다. 시료를 용해한 후 직접 감마선 분광분석을 수행한 결과 고에너지의 ^{60}Co 등에 의한 바탕 값 증가로 ^{94}Nb 의 최소검출하한이 높게 설정되었다. 또한 가스비례검출기에 의한 측정 방법은 ^{95}Nb 에서 방출되는 베타선이 양의 오차를 유발하며, 미 분리된 미량의 ^{125}Sb 가 방해 요인으로 작용하였다. 방사성 폐기물 내 존재하는 ^{94}Nb 의 방사능 농도를 측정하기 위하여 나이오븀을 순수 분리한 후 감마선 분광분석법을 이용하여 방사능을 측정하는 것이 방해 요인을 제거하면서 검출하한치도 낮출 수 있을 것으로 사료된다.

4. 참고 문헌

- [1] ASTM D: 3648-03, "Standard Practices for the Measurement of Radioactivity".
 [2] ASTM D: 1943-96, "Standard Test Method for Alpha Particles Radioactivity of Water".
 [3] ASTM C: 1402-98, "Standard Guide for

기준면적선원에 따른 표면오염감시기 교정결과 평가

이영주, 강기두

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

ramsess55@khnp.co.kr

1. 서론

표면오염감시기 교정에 있어 중요하게 고려해야 되는 사항은 첫째 기준면적선원(이하 기준선원)의 선택, 둘째 측정구조(Geometry)의 선택, 마지막으로 선택한 기준선원의 소급성(Traceability) 유·무 등이다. 그 중에서 기준선원의 소급성은 국가표준기관으로부터 교정을 받으면 유지가 가능하고, 측정구조는 항상 동일조건에서 교정할 수 있는 장치를 만들면 비교적 쉽게 해결할 수 있다. 그러나 기준선원의 선택은 기기효율이 베타입자의 에너지와 선원면적 즉 단위면적당 표면방출률에 따라 큰 차이를 보이기 때문에 신중하게 접근할 필요가 있다.

베타 표면오염도 평가 및 성능시험을 위한 국제규격문서(ISO 7503-1, IEC 60325)에서는 교정용 기준선원의 크기(면적)가 검출기 유효면적을 충분히 포함할 수 있을 정도로 커야하며, 부득이하게 선원면적이 작을 경우 검출기 전 면적을 포함시킬 수 있게 수회 측정해서 교정할 것을 권고하고 있다.^{[1],[2]}

본 논문에서는 기준선원의 크기(면적)와 비균질도에 따른 표면오염감시기의 기기효율을 실험적으로 측정하여 선원면적의 선택에 있어 두 가지 요소(면적과 비균질도)가 교정결과에 미치는 영향을 평가하였다.

2. 본론

2.1 실험방법

측정에 사용한 기준선원의 형태 및 표면방출률은 Table 1과 같다.

Table 1. Surface emission rate and geometry

선원	선원 번호	형태	표면방출률 (s ⁻¹)
Cl-36	A	점선원 (<4mm)	1,325
	B	원형선원 (50mm)	591
	C	판선원 (100×150)mm	597
Sr/Y-90	D	판선원 (100×150)mm	1,101
	E	판선원 (100×100)mm	1,043

기준선원의 면적에 따른 기기효율의 측정을 위해 Cl-36

선원(A, B, C)과 유효면적이 15cm²(pancake type)인 GM 검출기 3대(가, 나, 다)를 사용하였다.

또한 선원의 비균질도에 따른 기기효율 측정은 비균질도가 각각 4.8%와 13%인 Sr/Y-90(D, E)과 유효면적이 15cm²(pancake type)인 GM 검출기(가)를 이용하였다. 기준선원의 표면방출률 및 비균질도는 모두 한국표준과학연구원(KRISS)에서 교정 및 시험을 받았다. 주변방사선에 의한 영향을 최소화 할 수 있도록 특수 설계 및 제작된 표면오염감시기 교정장치를 이용하여 항상 동일한 조건에서 측정하였다.

선원의 비균질도에 따른 기기효율 측정은 기준선원(D, E)을 이용하여 Fig. 1과 같은 방법으로 수행하였다. 즉 기준선원의 유효면적 내에서 검출기를 왼쪽, 가운데, 오른쪽에 위치시켜 각각 측정하였다.



Fig. 1. Detector location in sources

기기효율은 각각 식(1)과 식(2)를 이용하였다. 식(1)은 기준선원의 면적이 검출기유효면적 보다 작은 경우이고 식(2)는 그 반대의 경우에 적용할 수 있는 식이다.

$$\varepsilon_i(\%) = \frac{n - n_B}{E} \quad (1)$$

$$\varepsilon_i(\%) = \frac{n - n_B}{E_{sc} \times W} \quad (2)$$

ε_i : 기기효율(%)

$n - n_B$: 순계수율

E_{sc} : 단위면적당 표면방출률

E : 표면방출률

W : 검출기 유효면적

2.2 실험결과

서로 다른 기준선원의 면적에 따른 표면오염감시기 측정결과를 Table 2에 나타내었다. 각 검출기별/선원별로

총 10회 측정하여 평균한 결과이며 측정결과에 대한 불확도는 EA-4/02에 따른 표준불확도를 의미한다[3].

Table 2. Measurement results of each radiation source

검출기	측정값(cps)			
	선원 A	선원 B	선원 C	BKG
가	493 ± 2.5	149 ± 1.1	42 ± 0.7	0.7 ± 0.02
나	452 ± 1.8	147 ± 1.4	45 ± 0.6	0.7 ± 0.03
다	325 ± 3.4	92 ± 3.4	32 ± 0.68	0.8 ± 0.03

Table 2의 측정결과를 식(1)과 식(2)를 이용하여 기기 효율을 산출하였으며 그 결과는 Fig. 2에 나타내었다.

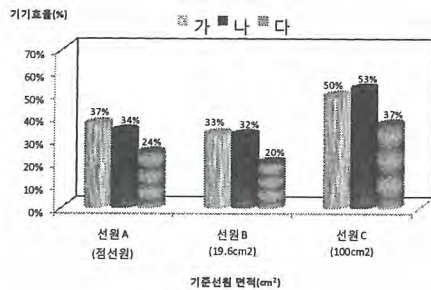


Fig. 2. Instrument efficiency according to the sources effective area

Fig. 2에서 가, 나, 다는 서로 다른 검출기를 나타내며 선원A는 검출기 유효면적 내에 완전히 포함되고 B는 검출기 유효면적보다 약 1.3배, C는 약 6.7배 정도 큰 선원이다. 측정결과 검출기 유효면적보다 매우 큰 선원(선원 C)에서 기기효율은 나머지 두 선원에 비해 최대 약 20% 까지 높게 측정되었다. 실험에 사용한 선원 C의 면적은 검출기 면적보다 약 7배 정도 크기 때문에 선원 분포의 균질한 정도(비균질도)를 확인하였다. Fig. 1에서와 같은 방법으로 여러 위치에서 기기효율을 측정한 결과 (51 ± 0.006)%로 유효면적 내에 거의 균일하게 분포하고 있음을 확인하였다.

이렇게 선원 A, B 보다 C에서 기기효율이 높게 측정되는 이유는 선원 면적 내 검출기 유효면적에 해당하는 곳 이외에서 방출된 베타입자가 검출기로 입사하여 검출되었기 때문으로 판단할 수 있다.

기준선원의 균질한 정도를 나타내는 인자인 비균질도에 따른 기기효율 측정결과를 Fig. 3에 나타내었다. Fig. 3에서 보듯이 비균질도(13%)가 높은 Sr/Y-90(D) 선원 내 검출기 위치에 따라서 최대 약 10%의 효율차이를

보였다. 선원 중심에서 왼쪽부분에서 기기효율이 가장 높게 측정되었으며 오른쪽 부분은 상대적으로 낮게 측정된 것으로 보아 주로 왼쪽부분에서 가운데 부분으로 선원이 주로 분포된 것을 알 수 있다.

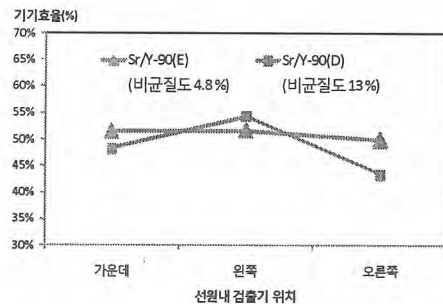


Fig. 3. Instrument efficiency according to detector locations in sources effective area

3. 결론

표면오염감시기 교정에 있어, 기준선원의 유효면적과 선원의 비균질도가 교정결과에 미치는 영향을 평가하였다.

그 결과 기준선원의 면적에 따라 최대 20%의 기기효율 차이가, 또한 비균질도가 높은 선원에 대해서는 선원 유효면적 내 검출기 위치에 따라 약 10%의 기기효율의 차이가 있음을 확인하였다.

표면오염감시기는 대상 오염지역(물품)의 면적이 검출기 면적보다 크고 또한 균일하게 오염된 경우 신뢰성 있는 표면오염도 평가가 가능하기 때문에 교정에 있어서도 기준선원의 면적을 검출기 면적보다 충분히 크게 해야 한다. 아울러 기준선원 유효면적 내의 검출기 위치에 따라서 기기효율이 달라질 수 있기 때문에 비균질도가 낮은 선원(일반적으로 6% 이하)을 이용하여 보다 정확한 교정결과를 얻을 수 있도록 해야 할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] International Standard, IEC 60325 2002.
- [2] International Standard, ISO 7503-1,1998.
- [3] Expression of the Uncertainty of Measurements in Calibration, EA-4/03 (1996),

육상 오염에 의한 방사선 피폭 평가 방법론의 개선방향

김민경, 이수홍, 박상규, 이재민
(주)에네시스, 대전광역시 유성구 구암동 328
kmk@enesys.co.kr

1. 서론

방사성 물질이 누출되어 육상 오염 사고의 경우 장기적인 영향이 발생된다. 이를 위해 다양한 피폭영향 평가 방법론이 제시되어있다. 본 연구에서는 잔류 방사성 물질에 의한 피폭선량 및 위해도 평가를 하기 위한 목적으로 미국의 Argonne National Laboratory 에서 개발된 RESRAD의 피폭경로와 계산모델을 분석하여 평가 모델의 제시하고 각 모델에 따라 국내 환경에 적합하도록 평가조건을 제시한다.

2. 본론

2.1 육상 오염에 의한 방사선 피폭경로

기존의 방사선 피폭 평가 방법론에서는 토양의 잔류 방사성 물질로부터 작업자와 대중의 연간선량 또는 장기적인 피폭선량에 대한 평가를 한다. 육상오염에 의한 방사선 피폭경로는 다음과 같다.

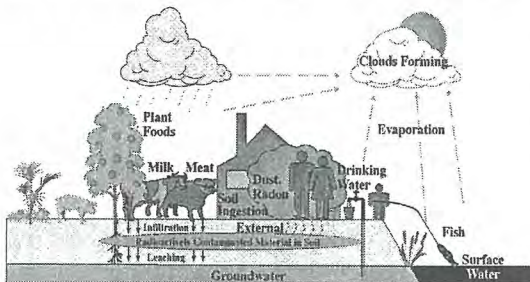


Fig. 1. RESRAD에서 고려되는 피폭 경로

- 오염된 토양으로부터 체외 방사선 직접노출
- 공기로부터 흡입하는 방사성핵종에 의한 피폭
- 섭취로부터의 체내 피폭
 - * 오염된 토양, 오염된 지하수로 관개되는 식물
 - * 오염된 초목과 물을 먹는 가축의 우유와 고기
 - * 오염된 수자원에서부터 음용수
 - * 오염된 수자원에서의 어류
 - * 오염된 토양

2.2 육상에서의 방사선 피폭 평가 방법론

육상에서의 방사선 피폭 경로는 크게 지표면으로부터 직접적으로 받는 외부피폭과 호흡과 섭취로 인한 내부피폭으로 나뉜다. 방사선 피폭경로에 대한 전체적인 피폭선량 계산모델은 식(1)과 같다.

$$H_E(t) = \sum_i \sum_p H_{E,i,p}(t) \dots \dots \dots (1)$$

$$\Rightarrow H_{E,i,p}(t) = DCF_{i,p} \cdot ETF_{i,p}$$

여기서 $H_{E,i,p}(t)$ 는 핵종 i , 피폭경로 p 에 의하여 유발되는 유효선량당량, $DCF_{i,p}$ 는 핵종 i , 피폭경로 p 에 대한 선량변환인자, $ETF_{i,p}$ 는 환경이동계수이다.

2.3 섭취에 의한 피폭

2.3.1 지하수 경로 설정

2006년 수자원이용현황에 따르면 총 이용량 337억 m^3 /년에서 댐이용 177 m^3 /년, 하천수 123 m^3 /년, 지하수 37 m^3 /년으로 지하수는 많은 비중을 차지하지 않으나 향후 오염부지 상부 또는 하류에 건설될 가능성이 있는 관정(well)을 통해 음용수 또는 관개수 등으로 이용될 수 있으며, 오염된 지하수가 하천 또는 바다와 같은 지표수로 전이될 경우에는 생태계의 먹이사슬을 통해 수산물과 이를 섭취하는 인간의 피폭을 유발할 수 있기 때문에 피폭경로에 포함되어야 한다. 식(2)는 식수 섭취에 의한 피폭선량 계산 모델이다.

$$ETF_{ij7}(t) = DF_7 \times FDW \times [WSR_{ij,1}(t) \times FD1$$

$$WSR_{ij,2}(t) \times (1 - FD1)] \dots \dots \dots (2)$$

DF_7 는 연간 식수 섭취량(L/yr), FDW 는 현장으로부터의 식수비율, $WSR_{ij,1}$ 은 초기 토양의 방사성 핵종 농도로부터의 우물물 농도(g/L), $WSR_{ij,2}$ 는 초기토양의 방사성 핵종 농도로부터 지표수 농도(g/L), $FD1$ 은 식수로 사용되는 우물물의 비율이다.

2.3.2 육상 생물 경로 설정

RESRAD 프로그램의 육상 생물 경로의 경우 소고기의 우유섭취나 고기 섭취로 설정되어 있다. 2008년 미국 농무성 해외농업국 통계에 따르면 국내의 축산물 소비량은 미국의 소비량에 1/6정도로 축산물 소비량이 많지 않으나 국내의 식습관이 점차 서구화됨에 따라 가축 섭취에 의한 피폭 영향도 점차 커지고 있다. 따라서 국내 실정에 맞는 육상 생물 섭취 경로의 개선이 필요하다. 2007년 국내의 축산물 소비량을 보면 돼지고기는 소고기의 소비량의 3배이고 닭고기 또한 소고기의 소비량보다 많은 것으로 나타났다. 따라서 축산물 경로의 설정할 때 돼지고기와 닭고기의 경로를 추가해야 할 것이다. 그러나 육상생물들의 경우 국내산 초목을 섭취하거나 배합사료를 사용하고 있기 때문에 피폭에 많은 영향을 끼치지 않을 수도 있다. 따라서 육상생물의 초목섭취에 의한 피폭경로는 좀 더 고려해보아야 한다.

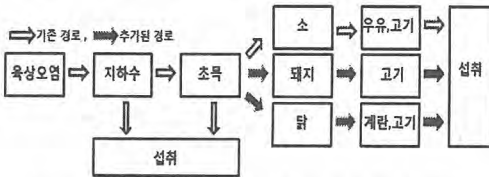


Fig. 2. 육상생물 섭취에 의한 방사선 피폭경로

2.3.3 식물 경로 설정

RESRAD에서 설정한 식물 섭취 경로의 식품군에는 과일, 채소, 곡물, 잎채소 4가지로 구분하였다. 국내의 식물섭취는 고기를 주식으로 하는 미국의 식습관에 비해 쌀을 주식으로 하기 때문에 소비량이 많고 다양한 종류의 농작물을 섭취하고 있다. 따라서 식품군의 종류를 다양하게 설정한다. 국내 농작물 식품군 종류는 크게 미곡, 맥류, 잡곡, 두류, 서류, 채소, 파싯로 나누어지며 채소의 경우는 과채류, 엽채류, 근채류, 조미채소로 세분된다. 각 식품군에서 소비량이 가장 많은 대표작물 몇 가지를 선택하여 식품섭취경로로 설정하기로 한다.

$$ETF_{ij,pq}(t) = FA_p \times FCD_{pq}(t) \times \sum_k DF_{pk} \times FSR_{ij,pqk}(t) \dots\dots\dots(3)$$

FA_p 는 지역인자, $FCD_{pq}(t)$ 는 깊이와 지표인자, DF_{pk} 는 식품종류의 연간 소비량, $FSR_{ij,pqk}(t)$ 는 식품/토양 농도비이다. 위의 계산식은 생물 섭취와 식물 섭취 경로의 피폭계산에 사용된다.

2.3.4 토양 섭취 경로 설정

토양의 섭취경로는 인간이나 동물이 토양을 직접 섭취함으로써 내부피폭을 받는다. 인간의 직접적인 토양 섭취경로에서는 어른보다 아이들의 부주의한 토양의 섭취에 대해 고려해야한다. 축산물의 토양섭취 경로의 경우 국내에서 식용으로 판매하기 위해 대량 생산하는 경우에는 방목하지 않고 가두어 키우고 있다. 따라서 토양의 섭취로 인한 오염의 가능성은 드물다. 지역이나 축산물의 종류에 따라 다르지만 축산물의 토양 직접 섭취로 인한 피폭은 많은 영향을 끼치지 않을 것으로 본다. 식(4)는 토양섭취의 피폭 선량 계산식이다.

$$ETF_{j8}(t) = FSI \times FA_8 \times FCD_8(t) \times FO_8 \dots\dots(4)$$

FSI는 토양의 연간 섭취율(g/yr), FA_8 은 지역인자, $FCD_8(t)$ 는 지표와 깊이인자, FO_8 는 거주인자이다.

3. 결론

RESRAD 분석을 통한 육상오염부지로부터의 방사선 피폭 평가 방법론과 입력조건의 개선방향에 대해서 살펴보았다. RESRAD는 크게 세 가지의 피폭경로로 나누어져있고 세부적으로는 더 다양하게 경로가 설정되어있다. RESRAD프로그램의 경우 국내의 생활환경이나 지역적인 요소에 맞는 조건으로 피폭선량을 평가하는 프로그램이 아니었기 때문에 몇 가지 요소들에 대한 개선이 필요하였다. 다양한 피폭 경로 중 섭취에 의한 피폭의 경로에 대하여 국내의 실정에 맞도록 설정해보았다. 본 연구에서는 기초적인 부분에 대해서만 살펴보았고 추후 다시 한 번 연구가 진행되면 보다 구체적인 국내 환경 특성 조건의 반영이 필요할 것이라 판단된다. 이를 통하여 원자력시설 해체 후 부지평가 뿐만 아니라 방사성 폐기물의 수송 사고에 의한 장기 영향 평가 등에도 적용이 가능할 것이다.

4. 참고문헌

- [1] Environmental Assessment Division Argonne National Laboratory, User's Manual for RESRAD Version 6.
- [2] 한국수자원공사, 06년 수자원이용현황.
- [3] 미국 농무성 해외농업국, 08년 국가별 육류 소비량.
- [4] 농림수산식품부, 07년 국내 축산물 소비량.

월성원전 삼중수소 제거시설에서의 삼중수소 감시기 운영 및 삼중수소 방출량 분석

공태영, 김희근, 정우태, 김석태

한전 전력연구원, 대전시 유성구 문지동 103-16

eagertae@kepri.re.kr

1. 서론

2007년부터 월성원전의 삼중수소 제거시설(Tritium Removal Facility: TRF)이 가동됨에 따라 원전 냉각재계통과 감속재 계통내 삼중수소 농도가 꾸준히 감소하고 있다. 이는 월성원전의 기체와 액체 삼중수소 방출량 저감뿐만 아니라 일반인 및 원전 작업종사자의 방사선피폭도 저감시키는 효과를 가져다주었다. 그러나 삼중수소가 재질을 쉽게 투과(Permeation)하는 화학적 특성을 지니고 있어 TRF의 탈 삼중수소화 공정에서 작업종사자가 삼중수소(주로 원소형 삼중수소)에 의한 내부피폭을 받을 수 있다. 따라서 월성원전 TRF에는 삼중수소 피폭이 예상되는 곳이나 가능성이 있는 곳에 지역 삼중수소 감시기를 설치하여 운영 중에 있다[1]. 이들 감시기는 시설내 공기 중 농도변화를 작업종사자에게 경고해 주고 있으며 필요에 따라 작업종사자에 대한 적절한 피폭관리가 이루어지도록 도와주고 있다. 작업종사자에 대한 삼중수소 피폭감시는 현재 월성원전에서 수행하고 있는 내부피폭감시와 동일하게 주기적인 뇨시료 분석을 통해 이루어진다. 한편, 월성원전 TRF에서는 환경으로 방출되는 삼중수소 기체유출물(원소형 삼중수소) 감시를 위해 버블러(Bubbler)를 사용하고 있다[1].

2. 본론

2.1 월성원전 삼중수소 제거시설 개요

월성원전 TRF의 목적은 감속재 및 냉각재 계통에 들어있는 삼중수소의 양을 줄이는 것이다. 현재 월성원전 TRF 중수급수의 삼중수소 제한치는 2.22 TBq/kg이다[1]. 본 제한치는 월성원전 TRF 설계, 안전성 분석 및 인허가의 기준이 된다. 월성원전 TRF의 전체적 기능은 4기의 가동 원자로계통으로부터 생성된 삼중수소를 제거하고 제거된 삼중수소를 고정화하여 부지에 안전하게 저장하며, 삼중수소가 제거된 중수를 원전에 되돌려 주는 것이다. 월성원전 TRF의 성능목표는 삼

중수소화 감속재 중수를 100 kg/h으로 처리하여 삼중수소의 97%를 제거하는 것이다. 이러한 월성원전 TRF의 주요 설계규격은 월성 1,2,3,4호기 감속재 삼중수소 농도를 370 GBq/kg로 유지하는데 맞추어져 있다.

월성원전 TRF에서의 삼중수소 제거공정은 크게 세부분으로 이루어진다[1]. 첫 번째 공정(전단 공정)은 삼중수소가 중수 분자로부터 중수소 분자로 전이하는 공정이다. 현재 월성원전 TRF는 동위원소 전이를 위한 촉매로 방수형 촉매를 사용하고 있으며, 이러한 공정을 액상촉매교환공정(Liquid Phase Catalytic Exchange: LPCE)으로 부르고 있다. 두 번째 공정은 농축단계이며, $D_2 + DT$ 혼합물을 초저온 분류과정을 통해 삼중수소의 농도를 높여 순수한 D_2 와 T_2 를 생산하는 공정이다. 마지막 공정은 삼중수소의 안전한 장기 저장을 위해 농축된 T_2 를 측정하고 저장하는 단계이다. 월성원전 TRF에서는 탈 삼중수소화 공정에서 제거된 T_2 가 상온에서 티타늄금속과 반응하여 안정한 금속 삼중수소화물을 형성한다. 그림 1에 탈 삼중수소화 공정의 기본 개념을 나타냈었다.

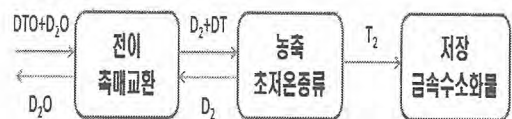


Fig. 1. Tritium removal process at TRF

2.2 월성원전 TRF 삼중수소 감시기 운영현황

현재 월성원전 TRF에는 삼중수소 피폭이 예상되는 곳이나 가능성이 있는 곳에 지역 삼중수소 감시기를 설치하여 운영 중에 있다. 이들 감시기는 시설내 공기 중 농도변화를 작업종사자에게 경고해 주고 있다. 유출물과 관련하여, 월성원전 TRF에서는 환경으로 방출되는 삼중수소 기체유출물(원소형 삼중수소) 감시를 위해 버블러를 사용하고 있다. 이러한 버블러는 월성원전에서 사용 중인 기존 삼중수소 버블러와 설계가 동일하며

원소형 삼중수소를 감지하기 위해 산화장치와 후단 Bubbler가 추가적으로 사용되고 있다. 월성원전 TRF의 공기 중 삼중수소 감시계통은 9개의 삼중수소 감시기로 구성되어 있으며, 여러 지역을 연속 감시하고 있다. 이들 감시기는 대기로 누출되는 모든 삼중수소화 수증기(HTO)나 삼중수소 기체(HT)를 검출하게 된다. 삼중수소 감시기의 시료채취 위치와 감시지역은 표 1과 같다[1]. 한편 배기구로 방출된 삼중수소 방사능량은 버블리 순수내 삼중수소 방사능량에 유량비율을 보정하여 산출한다.

$$\text{배출량} = \frac{\text{Bubbler포집 삼중수소량}}{\text{포집기 유량}} \times \text{연돌 유량} \quad (\text{Eq. 1})$$

Table 1. Tritium Monitors (TM) at Wolsong TRF

구분	지역/위치	감시지역
TM 1	지하 공정구역	·중수 이송배관 터널 ·삼중수소 저장고 ·액체수집탱크구역
TM 2	드럼 취급구역	·드럼취급 격실구역
TM 3	중수 세정실	·급수펌프구역 ·생산물 펌프구역 ·정화장치구역
TM 4	삼중수소 취급 Glove box 구역	·삼중수소 Glove box구역 ·보수작업실 Fume hood
TM 5	공기 정화실	·건조기 재생구역 ·제순환 송풍기구역
TM 6	1층 수소구역	·LPCE 촉매탑 펌프구역 ·CD탑 구역(EL.100) ·고농도 삼중수소 팽창탱크 구역
TM 7	2층 수소구역	·LPCE 공급 압축기구역 ·건조기 공급 압축기구역 ·퍼지가스 및 재결합기 구역
TM 8	4층 수소구역	·LPCE 촉매탑 구역(EL.100) ·CD탑 구역(EL.118) ·전해조 구역(EL.112)
TM 9	건물배기구	기체 유출물 감시

2.3 월성원전 TRF 삼중수소 방출량 분석

월성원전 TRF에서 방출된 삼중수소 총 연간 방출량은 2007년 1.86×10^{14} Bq, 2008년 1.87×10^{14} Bq, 2009년 6.15×10^{13} Bq이며 이중 약 90%가 원소형 삼중수소이고 나머지 10%는 삼중수소 수증기인 것으로 조사되었다. 그림 2와 3에 연도

별 월성원전 TRF 월별 삼중수소 방출량과 화학형에 따른 연간 삼중수소 방출량을 나타내었다(단위: Bq).

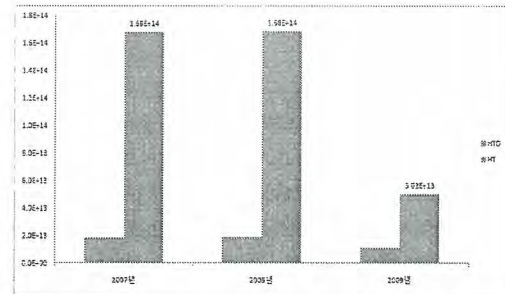


Fig. 2. Annual amount of tritium effluents at TRF

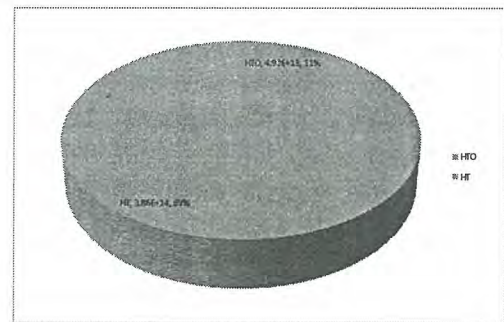


Fig. 3. Annual amount of tritium effluents depending on the chemical forms at TRF

3. 결론

본 논문에서는 월성원전 TRF 운영과 관련하여 기본적인 탈 삼중수소화 공정에 대해 간략히 소개 하였으며, 삼중수소 감시기 운영현황 및 감시절차를 분석하여 기술하였다. 또한 삼중수소 화학형에 따른 연간 월성원전 TRF 삼중수소 방출량을 분석한 결과, 월성원전 TRF에서 방출된 삼중수소 총 연간 방출량 중 약 90%가 원소형 삼중수소이고 나머지 10%는 삼중수소 수증기인 것으로 조사되었다.

4. 감사의 글

본 연구는 한국수력원자력(주)와 한전전력연구원의 협약과제로 수행되었다.

5. 참고문헌

- [1] 한국수력원자력. 월성원전 삼중수소제거설비 안전성분석보고서, 개정번호 3, 2009.

사용후핵연료 수송·저장 시스템 중대사고 평가 방안

김형진, 윤정현, 이상훈*, 최우석*, 방경식*, 이주찬*

한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

hikim@krmc.or.kr

1. 서론

국의 사용후핵연료 저장 시스템 설계분야에 있어서 911 테러 이후 설계 의 중대사고(차량, 선박 및 비행기 충돌, 화재, 강진 등)의 영향에 대해 대중의 관심이 높아졌으며, 안전여유도 확보 측면에서도 요구가 강화되고 있는 상황이다. 시스템 설계사들은 원형모델의 설계 의 중대사고 시험을 통하여 시스템의 성능을 입증하고 있으며, 관련 연구기관에서는 효과적인 전산해석법을 개발하고 있다. 미국, 독일은 항공기 고속충돌 해석을 수행했지만 보안상의 이유로 평가방법 및 해석기법의 자세한 사항을 공개하지 않고 있다.

사용후핵연료 수송용기의 법적 요건에 해당하는 사고조건은 원칙적으로 연속적으로 수행되어야 한다. 국내에서는 낙하/화재 시험 모델을 이용하여 순차적인 시험을 하지는 않았으며, 해석 또한 각각을 독립적으로 수행하였다.

이에 본 연구에서는 중대사고(고속충돌, 과도화재)와 수송사고 누적효과에 대한 기술 현황 및 평가 방안 및 초기조건의 일부를 제의해 본다.

2. 본론

2.1 항공기충돌 현황 및 시뮬레이션 방안분석

2.1.1 항공기 고속충돌 평가현황

미국은 9.11 사건 이후 NEI 주관으로 건식저장 용기, 수송용기 등의 안전성 평가를 수행하였으며, 충돌하더라도 격납시스템의 손상은 없는 것으로 결론을 내리고 있다.

독일은 9.11 사건을 전후로 고려하는 비행기의 기종이 달라졌다. 자국내 모든 중간저장시설에 대하여 군용기가 아닌 대형 민항기의 충돌을 고려한 안전성평가를 실시하였다. 지붕의 트러스에 의한 직격을 고려하였고, 이 경우에도 용기의 건전성은 유지된다고 평가하였다.

2.1.2 충돌에 의한 구조손상 평가방법

구조손상의 평가는 국부손상(local damage)과 전반손상(global damage)으로 분류하고 각각 별도로 평가하는 것이 일반적이지만, 최근에는 이 둘을 동시에 수행하는 해석기법이 개발 중이다.

국부손상의 평가는 실험을 통해 얻어진 경험식이 주로 사용되어 왔으며, 경험식에 스케일링 인자를 곱하여 활용한다. 전반손상의 평가법에는 timehistory analysis method와 energy balance method가 있다.

2.1.3 고속충돌 평가절차

구조손상만을 고려한 항공기충돌 안전성 평가의 절차는 Fig. 1과 같으며, 항공기 기종의 모델링에서 전반손상 평가까지는 사용하는 기법에 따라 여러 가지 선택을 할 수 있다.

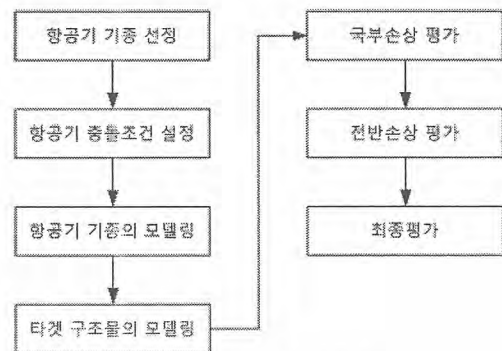


Fig. 1. Anaysis procedure

2.2 과도화재 현황 및 시뮬레이션 방안분석

과도화재에 관한 연구는 미국 볼티모어에서 발생한 터널화재의 전산 시뮬레이션을 통하여 터널 내부의 화염온도와 화재시간을 예측하고 열적 건전성을 평가한 사례가 유일하다. 주로 FDS(미국 NIST 개발)와 FLUENT를 사용하여 평가하며, Fig. 2. 는 NIST에서 모델링한 터널화재 모델링의 예시이다.

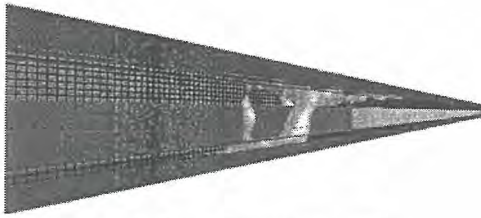


Fig. 2. Tunnel fire model by NIST

2.2.1 고려사항 및 전산시물레이션 방안

화재 시물레이션에 있어서 공간을 정확히 구현하는 것은 매우 중요하다. 즉 모델링한 각 영역은 실제 공간의 길이와 폭, 높이를 구현하여야 한다. 이외에도 공기 입출구 설정의 정확도, 가연물의 종류 및 양, 연소부분의 면적등이 중요한 고려사항이라 할 수 있다.

연소해석을 포함한 화재 시물레이션은 불확실한 많은 변수를 가지고 있으므로, FDS를 사용한 연소해석에 대한 신뢰성을 충분히 확보하기 어려운 단점이 있다. 터널화재에 대한 연구를 수행하고 있는 철도기술연구원의 경우에도 연소해석은 거의 수행하고 있지 않은 상황이다. 따라서 화재성장 곡선을 이용한 화재강도를 이용하여 수립한 방안에 대한 검증은 수행할 예정이다.

2.2.2 과도시간에 대한 열물성 자료 구축

수송/저장 용기에 사용되는 충격완충재, 단열재, 중성자차폐체는 800℃ 이상 고온의 열을 받을 경우 탄화되므로, 해석적으로 열 거동을 파악하는 것이 어렵다. 이에 과도시간에 대한 열 시험을 수행하였다.

2.3 수송사고 누적조건 시물레이션 기법 개발

국내에서는 현재까지 축소모델을 이용한 낙하 시험, slice 모델을 이용한 화재시험을 수행하였으며, 각각의 시험 영향이 누적되도록 순차적인 시험을 하지 않은 상태였다. 해석기법상 각 단계간의 결과값 전달이 용이하지 않은 이유로 해석에 있어서도 독립적으로 모사하고 있다.

2.3.1 누적효과를 고려한 해석절차 방안

연속적인 가상사고조건은 Fig. 3과 같으며, 각 단계별 누적효과를 고려하기 위해서 소프트웨어에서 제공하는 해석기법을 사용할 것이다.

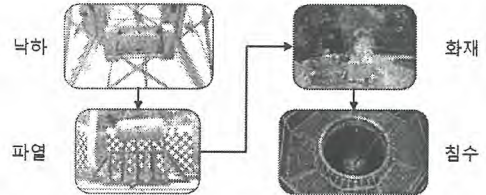


Fig. 3. Hypothetical accident conditions

낙하 및 파열조건에 의해 변형된 형상을 고려하여 열해석을 수행할 수 있지만, 해석의 주안점이 다르기 때문에 큰 의미는 없으므로, 구조와 열해석은 따로 수행하여 응력 합산을 하는 것으로 하였다.

3. 결론

중대사고 및 수송사고 누적효과의 평가 방안을 수립하기 위하여 국외, 소프트웨어 기술현황 파악을 하였으며, 이를 통하여 다음과 같이 항공기 고속충돌/과도화재 전산시물레이션을 위한 초기조건을 수립하였다.

고속충돌의 경우 충돌속도 150m/s, 항공기 기종 B747, 충돌각도는 충돌면에 수직한 것으로 설정하였으며, 엔진에 의한 타격을 받는 것으로 하였다.

과도화재는 인화성 물질을 실은 화물트럭 1대를 기준으로 하여 화재강도 40MW를 설정하였으며, 이를 바탕으로 화재성장 속도 및 연소시간을 설정하였다.

수립한 방안의 평가기술을 확립하기 위하여 각 분야에 적합한 시험모델을 제작하고, 시험을 통해 전산시물레이션과 시험 결과를 비교 평가할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] US DOE, DOE-STD-3014-2006, "Accident analysis for aircraft crash into hazardous facilities", 2006.
- [2] NIST, NISTIR 6902, "Numerical Simulation of the Howard Street Tunnel Fire, Baltimore, Maryland", 2002.
- [3] NEI, "Deterring terrorism : Aircraft crash impact analysis demonstrate nuclear power plants's structural strength", 2002.

Effective desorption of tritium from diverse solid matrices and its application to routine analysis of decommissioning materials

Daeji Kim, Warwick P. E.*, Croudace I. W.*

Korea Institute of Nuclear Safety, 34 Gwahak-ro, Yuseong, Daejeon, 305-338, Republic of Korea

*GAU-Radioanalytical Laboratories, University of Southampton, European Way, Southampton SO14 3ZH, UK
k974kdi@kins.re.kr

1. Introduction

The requirement for ^3H measurement in a wide range of materials has increased in recent years mainly as a result of accelerated decommissioning programmes and the associated waste sentencing requirements. However, as ^3H is a low-energy beta emitter ($E_{\text{max}} = 18.6 \text{ keV}$) with no associated gamma emissions, direct measurement of the nuclide is not feasible and quantification of ^3H typically requires the extraction of the nuclide from the sample matrix and separation from other nuclides that would potentially interfere. A number of techniques are routinely used for isolation of ^3H . The most widely applied technique is ambient pressure decomposition where the sample is thermally oxidised in air or O_2 -enriched air within a tube furnace assembly [1-3]. The effective performance of thermal desorption / oxidation for ^3H recovery depends on the efficient performance of four key stages

1. Quantitative liberation of ^3H from the sample matrix
2. Quantitative conversion of all ^3H species to HTO
3. Efficient trapping of the ^3H as HTO
4. The effective separation of ^3H from other nuclides that may interfere with the final quantification of ^3H .

In this study, the temperature dependence of ^3H release from a range of tritiated materials commonly encountered during decommissioning and environmental surveys, the effectiveness of catalysts / oxidants under different conditions and the efficiency of the bubbler trap were investigated.

2. Methodology

Total tritium ($^3\text{H}_{\text{total}}$) is extracted using a Raddec Pyrolyser Trio™ System (Raddec Ltd, Southampton, UK) that was designed to simultaneously extract ^3H and ^{14}C from six samples at a time from nuclear and environmental samples (Fig. 1). Each sample is placed in a silica glass work tube within the sample zone of the furnace and heated using a preset heating cycle based on experimentally optimised studies. The liberated gases pass through a catalyst zone. The catalyst zone is normally filled with 10g of Pt-alumina catalyst pellets to oxidise any organic combustion products to CO_2 and H_2O (HTO). Any water vapour, including HTO, is trapped in a bubbler containing 20 mL of 0.1M HNO_3 which effectively prevents co-trapping of CO_2 .

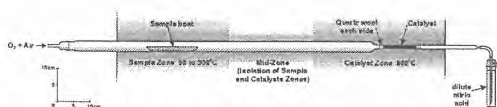


Fig. 1. Schematic diagram of the Pyrolyser triple zone furnace

Tritium evolution profiles were determined for a range of materials which were either artificially spiked with tritiated compounds or which had become contaminated as a result of exposure to tritiated organic compounds or HTO or via direct neutron activation. Evolution profiles were also determined for ^3H -labelled organic compounds and HTO.

All tritium measurements were performed using a 1220 liquid scintillation counter (Wallac Quantulus™). Eight milliliters of bubbler solution were mixed with 12mL Gold Star™ (Meridian) scintillation cocktail in a 22mL polythene vial. The vial was dark adapted for 8 hours to eliminate chemiluminescence and then counted for 1 hour (3×20 minutes). The counter was calibrated for ^3H using a traceable tritiated water standard (TRY-44, Nycomed Amersham PLC, Bucks, UK). For all samples, the measured quench levels (SQPE) ranged from 700 to 850 which correspond to ^3H counting efficiencies of 17 - 31%. All uncertainties are quoted at the 95% confidence level and refer to propagated method uncertainties

3. Results and discussion

Tritium thermal desorption profiles were measured for a range of pure ^3H -labelled compounds and samples contaminated with ^3H (Fig. 2). For concretes and brick exposed to HTO, release of ^3H occurred at around 100°C and complete recovery of ^3H occurring below $< 300^\circ\text{C}$. For all other sample types studied, the release of ^3H was delayed with quantitative recovery only being achieved at temperatures in excess of 500°C . The most delayed release of ^3H was observed for graphite where quantitative recovery of ^3H was only achieved following the complete decomposition of the graphite at temperatures exceeding 850°C (Fig.3).

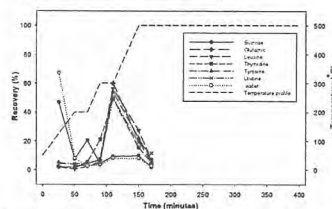


Fig. 2. Tritium evolution profiles for ^3H -labelled organics and water

For tritiated water and ^3H -sucrose, rapid liberation of ^3H occurred at low temperature ($< 100^\circ\text{C}$) whilst for all other tritiated compounds, the release of ^3H was delayed and occurred at furnace temperatures of $300\text{--}500^\circ\text{C}$. Solutions of ^3H -thymidine are often used as a ^3H standard to assess furnace recoveries. However, it has been noted that during storage, ^3H -thymidine appears to

decompose resulting in a portion of the ^3H being liberated at low temperatures comparable with tritiated water. For fish or milk spiked with ^3H thymidine no rapid release of ^3H was observed at low temperatures as any HTO arising from decomposition of thymidine had been removed during freeze-drying of the sample. Storage of the freeze-dried material at -20°C did not seem to result in significant degradation of the ^3H -thymidine.

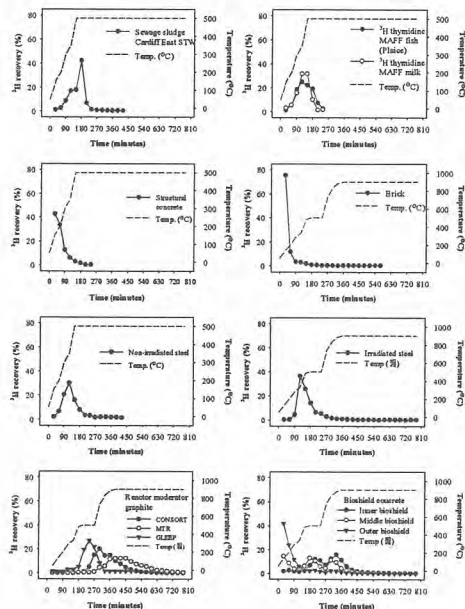


Fig. 3. ^3H thermal desorption profiles

For sewage sludges contaminated with organic ^3H , ^3H evolution was at a maximum at 500°C with over 97% of tritium was recovered within 4 hours. There was no rapid ^3H release in the early stages of combustion cycle or at temperatures in excess of 500°C . This implies that there is no significant quantity of tritiated water in this sewage sludge. The sewage sludge originated from the Cardiff East Sewer Treatment Waste where liquid wastes containing variable tritiated organic compounds from radiopharmaceutical manufacture at Amersham plc Cardiff (now GE Healthcare) were treated.

Concretes, along with many other structural materials become contaminated with ^3H during routine operation as a result of the wide spread presence of tritiated water vapour in reactor buildings coupled with its rapid diffusion into relatively porous materials [4]. Rapid evolution of ^3H was observed from both structural concrete and brick at low temperatures with >95% of total tritium extraction at temperatures $< 350^\circ\text{C}$. Such release of ^3H at low temperatures is consistent with the ^3H being present as adsorbed HTO. Both concrete and brick contain hydrous minerals that might exchange with tritiated water vapour, resulting in more strongly bound ^3H . The lack of ^3H evolution at temperatures $> 400^\circ\text{C}$ confirms that no significant proportion of ^3H is associated with such minerals.

Thermal desorption profiles for irradiated concrete were significantly different from those determined for structural concrete. For concrete sampled proximal to the reactor core, ^3H release occurred only at temperature in excess of 350°C , with no low temperature component apparent. For samples collected further from the reactor core, a low temperature component to the desorption profile was apparent. The proportion of ^3H released at low temperature increased with increasing distance from the reactor core and was most likely associated with adsorbed tritiated water. The ^3H liberated at higher temperatures originated from neutron activation of trace Li via the $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ reaction ($\sigma_{\text{th}} = 940 \text{ b}$) and was bound within the mineral lattice.

For mild steel samples exposed to HTO, ^3H evolution commenced at $ca 200^\circ\text{C}$ and reached a maximum at $300\text{--}500^\circ\text{C}$. A similar profile was observed for an irradiated steel sample. Kikuchi et al. [5] carried out similar experiment with stainless steel whereby a sample was heated up to 1000°C (constant ramp rate of $10^\circ\text{C}/\text{min}$) in a stream of nitrogen / hydrogen (<2% volume) as a carrier gas. Tritium release commenced at 250°C and reached a maximum at about 400°C , comparable with the thermal desorption profiles observed in this study. There was no additional tritium release observed from stainless steel at $>400^\circ\text{C}$.

4. Conclusion

For the majority of materials investigated in this study, the ^3H evolution temperatures were dictated by the initial form of ^3H contamination and the mechanism of adsorption of these tritiated species to the sample substrate. For materials such as concrete and brick, there was no evidence for ^3H isotopic exchange involving structural hydrogen. However, for irradiated concrete and graphite, where ^3H was produced *in-situ* via neutron capture, the thermal desorption of ^3H was delayed to higher temperatures. These findings provide valuable information that can be used in assessing the ^3H evolution temperatures of other materials during combustion and help in developing heating profiles. In addition, the measurement of ^3H evolution profiles helps in assessing the potential for ^3H loss during sampling.

5. References

1. Lockyer, J.F. and A.E. Lally, *The Determination of Tritium, C-14 and S-35 in Milk and Crop Samples Using a Combustion Technique*. Science of the Total Environment, 1993. 130: p. 337-344.
2. Payne, P.R., I.G. Campbell, and D.F. White, *The combustion of tritium-labeled organic compounds*. Biochem. J., 1952. 50(4): p. 500-502.
3. Kim, D.J., P.E. Warwick, and I.W. Croudace, *Tritium speciation in nuclear reactor bioshield concrete and its impact on accurate analysis*. Anal. Chem., 2008. 80(14): p. 5476-5480.
4. Furuichi, K., et al., *Study on behavior of tritium in concrete wall*. Journal of Nuclear Materials, 2006. 350(3): p. 246-253.
5. Kikuchi, K., et al., *Evaluation of residual tritium in stainless steel irradiated at SINQ target 3*. Journal of Nuclear Materials, 2006. 356(1-3): p. 157-161.

사용후핵연료 건식저장저장동향 및 전망

윤정현, 조천형, 정인수*, 김태만, 김지희

한국방사성폐기물관리공단, 대전시 유성구 대덕대로 1045

*(주)코네스코퍼레이션, 대전시 유성구 장대동 341-4

ihvoon@krmc.or.kr

1. 서론

현재 국내에서 운영 중인 20기(PWR 원전 16기, CANDU 원전 4기)의 원자력발전소(이하 원전)에서 방출되는 사용후핵연료는 원전 내 임시저장시설에 저장되어 있다. 더욱이 현재 6기이상의 원전이 건설되고 있는 반면에 발전소내 저장량은 저장용량은 한계에 육박하고 있다. 이문제를 근본적으로 해결하기 위하여 사용후핵연료 수송/저장 시스템의 국산화 및 상용화를 위해서는, 국외 관련 기술의 발전 역사 및 향후 전망 분석을 통한 국내 기술의 현주소 파악과 개발하고자 하는 국산화 모델의 성능 수준 도출이 선행되어야 한다. 또한, 사용후핵연료 중간저장 시설의 타입으로서 건식저장을 전제로하여 추진된 만큼 이에대한 개발동향 분석은 반드시 필요하다고 할 수 있다. 본 논문에서는 국외 기술현황 분석을 통하여 사용후핵연료 수송/저장 시스템 기술 선진국들의 시스템 개발 현황 및 기술개발 현황을 조사하여 국산화 모델의 개발방향 설정을 위한 기초자료로 활용하고자 하였으며, 방식별 중간저장 비용평가 사례 조사를 통해서 향후, 경제성 측면에서 방식별, 저장/수송 시나리오별 비교우위 결정을 위한 기초 자료로 활용하고자 하였다.

2. 열용량과 저장방식추이

그림 1. Holtec¹⁾, TN²⁾, NAC 사의 인허가 개정 혹은 모델의 열용량 변화를 나타내고 있다. 금속저장용기(TN 시리즈, HI-STAR 100)의 경우는 초기 개발 후 혹은 2001년 이후로는 기술개발의 현황이 없음을 알 수 있다. 반면에 콘크리트저장용기의 경우는 2000년대 초반과 2006년에 열성능 향상이 보인다. 그림 2는 미국 건식저장시설에서 채택하고 있는 저장방식의 연도별 현황이다. 볼트와 금속저장용기는 2000년대 초반이후로는 채택하고 있지 않으며, 1990년대에는 모듈 방식이 선호되고 있다. 하지만 2000년대 초에 들어서면서 경제성, 저장밀도 등이 상대적으로 우수한 콘크리트 방식이 주를 이루고 있으며, 방식 채택율이

2배 가량 늘어났음을 알 수 있다.

즉 콘크리트저장용기 방식이 건식저장시설의 주가 됨에 따라 이 방식에 적합하고 경제성이 있는 방향으로 기술개발이 이루어지고 있다. 저장용기, 캐니스터, 수송용기를 주요 구성요소 개발을 한 후, 추후 개정을 통해서 사용후핵연료의 특성에 맞추어 캐니스터를 설계하고 이를 추가 하는 방식을 취하고 있다. 저장용기의 성능향상을 위해 새로이 설계할 경우에도 기존의 캐니스터와 호환 가능하도록 하고 있다.

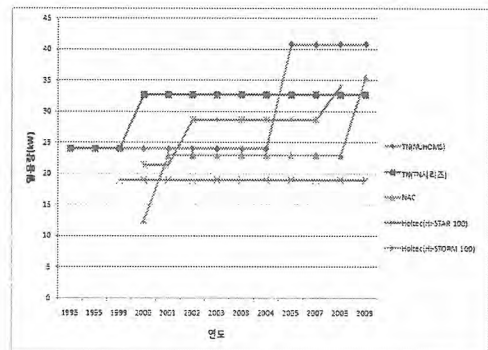


Fig. 1. 제조사별 열용량 변화

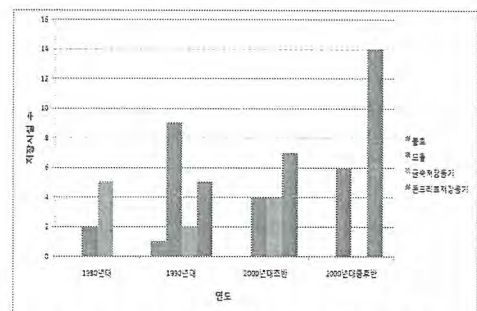


Fig. 2. 미국 건식저장시설 저장방식 현황

비용절감을 위해서 캐스크를 대형화 하고 있으며, 발전사업자의 효율적인 원전운전으로 인해 고연소도 사용후핵연료가 발생함에 따라 이를 수용하기 위한 기술개발이 이루어지고 있다. 또한 MOX를 사용함에 따라 고발열/고방사능 사용후핵연료의 저장, 연소도를 적용한 저장시스템의 연구 또는 개발이 수행되고 있다.

장기간 저장에 따른 안전성으로 인해 최근 언더그라운드 방식이 주목을 받고 있으며, 사용후핵연료의 회수성 보장이 중요한 문제로 대두되고 있다. 특히 사용후핵연료의 피복관과 구조체가 장기저장 후 처분 시 사용후핵연료를 취급할 때 건전성을 유지하고 있어야 하는 것은 중요한 사항이다. 이를 위해서 피복관을 허용온도 이하로 유지하기 위해 증진기체를 사용하고, 취급 빈도수를 줄이기 위해 수송/저장은 물론 처분까지도 가능케 하는 기술을 개발하고 있다.

미국에서 처음으로 시작된 다목적용기 기술은 용기 제조사별로 각기 다른 디자인 및 형태를 가지고 있다. 그 결과 저장, 처분 단계 간의 호환성을 위해서 다양한 특성을 가진 핵연료를 수용할 수 있는 표준화된 용기의 필요성이 대두되고 있다. 이에 유럽연합은 최근 SAFE CASK 프로그램을 통해 사용후핵연료 저장 혹은 처분을 위한 안전하고 효율성 및 호환성이 향상된 용기를 개발하여 하고 있다.

작업자 및 저장시설 외부 주민의 선량률을 줄이기 위해서 저장시설에 용기 배열시에 ALARA개념을 사용하고 있다.

3. 각국의 건식저장시설 현황

전세계적으로 17개 국가에서 건식저장시설을 보유하고 있으며, 북아메리카 지역에 41개 저장시설이 유럽에서는 독일에 가장 많은 15개 저장시설이 위치하고 있다. 각 지역별 저장시설 용량은 표 3과 같다.

Table 3. 전세계 건식저장시설 용량(2007년 기준)

지역	국가	갯수	용량
Asia Pacific	Armenia	1	74 MTHM
	India	2	590 MTHM
	Japan	2	1230 Bundles
	Korea	1	6250 MTHM
Central & South America	Argentina	1	2000 MTHM
Europe	Belgium	1	2100 MTHM
	Czech Republic	1	600 MTHM
	Germany	15	19095 MTHM
	Hungary	1	850 MTHM
	Lithuania	1	98 Bundles
	Romania	1	300000 Bundles
	Spain	1	1680 Bundles
	Switzerland	1	2500 MTHM
	Ukraine	1	9120 Bundles
	United Kingdom	1	700 MTHM
North America	Canada	6	75 MTHM
	U.S.	35	9109.4 MTHM

미국의 경우 2007년 현재 35개 건식저장시설이 운영 중이며, 저장 용량은 총 9109.4 MTHM 이다. 39개주의 120개 부지에 사용후핵연료가 저장되어 있으며 매년 2000 MTHM의 사용후핵연료가 발생되고 있다.

2008년부터 2013년까지 전세계 사용후핵연료 캐스크 수요량은 꾸준히 증가할 것으로 예상되며, 2014, 2015년에는 일부 국가의 원전운영 정지로 인해 수요량은 약간 감소할 것으로 전망된다. 그림 3. 에는 전세계 사용후핵연료 수요량 전망을 나타내었다.

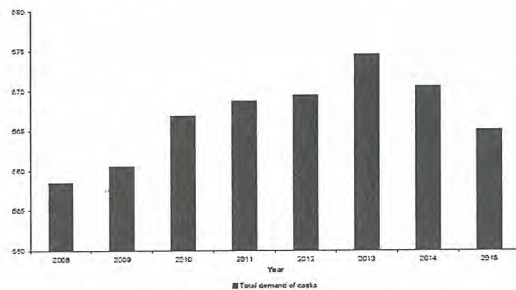


Fig. 3. 전세계 사용후핵연료 수요량 전망

4. 결론

국의 중간저장시설 현황 및 건설계획을 조사하여 중간저장 방식의 국제적 흐름 및 각국의 방식결정 배경을 분석하여 보았다. 국외 저장 시스템 현황 조사를 통해서 사용후핵연료 저장 시스템 기술 선진국들의 시스템 개발 현황 및 기술 개발 추이 등을 분석하였으며 이는 중간저장 비용평가의 기초자료로 활용하였다. 본 논문은 수송/저장 시스템 모델 설정 업무에 기본자료로 활용되어 최종적으로 국내 고유모델의 방식을 결정하는데 기여하게 될 것이다.

5. 참고문헌

- [1] Holtec International, "Safety Analysis Report: Storage, Transport, and Repository Cask System, DOCKET No. 71-9261" (2006).
- [2] Transnuclear, "TN-40 Transportation Packaging Safety Analysis Report, DOCKET No. 9313"(2006).

방사성폐기물 발생량 실시간관리 시스템 개발 및 운영

송영일, 진형호, 이귀중, 김용철

한국수력원자력(주) 영광원자력본부 제3발전소, 전남 영광군 홍농읍 제마리 514

y3343@khnp.co.kr

1. 서론

전 원자력발전소 부지내 폐기물저장고에 저장된 중·저준위 방사성폐기물은 '09년 기준 저장용량의 약 87%를 차지하고 있으며 일부 본부는 거의 포화상태에 이르렀다. 특히 전체 폐기물중 잡고체 폐기물이 약 90%를 차지하고 있어 잡고체 폐기물 저감을 위한 전사적 개선이 요구되고 있다.

그동안 잡고체 폐기물은 작업장에서 발생되는데로 취합하여 압축한 후 드럼으로 만들었으나 이와 같은 발생후 처리방법은 한계에 도달하여 작업중 폐기물 발생단계까지 적극적으로 개입하여 폐기물 발생원을 저감하거나 제거하는 체계적인 저감노력이 필요하였다.

이를 위해 발생단계부터 추적관리 및 개선조치를 수행할 수 있는 방사성폐기물 실시간관리 시스템을 개발하였다.

작업전 반입물 및 폐기물 발생량과 저감방안을 검토하고 작업중 폐기물관리조를 통한 현장점검, 작업후에는 집하장으로 폐기물을 수거하고 실명제를 운영하며, 수거 폐기물의 종류별/특성별 분류, 수집, 계량 및 실시간 DataBase를 통한 원인분석 및 feedback으로 폐기물을 저감하였다.

이 모든 결과는 전산화된 폐기물관리시스템으로 관리하고 분석하여 생성원인을 찾아내고 적합한 개선조치를 수행함으로써 방사성 폐기물 발생량을 획기적으로 줄일 수 있었다.

2. 본론

2.1 현황 및 문제점

과거에는 방사성폐기물 처리시 주변 비오염물질과 함께 처리하고, 관리자가 없는 현장 비치 수거통에 폐기물을 오염/비오염 구분없이 투척하여 폐기물량이 증가하고 발생자도 알 수 없었다.

국부오염 수준도 감량 및 재활용을 무시하고 전량 폐기하였으며 오염특성 규명 및 그에 따른 저감조치가 없었다.

특히 방사능이 없는 방식제(CCW 등)를 액체 폐기물계통으로 배수하여 수지, 활성탄 등 충전재 포화를 유발, 결과적으로 폐기물을 증가시켰다.

2.2 개선 방안

발생단계부터 최종 폐기물 생성까지 저감관리를 수행하기 위해 다음과 같이 실시간관리를 개선방안으로 검토하고 그림1과 같이 폐기물 처리개념을 수립하였다.



Fig. 1. 방사성폐기물 실시간관리 체계

2.3 방사성폐기물 실시간관리 시스템

집하장 자료를 다양한 Data Base로 관리하고 일일종합현황을 실시간으로 볼 수 있도록 하여 발생현황 및 문제점 파악 그리고 문제에 대한 대책을 Feedback 하여 폐기물에 대한 추적관리가 가능하도록 하였다. 그림 2.~그림 4.는 시스템 개략도와 실시간관리를 통한 다양한 입력 및 자료분석방법을 보여주고 있다.

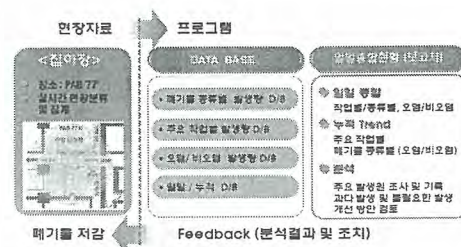


Fig. 2. 시스템 개략도

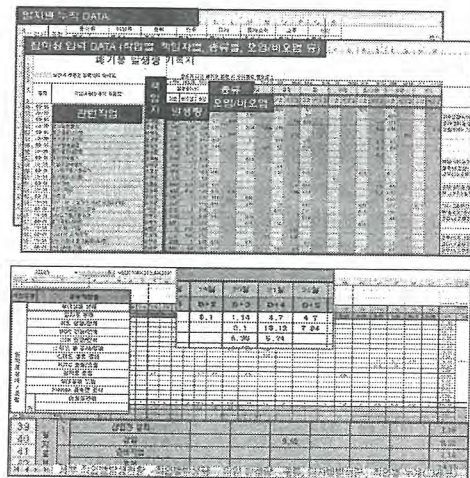


Fig. 3. 시스템 DataBase 화면

Y 일일 작업별 현황 D+24일

번호	작업 내용	폐기물발생		유역사항
		종류	발생량(톤)	
1	7차 7F VV 정교정리	종이, 비닐, 고무, 플라스틱	35.48	종이(47.3%), 고무(1.6%), 비닐(33.5%), 플라스틱(17.6%)
2	기밀물 정제(100) 완료	종이, 비닐, 고무, 플라스틱, 기타	13.65	종이(7.7%), 종이(2.8%), 비닐(5.4%), 고무(2.3%), 플라스틱(1.4%), 기타(0.8%)
3	관악물 정제(100) 완료	종이, 고무, 비닐	9.54	종이(5.6%), 고무(1.8%), 비닐(2.1%)
4	배수노출 정비 작업	종이, 고무, 플라스틱	5.3	종이(7.6%), 고무(5.4%), 종이(1.4%), 플라스틱(0.4%), 비닐(1.4%)
5	그라운드 기밀 작업	종이, 비닐, 고무	5.6	종이(3.8%), 비닐(2.3%), 고무(1.5%)
6	관악 내 관악 폐기물 수거	종이, 비닐, 고무, 플라스틱	3.89	종이(3.2%), 비닐(0.5%), 고무(0.1%), 플라스틱(0.08%)
7	배수 노출기 정비작업	종이	3.46	종이(100%)

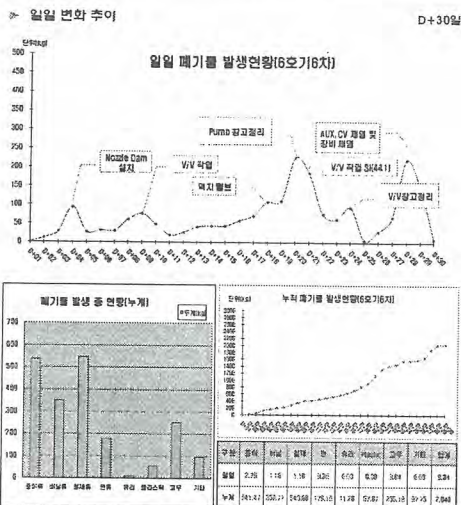


Fig. 4. 일일종합현황(보고서)

2.4 실시 효과

실시간관리 시스템을 통해 6호기 6차 O/H기간 폐기물 발생량을 목표대비 크게 저감하였다. 또한, 비오염 방식제(CCW 등)를 액체폐기물처리 계통으로 처리하지 않고 분리하므로써 수지 등

액체폐기물처리계통내 충전제 성능을 더욱 연장하므로써 폐기물 저감 효과를 극대화하였다. ('09년 충전제 교체량 : 9,600ℓ 약 48드럼)

Table. 1. 6호기 6차 O/H 폐기물드럼 현황

폐기물발생량 (드럼)	계획	실적	저감률
	38	15	61 %

3. 결론

전사 최초로 구축된 방사성폐기물 발생량 실시간 관리 시스템을 통해 폐기물발생 원인규명 및 책임관리가 가능해졌으며 적합한 Feedback 조치를 통한 원인분석 및 개선이 가능하였다.

비오염 분리수거로 교차오염에 의한 폐기물 증가를 예방하였고 오염특성별 분류로 상응하는 처리방법을 적용할 수 있게 되었다. 금번 구축된 D/B로 향후에는 목표관리 및 폐기물 ALARA가 가능하여 보다 구체적인 폐기물 저감관리가 가능할 것이다. 현재 사용 편의성을 제고한 Web 서버형 시스템을 개발중이며 전사 확대하여 방사성 폐기물 저감에 기여하고자 한다.

4. 참고문헌

- [1] 원자력발전소 방사선관리연보, 2010
- [2] EPRI 저준위폐기물 기술검토자료, 2009

Application of Tracer Gas Analysis to Room Habitability Test

Sunhang Kang, Moonyong Jung, Chanyoung Park

Korea Filter Test Laboratory, 1110-23 Orong-dong Buk-gu Kwangju city

kftl@kftl.re.kr

1. Introduction

This article discusses the application of tracer gas methods to industrial hygiene investigations. It introduces the basic concepts necessary to understand the application of tracer gas methods to particular airflow and contaminant movement measurements.

2 The Evaluation of Ventilation Systems Using Tracer Gas Methods

Air change often accounts for a significant portion of the heating or air-conditioning load of a building. It also affects the moisture and contaminant balances in the building. Moisture-laden air passing through the building envelope can permit condensation and cause material degradation. An appropriate level of ventilation is required in all buildings; one should consult ASHRAE Standard 62 to determine the ventilation requirements of a building.

A related technique (Test Method E 779) uses a fan to pressurize the building envelope. Measurements of corresponding air flows and pressure differences across the envelope characterize envelope airtightness as either the air leakage rate under specified induced pressure differences or the equivalent leakage area of the envelope. These factors permit modeling natural air change due to wind and temperature differences. However, direct measurement of natural air change is not possible with Test Method E 779. Test Method E 779 permits comparison of different buildings, isolation of leakage sites, and evaluation of retrofit measures.

2.1 Procedure for the Concentration Decay Test Method

To determine average air change rate, one introduces a small volume of tracer gas uniformly into the zone, ensures a uniform concentration, and then measures tracer gas concentration at known times. One calculates the average air change rate for that period as the difference between the logarithms of the initial and final tracer gas concentrations divided by the time period. When required, one shall obtain additional air samples to test the hypothesis that the air change rate was constant during the test with an optional regression analysis of the logarithms of additional tracer gas concentration measurements. Fig. 1 gives a simplified overview of this test method.

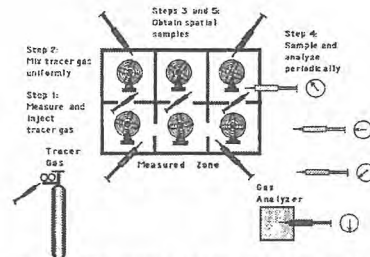


FIG. 1 Simplified Summary of the Apparatus and Procedure for the Concentration Decay Method

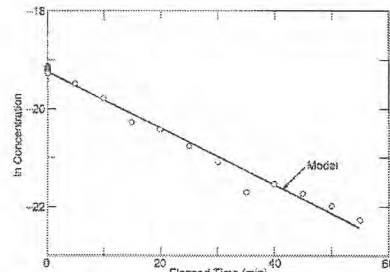


FIG. 2 Concentrations and Estimate of Concentrations Plotted Logarithmically

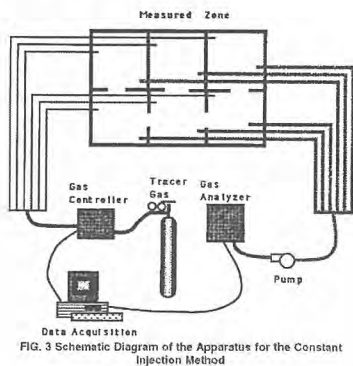
Plot the data on axes of $\ln C(t)$ against t , as illustrated in Fig 2. With the assumption of constant air change, the following relationship holds:

$$\ln C(t) = -At + \ln C(0) \quad (3)$$

2.2 Procedure for the Constant Injection Test

Method

To determine the average air change flow, inject tracer gas uniformly into the zone at a known, constant rate, ensure a uniform concentration, and then measure tracer gas concentration at known times. Calculate the average air change flow for the measurement period as the product of the tracer gas flow rate times the average of the inverses of measured concentration less a correction for the beginning and ending concentrations. It is not necessary to know the volume of the zone if the beginning and ending concentrations used in the calculation are approximately equal. Test the assumption of constant air change for the time period with an optional analysis of confidence intervals of the tracer gas concentrations after equilibrium has occurred. Fig. 3 gives a simplified overview of this test method.



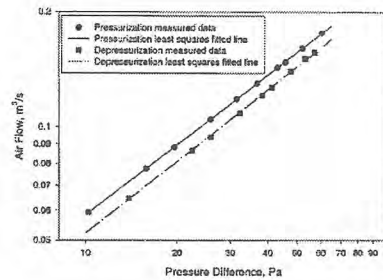
Compute average air change flow with Eq 7.

$$Q = Q_{injec} \left[\frac{1}{C_1} \right]_{avg} - \frac{V_{zone}}{(t_2 - t_1)} \ln \left[\frac{C_2}{C_1} \right] \quad (7)$$

2.3 Air leakage by mechanical pressurization or de-pressurization

From the relationship between the airflow rates

and pressure differences, the air leakage characteristics of a building envelope can be evaluated. Air leakage accounts for a significant portion of the thermal space conditioning load. In addition, it can affect occupant comfort and indoor air quality.



3. REFERENCES

- (1) Harrje, D. T., Dietz, R. N., Sherman, M., Bohac, D. L., D'Ottavio, T. W., and Dickerhoff, D. J., "Tracer Gas Measurement Systems Compared in a Multifamily Building," *Air Change Rate and Airtightness in Buildings*, ASTM STP 1067, Sherman, M. H. ed., ASTM, 1990, pp. 5--20.
- (2) Compressed Gas Association, *Handbook of Compressed Gases*, Reinhold, New York, 1966.
- (3) Parratt, L. G., *Probability and Experimental Errors in Science*, John Wiley and Sons, New York, 1961.
- (4) Draper, N. R., and Smith, H., *Applied Regression Analysis*, John Wiley and Sons, New York, 1966.
- (5) Natrella, M. G., Somerville, P. N., Cameron, J. M., Eisenhart, C., and Epling, M. L., *Engineering Design Handbook, Experimental Statistics Section 2: Analysis of Enumerative and Classificatory Data*, U.S. Army Material Command, AMC Pamphlet: AMCP 706-11, Government Printing Office #887-327, 1969.

